

Livro de RESUMOS

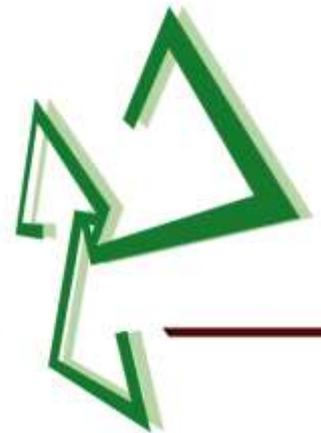


INTERNATIONAL JOINT CONFERENCE

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022

Poços de Caldas - MG



Novo marco regulatório: oportunidades e desafios

IX Congresso Internacional de Radioproteção Industrial

VIII Congresso de Proteção Contra as Radiações dos
Países de Língua Portuguesa

VII Congresso Brasileiro de Proteção Radiológica

I Encontro Nacional de Mulheres do Setor Nuclear

Organização

Alfredo Lopes Ferreira Filho

Denise Levy

Fernando Andrade Lima

Bernardo Dantas

Dados Internacionais de Catalogação na Publicação (CIP)
Catalogação na Fonte

L788 Livro de Resumos: International Joint Conference RADIO 2022: 15 a 19 de agosto de 2022 Poços de Caldas – MG, Novo marco regulatório: oportunidades e desafios / Alfredo Lopes Ferreira Filho, Denise Levy, Fernando Andrade Lima, Bernardo Dantas (orgs.). – 1. ed. – Rio de Janeiro: Sociedade Brasileira de Proteção Radiológica, 2022.
405 p.: il.

ISBN 978-65-998959-0-6

1. Planejamento Estratégico 2. Defesa Civil 3. Radiação Ionizante 4. Acordos Internacionais 5. Planos de Contingência 6. Direito 7. Gestão do Conhecimento 8. Proteção Radiológica
I. Título

CDD – 658.401 2

Ficha Catalográfica: Bibliotecária Larissa Andrade CRB – 3/1179

Todos os direitos reservados. De acordo com a Lei nº. 9.610, de 19/02/1998, nenhuma parte deste livro pode ser fotocopiada, gravada, reproduzida ou armazenada num sistema de recuperação de informação ou transmitida sob qualquer forma, por meio eletrônico ou mecânico, sem prévio consentimento do autor.

International Joint Conference RADIO 2022

Organização



Apoio



Patrocínio Diamante



Patrocínio Ouro



Patrocínios Prata



Patrocínios Bronze



International Joint Conference RADIO 2022

VI International Joint Conference RADIO 2022

- Presidente: Nivaldo Carlos da Silva (LAPOC/CNEN)
- Vice-presidente: Eduardo Medina Gironzini (Presidente de FRALC/ Peru)
- Secretária Geral: Denise Levy (Omicron /SP)

IX Congresso Internacional De Radioproteção Industrial

- Presidente: Kenia Mares (CORSEG/ ABENDI / MG)
- Vice-presidente: João Antonio Conte (ABENDI)
- Secretário Geral: João Carlos Videira José (ARCTEST/ SP)

VIII Congresso de Proteção Contra as Radiações da Comunidade dos Países de Língua Portuguesa

- Presidente: Luis Neves (Universidade de Coimbra)
- Vice-presidente: Alfredo Lopes Ferreira Filho (IRD/ RJ)
- Secretário Geral: Ricardo Mussica (Moçambique)

VII Congresso Brasileiro De Proteção Radiológica

- Presidente: José Marcus de Oliveira Godoy (PUC/ RJ)
- Vice-presidente: Eder Resende Moraes (USP campus Ribeirão Preto)
- Secretário Geral: Maria da Penha Albuquerque Potiens (IPEN-CNEN/ SP)

I Encontro Nacional De Mulheres Do Setor Nuclear

- Presidente: Danila Dias (WiN Brasil)
- Vice-presidente: Lidia Vasconcellos de Sá (IRD/ RJ)
- Secretário Geral: Laís Alencar de Aguiar (IRD)

Comitê organizador

Adelaide Benedita Armando Francisco (Agência Nacional de Energia Atômica, Moçambique)

Augusto D Oliveira (Instituto Superior Técnico, Universidade de Lisboa)

Cassia Helena Pereira Lima (CNEN/Sede)

Clerides Mateus Mavie (Moçambique)

Edna Machavane (Agência Nacional de Energia Atômica - Moçambique)

Eunícia João Goessa (Agência Nacional de Energia Atômica - Moçambique)

Fernando Ribeiro (IRD, RJ)

Graciano Paulo (Escola Superior de Tecnologia em Saúde de Coimbra, Portugal)

Helen Khoury (DEN/UFPE, PE)

José Guilherme Peixoto (IRD, RJ)

José Ubiratan Delgado (IRD, RJ)

Marcus Aurelio Pereira dos Santos (CRCN-NE, Recife)

Regio Gomes (IRD, RJ)

Representantes institucionais

LAPOC/CNEN-MG: Marcos Trevisan Vasconcelos

IPEN: Demerval Leônidas Rodrigues e Kátia Fonseca Nomanton

Eletrobras-Eletronuclear: Aylton Levandosqui Rodrigues

IRD: Lídia Vasconcellos de Sá, Marcus Alexandre Vallim de Alencar e Alfredo Lopes Ferreira Filho

AMAZUL: Leonardo Dalaqua Junior e Pablo Garcia Schuabb.

CRCN-NE: Marcus Aurélio Pereira dos Santos e Elvis Joacir de França.

SGB/CPRM: Oderson Antonio de Souza Filho

INB: Cesar Gustavo Silveira da Costa

IEN/CNEN: Valéria da Fonseca e Silva Pastura

Comunicação

Denise Levy (Omicron TI)
Wellington Andrade (UFPE/ PE)
Humberto Nicanor Rios Junior (LAPOC/CNEN-MG)
Ricardo Augusto da Silva Alfenas (LAPOC/CNEN-MG)
Danila Dias (Win Brazil)

Relações internacionais

Eliana Amaral (DRS/CNEN)
Eduardo Medina (FRALC/Peru)

Comitê científico

Coordenação

Fernando Roberto de Andrade Lima (CRCN-NE/CNEN), Recife, PE
Bernardo Dantas, Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Rio de Janeiro, RJ

Avaliadores

- Ademir de Jesus Amaral, Departamento de Energia Nuclear (DEN/UFPE), Recife, PE
- Alfredo L Ferreira-Filho, Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Rio de Janeiro, RJ
- Alcides José Sousa Castilho Pereira, Departamento de Ciências da Terra, Universidade de Coimbra, Portugal
- Altair Souza de Assis, Universidade Federal Fluminense (UFF), Rio de Janeiro, RJ
- Carlos Alberto Brayner de Oliveira Lira, Centro Regional de Ciências Nucleares (CRCN-NE/CNEN), Recife, PE
- Cassiana Viccari, Universidade de São Paulo (USP) campus Ribeirão Prteto
- Denison de Souza Santos, Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Rio de Janeiro, RJ
- Eder Resende Moraes, Universidade de São Paulo (USP) campus Ribeirão Prteto
- Fernando Carlos Araujo Ribeiro, Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Rio de Janeiro, RJ
- Graciano do Nascimento Nobre Paulo, Escola Superior de Tecnologia da Saúde de Coimbra, Portugal
- Helen Houry, Departamento de Energia Nuclear (DEN/UFPE), Recife, PE
- José Guilherme Pereira Peixoto, Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Rio de Janeiro, RJ
- José Marcus de Oliveira Godoy, Pontifícia Universidade Católica do Rio de Janeiro (PUC-Rio), RJ
- José Ubiratan Delgado, Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Rio de Janeiro, RJ
- Nivaldo Carlos da Silva, Laboratório de Poços de Caldas (LAPOC/CNEN), Poços de Caldas, MG
- Pedro Manuel Peixoto Teles, Dep.de Física e Astronomia, Faculdade de Ciências, Universidade do Porto, Portugal
- Ricardo Tadeu Lopes, Programa de Engenharia Nuclear (PEN/COPPE/UFRJ), Rio de Janeiro, RJ
- Romilton dos Santos Amaral, Departamento de Energia Nuclear (DEN/UFPE), Recife, PE
- Sergei A. Paschuk, Universidade Tecnológica Federal do Paraná (UTFPR), Paraná
- Teógenes Augusto da Silva, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), Belo Horizonte, MG.
- Water Paes, Universidade de São Paulo (USP) campus Piracicaba

Prêmio Luiz Tauhata

O Prêmio Luiz Tauhata foi oferecido aos autores dos melhores trabalhos relacionados a projetos de formação acadêmica nas categorias de Iniciação Científica, Mestrado e Doutorado.

Avaliadores

Ademar Potiens
Ana Letícia Almeida Dantas
Cibele Zamboni
Claudio Domingues de Almeida
Claudio Menezes
Danila Dias
Demerval Rodrigues
Denison Santos
Estela Maria de Oliveira
Fábio Suzuki
Fernando Razuck
Francisco Fernando Lamego Filho
Laís Alencar

Lídia Vasconcelos Sá
Luciana Carvalheira
Marcelo Francis Máduar
Marcos Antonio Scapin
Maria Angélica Vergara Wasserman
Maria da Penha Potiens
Maria de Lourdes Moreira
Paulo Roberto Ferreira
Raquel Gouvea dos Santos
Rodrigo Leandro Bonifácio
Sabine Neusatz Guilhen
Valéria Pastura

Trabalhos premiados

- **Dificuldades analíticas na determinação de céscio-137 para estudos de erosão de solo no semiárido**
Rauanna Crys Carvalho dos Santos
- **Estimativa de dose específica por tamanho (SSDE) em exames tomográficos usando o VirtualDose CT**
Alexandre Maciel Rolim
- **Fatores de correção para medições de atividade de ^{99m}Tc em seringas utilizadas em medicina nuclear**
Samara Silva de Carvalho Rodrigues
- **Desenvolvimento do protocolo combinado no CRCN-NE para triagem e estimativa de dose absorvida**
Akíria Ohana Torreão
- **Uma metodologia para avaliar meias-vidas e impurezas de radiofármacos por meio de espectrometria gama**
Nathalia Almeida do Nascimento
- **Integridade física de tecido não tecido (tnt) submetidos à radiação gama esterilizante**
Suy Hwang

International Joint Conference RADIO 2022

Índice

O presente livro disponibiliza os Resumos Expandidos organizados segundo um critério de especialidades, conforme apresentados na RADIO 2022.

Comunicação com a sociedade compromisso e envolvimento das partes interessadas	7
Cultura de segurança	12
Direito, recomendações e regulamentos nucleares internacionais	19
Educação e treinamento.....	34
Equidade de gênero	51
Gestão do conhecimento e divulgação	70
Instrumentação nuclear e dosimetria	91
Proteção radiológica ambiental	212
Proteção radiológica de pacientes	295
Proteção radiológica em gamagrafia industrial	332
Proteção radiológica ocupacional.....	337
Radiobiologia	354
Simulação matemática.....	369
Relação de Resumos Expandidos.....	397

Livro de RESUMOS

Comunicação com a sociedade compromisso e envolvimento das partes interessadas



International Joint Conference
RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Planejamento estratégico na comunicação ao público na gestão de risco e gerenciamento de uma emergência nuclear na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA)

Escarani^a P. R. G., dos Santos^a R., Razuck^a F. B.

^aInstituto de radioproteção e Dosimetria (IRD), Av. Salvador Allende, 3773

escarani@ird.gov.br; rasul@ird.gov.br; fernando.razuck@ird.gov.br

Introdução

Em um mundo onde cada vez mais as informações têm uma alta velocidade de propagação e estão presentes nos mais diversos meios de comunicação, torna-se imprescindível acompanhar as notícias a fim de manter informada a população sobre as ações empreendidas, os riscos reais e as consequências de um suposto acidente nuclear, levando-se em conta os dados incorretos direcionados ao público. Desta forma, no momento anterior a um acidente nuclear, as comunicações são mais voltadas para a divulgação do Plano de Emergência Externo (PEE) em direção à população e capacitação dos agentes oficiais que poderão trabalhar em caso de uma situação de emergência na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA). Nessa situação, o fluxo de informações aumentará significativamente acarretando a necessidade de uma melhoria no sistema de comunicação. Basicamente são as ações pré-acidente que servem para conhecer o risco, a vulnerabilidade, o monitoramento e a elaboração de planos de contingência, a capacitação e tudo aquilo que se promove para evitar, preventivamente, o acidente nuclear ou mitigar as consequências em relação à população e ao meio-ambiente [1]. Entende-se que uma comunicação pública eficaz incentiva a implementação suave de ações de proteção apropriadas por pessoas em risco e tranquiliza indivíduos que não estão diretamente em risco, reduzindo rumores e medos. Pode facilitar os esforços de assistência e também manter a confiança do público nas organizações responsáveis por garantir o bem-estar do público [1]. O público deve compreender que existem muitos receptores de comunicação e que ocorrem diferenças na interlocução de acordo com a área abrangida, como: informação para a população prevista no PEE/RJ com fins de evacuação das Zonas de Planejamento de Emergência (ZPEs), comunicados à imprensa, aviso entre instituições específicas, informação para especialistas e comunicação dos centros de emergência para os profissionais atuantes [1].

Assim, o Planejamento Estratégico de comunicação, nas fases de gestão de risco e gerenciamento do acidente, adquire alta relevância em um contexto de controle de pânico, disseminando os procedimentos corretos que irão contribuir, diretamente, na coordenação sobre a emergência nuclear, centralizando, filtrando as informações. Neste sentido, o presente trabalho visa propor o estabelecimento de um planejamento estratégico na comunicação ao público na gestão de risco e no gerenciamento de emergência nuclear na CNAAA, pois a ausência de um planejamento contínuo aumenta a vulnerabilidade das comunidades afetadas por falta de capacitação permanente, em uma emergência nas usinas nucleares de Angra I ou II, poderá causar falta de comunicação e informação nas partes interessadas (*stakeholders*), que se dividem em vários ciclos de interesses e em necessidades de informações produzidas de forma a atender suas especificidades nesses ciclos, sempre com cautela e criteriosamente disseminado para o público partes visando atender os interesses das partes.

Metodologia

Esta pesquisa baseia-se em uma abordagem de revisão bibliográfica e de literatura [2] a fim de permitir conciliar e propor um planejamento estratégico eficiente, unindo a legislação vigente no país - na área de Defesa Civil e Radiação Ionizante - com acordos internacionais, normas técnicas e doutrinas de defesa civil na gestão de risco e gerenciamento de desastre.

Resultados e Discussão

Agora serão colocadas as atividades do planejamento estratégico em cada fase de Defesa Civil, sendo possível uma programação mais efetiva na comunicação com o público, não somente na possibilidade de um desastre. São elas:

- Gestão de risco – a gestão de risco de desastres caracteriza-se pelo conjunto de decisões administrativas, de organização e de conhecimentos operacionais desenvolvidos por sociedades e comunidades para estabelecer políticas, estratégias e fortalecer suas capacidades e resiliência a fim de reduzir os impactos de ameaças e, conseqüentemente, a ocorrência de possíveis desastres. Em outras palavras, a gestão de riscos consiste na adoção de medidas para reduzir os danos e prejuízos ocasionados por desastres, antes que estes ocorram. A cronologia de risco começa suas ações na identificação indo até o processo de evacuação da população de forma preventiva [3].
- Plano de Contingência – são planos que especificam os recursos humanos, materiais e as diretrizes de atendimento de emergência, tendo como premissa uma organização e previsão das ações necessárias de socorro e assistência à população em caso de desastre. No caso específico da CNAEA, o Plano de Emergência Externo é o Decreto Estadual nº 44.384 de 11 de setembro de 2013 que descreve não somente as atribuições da Secretaria Estadual de Defesa Civil (SEDEC/RJ), mas diversas responsabilidades de outras instituições e órgãos de apoio para a execução do plano.

Conclusões

Entende-se que o planejamento estratégico possibilita construir canais de comunicação com o público de forma eficiente em diversas, bem como propiciar estratégias das autoridades para disseminar essas comunicações entre os ciclos, produzir modelos de releases e divulgações na fase de gestão de risco e criar índices de desempenho para avaliação dessas estratégias em relação as partes interessadas no processo de comunicação, pois somente com um planejamento estratégico implementado criaremos uma melhoria contínua nesses processos de *feedback* de informações com o aumento da qualidade das comunicações. Diante disso percebe-se que o planejamento estratégico - dividido em gestão de risco e gerenciamento de desastre dedicados com a divisão dos públicos que vão receber as comunicações – deve perceber em que momento é primordial uma melhoria na qualidade e coordenação da atividade nuclear a fim de evitá-la a todo custo.

Referências

- [1] International Atomic Energy Agency. **Manual for firstrespondersto a radiologicalemergency**. Vienna, 2006.
- [2] GIL, A. C. **Como elaborar projetos de pesquisa**. 4. ed. São Paulo: Atlas, 2008.
- [3] International Atomic Energy Agency. **IAEA EPR Communication, Communication with the Public in a Nuclear orRadiologicalEmergency**. Vienna, 2012.

International Joint Conference Radio 2022

From Three Mile Island to Fukushima: an evaluation of communication management in responding to radiological and nuclear emergencies

Beserra M.T.F. e Mello Filho M.O.C.

Centro Federal de Educação Tecnológica (CEFET-RJ)

Av. Maracanã, 229 – Maracanã, Rio de Janeiro - RJ, Brasil. CEP: 20271-110

marcela.beserra@cefet-rj.br, mauro.otto@cefet-rj.br

Introduction: The adoption of practices that involve the use of ionising radiation in several fields of knowledge increases every day. This growth heralds an increased likelihood of accidents, including radiological and nuclear emergencies, with potential consequences for workers, the general public, and the environment. Within this scenario, it is clear that studies and evaluations of emergency response actions may benefit from continuous improvement. The response objectives must be supported by optimised tactical, operational, and logistical processes. Coordination and communication among the teams involved in the response must be adaptable to each accident or emergency, according to its size. The objective of this study is to assess the management of communication in the Preparedness and Response to Nuclear and Radiological Emergencies.

Methodology: This assessment is supported by best practices from the Incident Command System (ICS) and the Project Management Institute (PMI). A set of performance indicators were developed — based on the referred models and supported by the balanced scorecard (BSC) methodology. They were evaluated through real cases selected from a number of radiological and nuclear emergencies published by the International Atomic Energy Agency (IAEA).

Results: A total of 60 indicators were developed with the aim of assessing communication management, distributed as follows: 23 for the mitigation (initiation) stage; 28 for the preparation (planning) stage; 5 for the response (execution) stage; and 4 for the recovery (closure) stage.

Conclusions: The proposed methodology has enabled the identification of evidence that communication management could have been better in response actions if optimised management models for the accident scenarios had been agreed in advance and complied with.

References

- AALTONEN, 2011, "Project stakeholder analysis as an environmental interpretation process", *International Journal of Project Management*, Volume 29, pp.165–183
- ABREU, F. SCHNEIDER, L.C.; MIRANDA, R.G.; TONDOLO, V. A. G., 2004.
- "Vantagens e desvantagens do uso do Balanced Scorecard: o caso CARRIS". In: Encontro Nacional de Engenharia de Produção - ENEGEP, Florianópolis.
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2007, *Glosario de Seguridad Tecnológica del OEIA-Terminología empleada en Seguridad Tecnológica Nuclear Y Protección Radiológica*, Viena, IAEA.
- ALEXANDRE, J.W.C., ANDRADE, D.F., VASCONCELOS, A.P., ARAUJO, A.M.S., BATISTA, M.J., 2003, "Análise do número de categorias da escala de Likert aplicada à gestão pela qualidade total através da teoria da resposta ao item" In: XXIII Encontro Nacional de Engenharia de Produção, Brasil.
- ALVES, R.N., XAVIER, A.M., HEILBRON, P.F.L., 1998, "Lessons of the Radiological Accident in Goiânia", In: *Goiania, ten years later Proceedings of an International Conference Goiania*, pp. 99-103, Brazil.
- ANNELLI, J.F., 2006, "The national incident management system: a multi-agency approach to emergency response in the united states of america", *SCI. Tech.*, Volume 25, Número 1, pp. 223-231.
- ATKINSON, 1999, *Project management: cost, time and quality, two best guesses and a phenomenon, its time to accept other success criteria*, *International Journal of Project Management*, Volume 17 (6), pp. 337-342.
- BADRI, M. A., DONALD, D., DONNA, D., 1995, "A study of measuring the critical factors of quality management", *International Journal of Quality & Reliability Management*, Volume 12 (2), pp. 36-53.
- BECKER, M.T., 2004, "Emergency Communication and Information Issues" In: *Terrorist Events Involving Radioactive Materials, Biosecurity and Bioterrorism: Biodefense Strategy, Practice and Science*, Volume 2, (3), pp. 195-203
- BETHESDA, MD., 2001, "Management of Terrorist Events Involving Radioactive Material". *National Council on Radiation Protection and Measurements*, Número 78, pp.125-134.
- BIGLEY, A.G., ROBERTS, H.K., 2001, "The Incident Command System: High-Reliability Organizing for Complex and Volatile task environments". *Academy of Management Journal*, Volume 44 (6), pp. 1281-1299.
- BINNS, D.A.C., 1998, "Goiania 1987: searching for radiation", In: *Goiania, ten years later Proceedings of an International Conference Goiania*, pp. 217-222, Brazil, Outubro
- BRITO, M.N., ESTEVES, H.S.E., 2008, *Sistema de Comando de Incidentes*.
- SENASP/MJ, pp. 1-94.
- BUCK, D., TRAINOR, J.E., AGUIRRE, B.E., 2006, "A critical evaluation of the incident command system and nims", *Journal of Homeland Security and Emergency Management*, Volume 3(3), pp. 1-29.
- CARDOSO, E.M., 2011, *Programa de Integração Técnica CNEN. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro*. Disponível em: www.cnen.gov.br/ensino/apostilas/PIC.pdf. Acesso em: 12/11/2011
- CAUGHRON, J. J., 2008, "Project Planning: The Effects of Using Formal Planning Techniques on Creative Problem-Solving", *Creativity and Innovation Management*, Volume 17(3), pp. 204-215
- CHAVES LE, NETO, F.H.S., PECH, G., CARNEIRO, M.F.S., 2006, *Gerenciamento de Comunicações em Projetos*, 1ª Edição, FGV.
- CLELAND, D.L., KING, W.R. *Systems Analysis and Project Management*. McGraw-Hill, New York, 1968
- CODAS, M.M.B. 1997, "Gestão de projetos: uma reflexão histórica", *Revista de Administração Empresarial*, Volume 2, pp. 33-37
- DANZON, M., 2005, "Opening address: The enduring lessons of Chernobyl", In: *Chernobyl: Looking Back to go Forward*, pp.31-34, Vienna
- DIALLO, A., THUILLIER, D., 2005, "The success of international development projects, trust and communication: an African perspective". *International Journal of Project Management*, Volume 23 (3), pp. 237-252.
- EISENHARDT, K. M., 1989, "Building Theories from Case Study Research". *Academy of Management Review*, Volume 14(4) pp. 532-550.
- EL BARADEI, M., 2004, "Saving ourselves from self-destruction", Vienna, IAEA.
- ELETRONUCLEAR, 2011, *Panorama da Energia Nuclear no Mundo*.
- ELETRONUCLEAR, 2ª revisão, Rio de Janeiro, 2011.
- ELHAJJI, M., TOMAZ, G., BARRITO, G., COTTA, D., *Apostila de Comunicação de Risco e Gestão de Catástrofes*, Rio de Janeiro, Intercom Sudeste-URFJ, 2009
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2002, *Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency*, IAEA Safety Standards Series GS-R-2, Vienna, IAEA.
- FROIS, F., 1998, "Nuclear Law and Radiological Accidents", In: *Goiania, ten years later Proceedings of an International Conference Goiania*, pp. 99-103.
- GALVÃO, M., 2006, "Planejamento de Comunicações em Projetos", *Mundo PM*, Volume 6, pp. 70-75
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 1998, *GOIANIA, TEN YEARS LATER*-Proceedings of an International Conference Goiania, Brazil, 26-31 October 1997, Organized by CNEN in co-operation with the IAEA.
- GREMBERGEN, W.V.H., 2005, "Management Guidelines Revisited: The KGIs/KPIs Cascade". *Information Systems Control Journal*, Volume 6, pp. 2-23.
- GUSBERTI, T. D.H., DE PAULA, I. C.; ECHEVESTE, M.E., 2006, "Alinhamento dos indicadores de desempenho com planejamento estratégico em empresas de baixa a moderada maturidade: um estudo de caso em empresa farmacêutica". In: *VI Sepsul - Semana de Engenharia de Produção Sul-América*, Florianópolis.
- GUSKOVA, A.K., GUSEV, I.A., 1998, "Peculiarities of the Clinical Course of Radiation Sickness and Organizational Decisions for Radiation Accidents with Beta- gamma Sources", In: *Goiania, ten years later Proceedings of an International Conference Goiania*, pp. 99-103.
- HAYNES, D.C., OTT, G. L., 2001, "Area Contingency Plan Scorecard: Determining a Plan's Ability to Achieve - Critical Success Factors". In: *International oil spill conference*, pp.623-633.
- HELDMAN, K., 2006, *Gerência de projetos: guia para o exame oficial do PMI*. Tradução: Luciana do Amaral Teixeira, 3. ed. (Revisada e Atualizada), Rio de Janeiro, Elsevier
- HIRANO, D.C.B., 2001, "Communications and media relations". *Public Health Administration*.
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 1988, *The Radiological Accident in Goiânia*, Vienna, IAEA.
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 1992, *The Chernobyl Accident*:

Updating of insag-7 a report by the international nuclear safety advisory group, SAFETY SERIES, 75, INSAG-7. Vienna, IAEA.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2001, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, The International Nuclear Event Scale (INES) User's Manual, IAEA- INES- Vienna, IAEA.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2003, Method for Developing Arrangements for Response to a Nuclear or Radiological Emergency, EPRMETHOD, Vienna, IAEA.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2005, Chernobyl's Legacy: Health, Environmental and Socio-Economic Impacts and Recommendations to the Governments of Belarus, the Russian Federation and Ukraine, The Chernobyl Forum: 2003-2005, 2 ed., Vienna, IAEA.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2009, The Radiological Accident in Nueva Aldea, Vienna, IAEA.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2008, Proceedings of an international conference on Chernobyl: looking back to go forward organized by the international atomic energy agency on behalf of the Chernobyl forum and held in Vienna, Vienna, 6-7. September 2005.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WORLD CUSTOMS ORGANIZATION, EUROPOL, INTERPOL, 2007b, Combating Illicit Trafficking in Nuclear and other Radioactive Material, 6. Vienna, IAEA Nuclear Security Series.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 1996, One Decade After Chernobyl. Summing up the Consequences of the Accident. Proceedings of an International Conference, Vienna.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Fukushima Daiichi Accident, <https://www.iaea.org/publications/10962/the-fukushima-daiichi-accident>, acessado em 06/05/2021.

ITOPF - INTERNATIONAL TANKER OWNERS POLLUTION FEDERATION LIMITED.

-Country Profiles. A Summary of Oil Spill Arrangements & Resources Worldwide. Londres, Reino Unido, 1999.

KAPLAN, R.S., NORTON, D. P. The balanced scorecard: translating strategy into action. Boston, Mass.: Harvard Business School Press, 1996.

KEMENY, J.G. The Accident at TMI. Report of The President Comission on The Accidente in Three Mile Island, 1a. Edição .Washington, EUA, 1979

KERZNER, H., 2002. Gestão de Projetos: as melhores práticas (Tradução do Original), Porto Alegre, Bookman.

KERZNER, H., 2006, Gestão de Projetos: as melhores práticas (Tradução do Original). Porto Alegre, Bookman.

KUCHIN, J., HERETH, L., 1999, "Measuring response: A balanced response scorecard for evaluating success". In: Proceedings of the 1999 International Oil Spill Conference, Seattle.

LAGO, D., MINGOSSI, R.A., 2007, Gerenciamento de Projetos segundo as normas preconizadas pelo PMI – Um estudo de caso, Revista de Ciências Exatas e Tecnologia, pp. 1-15.

LEOCADIO, J.C., 2007, Estimativa do Risco de Exposição Potencial em Instalações Industriais. Tese de Doutorado, COPPE –UFRJ, RJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

LINDELL, M.K., PERRY, R.W., PRATER, C.S., 2005, Organizing Response to Disasters with the Incident Command System/Incident Management System (ICS/IMS), In: International Workshop on Emergency Response and Rescue.

MATOS, G.G., 2009, Comunicação Empresarial sem complicação: Como facilitar a comunicação na empresa, pela via da cultura e do diálogo. 2a. Edição (Revisada e Ampliada), Barueri, São Paulo, Manole

MIGUEL, P.A.C., 2007, "Estudo de caso na engenharia de produção: estruturação e recomendações para sua condução". Volume 17, Número 1, pp. 216-229.

MOE, T. L., GEHBAUER, F., SENITZ, S., MUELLER, M., 2007, "Balanced scorecard for natural disaster management projects", Disaster Prevention and Management, Volume 16, Número 5, pp.785 - 806.

MULCAHY, R., 2008, PMP Exam Prep: A Course in a Book. Fourth Edition for the PMBOK Guide 2008.

NASCIMENTO, C., 2011, Avaliação de Desempenho em Programas Através da Análise de Seus Benefícios: Um Exemplo do Programa TV Digital Para as Áreas Rurais, M.Sc, Pontifícia Universidade Católica do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro.

NORONHA, D. P.; FERREIRA, S. M. S. P., 2000, Revisões da Literatura. Fontes de Informação para Pesquisadores e Profissionais. Belo Horizonte: Ed. UFMG, pp. 191-198.

NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1979, "TMI-2 LESSONS LEARNED TASK FORCE FINAL REPORT". In: Office of Nuclear Reactor Regulation U. S. Nuclear Regulatory Commission Washington, D. C.

OLANDER, S., LANDIN, A., 2005, Evaluation of stakeholder influence in the implementation of construction projects. International Journal of Project Management, Volume 23(4) pp. 321-328.

OLIVEIRA, V.C.C., Informação e Ação Social. Disponível em <<http://www.opas.org.br/rh/publicacoes>>. Acesso em 24 de julho de 2009.

ORLOV, A.V., 2004, "Illicit Nuclear Trafficking", International Atomic Energy Agency, Volume 46 (1)pp. 53-56.

PALTALLA, P., VOS, M., 2011a, "Quality Indicators for Crisis Communication to Support Emergency Management by Public Authorities", Journal of Contingencies and Crisis Management, pp. 1-13.

PALTALLA, P., VOS, M., 2011b, "Testing a methodology to improve organizational learning about crisis communication". Journal of Communication Management, Volume 15(4), pp. 1-18.

PINTO, R. S. M., Exercícios de Resposta a Incidentes de Poluição por Óleo: Uma Proposta de Modelo de Avaliação. Tese de Mestrado, UFF, Niterói, RJ, Brasil, 2005.

PRADO, D. Gerenciamento de Projetos nas Organizações, 2ed, Rio de Janeiro, EDG, 2003

PROJECT MANAGEMENT INSTITUTE. A Guide to the Project Management Body of Knowledge – PMBOK® Guide 2004 Edition, Pennsylvania-USA 2004

PROJECT MANAGEMENT INSTITUTE. A Guide to the Project Management Body of Knowledge – PMBOK® Guide 2004 Edition, Pennsylvania-USA 2008

RABECHINI JUNIOR, R., CARVALHO, M. M., 2006, Gerenciamento de projetos na prática: casos brasileiros, 1ª. Edição, São Paulo, Atlas

REMICK, A.L., CRAPO, J.L., WOODRUFF, C.R., 2005, "U.S. National Response Assets for Radiological Incidents", Health Physics Society, Volume 89, Número 5, pp. 471-485.

ROPEICK, D., 2009, "Risk Communications more than facts", IAEA Bulletin, Volume 50, (1), pp. 58-60.

ROZENTAL, J.J., 1998, "Adjusting Ability and Sensibility for an Accident", In: GOIANIA, TEN YEARS LATER, Proceedings of an International Conference Goiania, pp.159-164.

SANDMAN, P.M., 2006, Seven Lesson Learned In Three Mile Island, Boletim da IAEA, 47, 2, pp.9 -14.

SCHULMAN, P., 1993, "The analysis of high reliability organizations". In: K. H. Roberts (Ed.), New challenges to understanding organizations, New York, Macmillan.

SIGBAND, N.B., BELL, A.H., 1989, Communication for management and business, 5 ed. Scott, Foresman - Glenview, Ill. ISBN 0673383229.

SINK, D.S.; TUTTLE, T.C., 1993, Planejamento e medição para a performance. Rio de Janeiro: Qualitymark, 356p.

SOUZA FILHO, A. M., 2006, Planos Nacionais de Contingência para Atendimento a Derramamento de Óleo: Análise de Países Representativos das Américas para Implantação no Caso do Brasil. Dissertação de M.Sc, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

SOUZA, R., 2005 "Case Research in Operations Management". In: EDEN Doctoral Seminar on Research Methodology in Operations Management, 31, Brussels, Belgium, February.

STEWART, W.E., 2001, "Balanced scorecard for projects", Project Management Journal, Volume 32(1), pp. 38-53.

TAN M.C., BARNETT, D.J., STOLZ, A.J., LINKS, J.M., 2011, Radiological Incident Preparedness: Planning at the Local Level. In: Disaster Medicine and Public Health Preparedness, American Medical Association.

TAUHATA, L., SALATI, I.P.A., PRINZIO, R.Di., PRINZIO, M.A.R.R.Di., 2003, Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 5ª revisão, Rio de Janeiro.

TURNER, J.R., MULLER, 2004, Communication and Co-operation on Projects Between the Project Owner As Principal and the Project Manager as Agent, European Management Journal, 22, 3, pp. 327-336.

UNISDIR (United Nations International Strategy for Disaster Reduction), 2009, Terminology on Disaster Risk Reduction Geneva, United Nations.

UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, 2002, Global Environment Outlook 3 Past, present and future perspectives, London.

VALVERDE, N. MARMO, A., 2010, Manual de Ações Médicas em Emergências Radiológicas, ELETROBRAS, Rio de Janeiro.

VERGARA, S.C., 2005, Projetos e Relatórios de Pesquisa em Administração, 6ª, São Paulo, Atlas.

VOS, M., 2009, "Communication quality and added value: a measurement instrument for municipalities". Journal of Communication Management, Volume 13(4), pp. 362-377.

VOSS, C. TSIRIKTISIS, N., FROHLICH, M., 2002, "Case research in operations management". International Journal of Operations & Production Management, 22, 2, pp.195-219.

VOZNYAK, V.Y., 1996, "Social, economic, institutional and political impacts. Report for the Soviet period". In: One Decade After Chernobyl. Summing up the Consequences of the Accident. Proceedings of an International Conference, pp. 369-378, Vienna

WEICK, K. E. 1990, "The vulnerable system: An analysis of the Tenerife air disaster". Journal of Management, 16, pp. 571-593.

YIN, R.K., 2006, Estudo de Caso: Planejamento e Métodos (Tradução do Original), 3ª Edição, Bookman.

Livro de RESUMOS

Cultura de segurança



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

A performance humana e a segurança em instalações nucleares – marcos regulatórios

Pavão, S., Conti, T.N.

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-USP)

Av. Prof. Lineu Pestes, 2242 – Cidade Universitária - São Paulo - SP

spavao@usp.br / tnconti@ipen.br

Introdução

A presença de estudos voltados a fatores humanos aumentou após, principalmente, acidentes com consequências radiológicas ao longo dos anos. Segundo o Departamento de Energia dos Estados Unidos (DOE-HDBK-1028, 2009), 80% dos eventos não desejados em instalações nucleares são atribuídos a erro humano, enquanto que 20% são atribuídos a falhas de equipamento. O objetivo do artigo é apresentar as principais normas atinentes ao tema na indústria nuclear global, buscando ratificar a sua importância na segurança das instalações e demonstrar a construção deste conhecimento ao longo dos anos e eventos ocorridos.

Metodologia

De maneira a atingir o objetivo supracitado, foi escolhido o método de levantamento bibliográfico dando prioridade aos documentos e normas de instituições de referência existentes, foco deste trabalho. A busca foi feita a partir do ano de 1979, com o evento histórico do acidente na usina nuclear de Three Mile Island, até revisões atuais.

Resultados

Ano	Descrição
1979	Acidente em Three Mile Island EUA
1986	Acidente em Chernobyl Ucrânia
1987	Acidente em Goiânia Brasil
1997	" <i>Excellence in Human Performance</i> " - INPO (DOE-USA) [1]
1997	" <i>Organizational factors influencing human performance in nuclear power plants</i> ". IAEA-TECDOC-943[2]
2001	" <i>A systematic approach to human performance improvement in nuclear power plants: Training solutions</i> ". IAEA-TECDOC-1204 [3]
2002	" <i>Principles for Excellence in Human Performance</i> " – WANO [4]
2005	" <i>Human performance improvement in organizations: Potential application for the nuclear industry</i> " IAEA-TECDOC-1479 [5]
2006	" <i>Guidelines for Effective Nuclear Supervisor Performance</i> " – WANO [6]
2006	" <i>Human Performance Reference Manual</i> "- INPO (DOE-USA) [7]
2009	" <i>Human performance improvement handbook. v.1: Concepts and principles</i> " e "v.2: <i>Human performance tools for individuals, work teams, and management</i> " - DOE Standards, DOE-HDBK-1028 [8]
2014	" <i>Managing Human Performance to Improve Nuclear Facility Operation</i> ", Nuclear Energy Series No. NG-T-2.7 [9]
2018	" <i>Leadership, Human Performance and Internal Communication in Nuclear Emergencies</i> ", Nuclear Energy Series No. NG-T1.5 [10]
2020	" <i>Assessing Behavioural Competencies of Employees in Nuclear Facilities</i> ", Nuclear Energy Series No. NG-T1.5 [11]

Fonte: Autores.

Conclusões

A performance humana é um campo de estudo bastante aplicado na otimização da segurança de instalações nucleares, visando a mitigação de erro humano e utilizado em diversos países que se beneficiam dessa tecnologia. Pode-se observar que após eventos adversos, foi dada uma maior importância na investigação da relação da performance humana e a segurança das instalações.

Referências

1. INSTITUTE OF NUCLEAR POWER OPERATIONS (INPO), “Excellence in Human Performance”, 1997.
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Organizational factors influencing human performance in nuclear power plants”. IAEA-TECDOC-943, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna (1997).
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “A systematic approach to human performance improvement in nuclear power plants: Training solutions”. IAEA-TECDOC-1204, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna (2001).
- WORLD ASSOCIATION OF NUCLEAR OPERATORS, “Principles for Excellence in Human Performance”, 2002.
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Human performance improvement in organizations: Potential application for the nuclear industry”. IAEA-TECDOC-1479, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Viena (2005).
5. WORLD ASSOCIATION OF NUCLEAR OPERATORS. “Guidelines for Effective Nuclear Supervisor Performance”, 2006.
6. INSTITUTE OF NUCLEAR POWER OPERATIONS (INPO), “Human Performance Reference Manual”, 2006.
7. US DEPARTMENT OF ENERGY (DOE). “Human performance improvement handbook. v.1: Concepts and principles”. DOE Standards, DOE-HDBK-1028- 2009. Washington, D.C.: U.S. Department of Energy. 2009.
8. US DEPARTMENT OF ENERGY (DOE). “Human performance improvement handbook. v.2: Human performance tools for individuals, work teams, and management”. DOE Standards, DOE-HDBK-1028- 2009. Washington, D.C.: U.S. Department of Energy. 2009.
9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Managing Human Performance to Improve Nuclear Facility Operation”, Nuclear Energy Series No. NG-T-2.7, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Viena (2014).
10. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Leadership, Human Performance and Internal Communication in Nuclear Emergencies”, Nuclear Energy Series No. NG-T1.5, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna (2018).
11. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Assessing Behavioural Competencies of Employees in Nuclear Facilities”, Nuclear Energy Series No. NG-T1.5, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Viena (2020).

International Joint Conference Radio 2022

Security requirements to oil well logging radioactive sources: improving security culture

Goessa. Eunícia João

Agência Nacional de Energia Atómica, ANEA – Autoridade Reguladora - Moçambique, Praça

25 de Junho, nº 380, 2º Direito, +25821601010 , +258 845003833

euniciagoessa@gmail.com

Introduction

An international concern about radioactive sources after the September 11, 2001 event has led to a strengthening of security. There is evidence that the illicit use of radioactive sources, such as, "radiological terrorism" is a real possibility and may result in harmful radiological consequences for the public and the environment. Mobile radioactive sources used in industrial applications, such as, industrial gamma radiography, nuclear gauges and oil well logging gauges have become a major concern for regulatory authorities because of the possibility of using them as a "dirty bomb."

Oil well logging is the operation of taking various geophysical measurements in oil wells to evaluate their performance and viability in exploration and production. Gamma sources are used for the density measurement of rock strata around the borehole of an oil well and neutron sources are used for measuring hydrogen levels in rock strata around the borehole of an oil well. Both methods are made by backscatter measurement (ELLIS,2008).

There are in Mozambique about 250 medical, industrial and research installations with radioactive sources. The five oil well logging installations, with radioactive sources classified by IAEA as Safety Category 3, dangerous to the person (and Security Level C (reduce the likelihood of unauthorized removal of a source), occupy a prominent position due to gamma and neutron radiation emission with high radioactive sources activities, such as, Cs-137 (370 MBq), Am-241-Be (1850 GBq) and Cf-252 (720 MBq). Safety conditions are well established in these facilities, due to the intense work of Mozambican Regulatory Authority (ANEA). But security conditions, according to the basic concepts of Deterrence (occurs when an adversary, otherwise motivated to perform a malicious act, is dissuaded from undertaking the attempt), Detection (is the discovery of an attempted or actual intrusion which could have the objective of unauthorized removal or sabotage of a radioactive source), Delay (impedes an adversary's attempt to gain unauthorized access or to remove or sabotage a radioactive source, generally through barriers or other physical means), Response (encompasses the actions undertaken following detection to prevent an adversary from succeeding or to mitigate potentially severe consequences) and Security Management (includes ensuring adequate resources, personnel and funding, for the security of sources) are not yet fully established and incorporated in industrial installations. The main cause observed was the lack of knowledge of workers on security concepts that must be established at the facilities. Based on IAEA five basic security functions the paper presents some requirements items with practical aspects to improve security culture for oil well logging workers.

Methodology

In this work, the author supported the bibliographical review, which consisted in the collection of the essential literature related to the theme. The literature is composed of theoretical references published in books, theses, Mozambican laws, IAEA manuals and some published on the internet. The methodology used in this work was the bibliographical review with the objective of obtaining information on the formation of oil, oil well logging concept, the radioactive sources used in this practice, for information on the main applicable radiological security and safety requirements radioactive sources and oil well logging facilities.

Results

Using of specific and inviolable barrier (e.g. cage, source housing) to store sources; to confirm the presence of the radioactive sources by periodic checking through physical checks, tamper indicating devices, etc. to be used to improve security culture for oil well logging workers.

Conclusions

Theft, loss, forgetting and mishandling of radioactive sources are actions that can cause accidents and damage human health and the environment. To avoid such consequences, the storage, transport, calibration and handling must strictly adhere to radiation and physical protection requirements indicated in national and international standards, and must be monitored by the Radiation Protection Supervisors.

References:

1. ELLIS DV & SINGER JM. Well Logging for Earth Scientists. Springer. 2008.
2. IAEA Categorization of Radioactive Sources - Safety Guide - RS-G-1.9 Viena. 2005.
3. IAEA Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities – NSS 14.

International Joint Conference Radio 2022

Critical analysis of the IEN General Emergency Plan based on the radiological impact study of a severe accident at the Argonaut research reactor

Lamego^a F

^aInstituto de Engenharia Nuclear (IEN/CNEN),

Rua Helio de Almeida, 75, Ilha do Fundão, Rio de Janeiro, RJ

flamego@ien.gov.br

Introduction:

Research nuclear reactors play a key role within nuclear science and technology. Since the first prototypes were designed and put into operation in the 1940s, the number of research reactors has increased rapidly as a result of the development of the nuclear industry in general and nuclear programs in particular. In this regard, nuclear research reactors will continue to be a key component for the development of peaceful applications of atomic energy and essential for nuclear science related to the development of human resources through education and training. To fulfill these objectives, research reactors must be operated safely and reliably, properly used, and refurbished when necessary [1]. The Argonaut has been operating at the IEN, since the first criticality occurred on February 19, 1965, with an annual average of 115 operations, considering its main applications focused on research, technological development and training of human resources. Even with a high level of safety and low probability of a severe accident, theoretical simulations were carried out with the release of radioactive material into the atmosphere and its possible radiological consequences for occupationally exposed individuals and the public [2]. The present work aims to carry out a critical analysis of the general emergency plan (GEP), based on dose calculations and risk assessment of such an accident, seeking to formulate recommendations for its improvement.

Methodology:

A recent accident scenario reassessment of the IEN facilities concluded that a severe physical damage of the core after the Argonaut reactor shutdown would be the greatest postulated accident. The damage caused by the failure of the handling crane dropping the concrete shielding covers (each weighing 2.5 tons) on the core would lead to breaking of the aluminum coating and the nuclear fuel plates with their release to the reactor hall. Short-term effective dose rates for inhalation and plume immersion, induced by reactor core inventory [3] partial release to the atmosphere, were evaluated for occupationally exposed individuals as well as members of the public [2]. Based on the assessment of the potential risk of the accident and its radiological consequences for the IEN site and surroundings, modifications are recommended in several aspects of the GEP [4], ranging from the characterization of the area (demography and meteorology), to the emergency planning zones, organizational structure, emergency classification, intervention levels and protective actions.

Results:

The main exposure pathway was the ¹³¹I inhalation during the first two hours after the accident inside the exclusion area boundaries. Effective doses for occupationally exposed individuals and emergency workers were above 1/10 of annual dose limit, exceeding the threshold of 50 mSv during two hours at its upper limit, while dose rates for members of the public were within the transient levels for 2 h and equal or less than the limit for unrestricted areas after 8 h. Regarding the protective measures, it was recommended to evacuate IEN facilities by an alternative route and close roads within a radius of 300 m from the reactor, during the first two hours, among other measures [2]. Based on such results, the main recommendations to PGE [4] follow:

- Creation of a permanent advisory board on nuclear and radiological safety formed by members of emergency teams [4] with the eventual participation of invited experts;
- Reframe critical groups for the public members to establish a protective action guide (PAG) in order to prevent the occurrence of unacceptable exposures and define projected doses in the event of an accident;
- Correctly identify restricted areas, as well as the occupationally exposed individuals and the emergency workers and provide monitoring for them;

- Define the exclusion area and low population zone in terms of the projected dose at any point on the boundary of the area during a period of two hours immediately following the postulated accidental release;
- Ensure a suitable meteorological survey, since the data from the Galeão airport station has poor scale resolution to model atmospheric dispersion;
- Review the classification of emergencies according to the INES scale, distinguishing between anomalies, incidents, designed-based accidents and severe accidents;
- Adapt international regulations and guidelines on intervention levels and protective actions in emergency exposure situations to the greatest postulated accident, avoiding adopting generic measures (e.g., sheltering) that could lead to an increase of inhaled dose.

Conclusions:

An emergency plan that is intended to be effective needs to be improved through internal discussions and expert contributions before being internalized by the workforce through training. The creation of a permanent nuclear and radiological safety advisory board constitutes the ideal forum for the review and expansion of the GEP, before it is submitted to the regulatory authority. The ongoing studies on emergency situations in the various facilities of the IEN, with special reference to the greatest postulated accident in the Argonaut reactor, serve as a basis for such planning and will lead to the development of new, more in-depth safety analysis projects and partnerships.

References:

- [1] GROSSI, PA; TELLO, CCO. General aspects to be considered in a research reactor decommissioning plan. 2009. https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/41/057/41057372.pdf
- [2] SOUZA, PC; AGUIAR, AS; HEIMLICH, A; LAPA, CM; LAMEGO, F. Short-Term Assessment of Radiological Impact and Potential Risk to Workers and Public from Argonaut Nuclear Reactor Accidental Release. *Nuclear Technology*, v. 207, n. 12, p. 1873-1888, 2021. <https://doi.org/10.1080/00295450.2020.1846986>
- [3] ALVES, AMS; HEIMLICH, A; LAMEGO, F; LAPA, CM. The Inventory and Source Term Simulation of the Argonaut Nuclear Reactor Inside a Severe Accident. *Nuclear Technology*, v. 207, n. 2, p. 316-322, 2021. <https://doi.org/10.1080/00295450.2020.1747840>
- [4] DISPR/IEN. PLANO GERAL DE EMERGÊNCIA (PGE). Rev.01, 44 pag. 25/05/2020

Livro de RESUMOS

Direito, recomendações e regulamentos nucleares internacionais



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

O processo de obtenção do Registro de Pessoa Física para atuação como Supervisor de Proteção Radiológica em laboratórios de ensino e pesquisa e instalações Radioativas de baixo risco a partir do título de Especialista em Proteção Radiológica e Segurança de Fontes Radioativas

Nascimento^a J. H. F., da Conceição^b G. O., Razuck^b F. B.

^aRadiônica Assessoria em Radioproteção Ltda., Rio de Janeiro, Brasil;

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Av. Salvador Allende, 3773, Rio de Janeiro, Brasil

fernando.razuck@ird.gov.br

Introdução

O Curso de Pós-Graduação, *Lato Sensu*, de Especialização em Proteção Radiológica e Segurança de Fontes Radioativas (PPGEC), criado em 2011 pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) e ministrado em parceria com a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), de caráter gratuito, foi idealizado para atender às necessidades de profissionais com formação superior ao nível equivalente ao grau universitário em física, química, ciências da saúde e da terra ou engenharia e tenham sido selecionados para trabalhar no campo da proteção radiológica e segurança de fontes radioativas em países de língua portuguesa [1]. O Curso proporciona as ferramentas básicas necessárias para quem vai se tornar instrutor na respectiva área (formar multiplicadores). Dividido em módulos, engloba parte teórica e treinamentos práticos, com demonstrações, exercícios de laboratório, estudos de caso, visitas técnicas, exercícios de simulação e *workshops*. Alguns temas teóricos e exercícios utilizam a sala de aula virtual do curso [1]. Apesar da alta qualificação do curso e do egresso possuir o título de Especialista, este título ainda não é reconhecido como qualificação profissional pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) [2]. Neste sentido, este trabalho tem como objetivo demonstrar o processo de obtenção do Registro de Pessoa Física para atuação como Supervisor de Proteção Radiológica (SPR) em laboratórios de ensino e pesquisa (E&P) e instalações radioativas de baixo risco a partir do título de especialista em proteção radiológica e segurança de fontes radioativas.

Metodologia

Em vista dessas informações, este trabalho trata-se de um relato de experiência [3] para obtenção do Registro de Pessoas Físicas e de Supervisor de Proteção Radiológica (SPR), com fins de atuação em laboratórios de ensino e pesquisa a partir do título de especialista em proteção radiológica e segurança de fontes radioativas do IRD por parte de um aluno egresso do curso.

Resultados e Discussão

Este trabalho se baseia na Norma CNEN NN 6.01, cujo objetivo é regular o processo de registro de profissionais de nível superior habilitados para o preparo, o uso e o manuseio de fontes radioativas, em instalações radiativas, na indústria, na agricultura, no ensino e na pesquisa [4]. O profissional de nível superior deve estar previamente registrado, para atuar nas seguintes áreas [4]:

- a) Aplicações médicas para uso, preparo e manuseio de fontes radioativas não-seladas;
- b) Aplicações médicas para o uso e manuseio de fontes radioativas seladas;
- c) Aplicações industriais;
- d) Aplicações na Agricultura;
- e) Aplicações médico-veterinárias;
- f) Serviços; e
- g) Aplicações no ensino e na pesquisa, o qual se inclui o escopo desta pesquisa, envolvendo as áreas da física nuclear; química nuclear; biologia; hidrologia, inclusive traçadores; oceanografia; ecologia; odontologia; farmacologia; educação física; nutrição; radiofarmácia; e radiobiologia.

O candidato ao registro de pessoa física, que o habilite para o preparo, uso ou manuseio de fontes radioativas, deve apresentar à CNEN, o seguinte [4]:

- a) registro profissional nos conselhos correspondentes, nas áreas biomédica, científica ou tecnológica, conforme aplicável; na inexistência de conselho de classe, diploma reconhecido pelo Ministério da Educação;
- b) requerimento, para o registro, na CNEN, conforme modelo da CNEN; e
- c) conclusão com aproveitamento em Curso de Radioproteção para o Preparo, Uso e Manuseio de Fontes Radioativas, com carga mínima de quarenta (40) horas, em Instituição credenciada junto ao Conselho Federal de Educação (CFE).

O registro será fornecido para a área de atuação estabelecida no mesmo e terá a validade por 5 (cinco) anos, sendo revalidado por igual período de tempo, desde que o profissional comprove ter exercido atividades em sua área de atuação durante, no mínimo, a metade do período de validade de seu registro [4].

Com relação ao curso de Especialização, este proporciona as ferramentas básicas necessárias para quem vai se tornar instrutor em radioproteção, formando especialistas qualificados para que venham atuar como multiplicadores do conhecimento na área. O curso tem carga horária de 472 horas e duração de 22 semanas, e é dividido em 17 módulos, com partes teóricas e treinamentos práticos (como demonstrações, exercícios de laboratório, estudos de caso, visitas técnicas, exercícios de simulação e workshops). Alguns temas teóricos e exercícios são desenvolvidos de forma *online*, utilizando a sala de aula virtual do curso. Assim, o projeto do curso está estruturado para fornecer uma formação teórica e prática nas bases multidisciplinares, sejam científicas e/ou técnicas, das recomendações e normas internacionais sobre a proteção radiológica e suas implementações. Ou seja, o curso oferece todos os requisitos necessários para a comprovação de curso de radioproteção, com carga mínima de quarenta (40) horas, conforme solicitado pela Norma CNEN NN 6.01. Com esta certificação o profissional passa a ter um registro com validade de 05 anos em instalações de baixo risco, classificadas segundo a Norma NN 6.02. Tendo em mãos o diploma de Especialista, auxiliou-se ao aluno egresso a entrada no processo de registro. Com esta certificação o profissional passa a ter um Registro com validade de 05 anos em instalações de baixo risco.

Conclusão

A relevância deste trabalho está em capacitar profissionais em radioproteção, não apenas para ocupar o espaço em empresas voltadas para esta área, como colaboradores, mas também, para que se tornem multiplicadores. Pela escassez de cursos de formação profissional com enfoque na proteção radiológica, tais profissionais ficam sem a possibilidade de fazer o registro na CNEN, por isto, faz-se necessário compreender as necessidades na área da proteção radiológica que o mercado está sinalizando, tanto em termos de capacitação profissional para tornarem-se Supervisores de Radioproteção, quanto para aqueles que de alguma forma desejam se tornar multiplicadores de tais conhecimentos atuando na área de E&P.

Entende-se que o curso de Especialização do IRD é de grande importância para as instituições de E&P que utilizem material radioativo, tendo em vista a carência de profissionais habilitados.

Referências

- [1] BRASIL. IRD. **Lato Sensu**. Disponível em < <http://moodle.ird.gov.br/ensino/index.php/especializacao>>. Acesso em: 19/05/2022.
- [2] GIL, A. C. **Como elaborar projetos de pesquisa**. 4. ed. São Paulo: Atlas, 2008.
- [3] BRASIL. CNEN. Certificação de Profissionais. Disponível em:< <http://antigo.cnen.gov.br/dados-abertos-certificacao-de-profissionais>>. Acesso em: 19/05/2022.
- [4] BRASIL. CNEN. Normas para Instalações Radiativas. **NORMA CNEN NN 6.01**. Requisitos para o registro de pessoas físicas para o preparo, uso e manuseio de fontes radioativas. Resolução CNEN 005/99, 1999.

International Joint Conference Radio 2022

Export of Radioactive Waste Containing NORM

Muniz^a L. P., Jabarra^a C., Jabarra^a G. P., Jabarra^a C. P., Fortins^a G., Abreu^a M.

^aJabarra Radioproteção, 463 Silvio Picanço Ave, Charitas - 24360030

luiza@jabarra.com.br

Introduction

During the extraction activity in oil wells, one of the most common practices in Brazil and in the world is the injection of treated seawater. As the oil is pumped to the surface, water goes with it [1]. This pair (water and oil) contains dissolved salts, some of which may be radioactive due to the presence of Ra 226 and Ra 228 and their decay products. This Naturally Occurring Radioactive Material is called NORM. Disposal of solid waste containing NORM is not allowed in some countries. In Brazil, the normative responsibility on this subject is assumed by CNEN and no final disposal is currently accepted, so NORM remain stored on FPSO causing losses to the O&G industry. This scenario is also worrying from the work safety and environmental point of view. In order to solve this problem, a pioneer export process of sludge containing NORM was developed in Brazil for the first time to an O&G company. The receiving country adopts legally permitted practices that address the disposal of such material.

Methodology

In Brazil, the regulatory body that has the legal competence to authorize the export of radioactive materials is CNEN (National Nuclear Energy Commission) [2]. In addition, CONAMA Resolution 24 of 1994 states that all export of radioactive waste, in any form and chemical composition, in any quantity, can only happen with the prior consent of CNEN, heard the Brazilian Institute of Environment and Renewable Natural Resources – IBAMA [3]. Therefore, the Export Plan to be prepared by the company responsible for the NORM waste must be submitted to the analysis of this Commission and, in case of a favorable opinion, this plan will also be forwarded to IBAMA and CNEN. Physical, chemical and radiological analyzes were performed in order to determine the activity concentration of Ra 226, Ra 228, Pb 210 and the mass concentration of total U and Th. The results of activity concentrations (kBq.kg^{-1}) were determined using gamma spectrometry in a laboratory recognized by CNEN. The results of U and Th (mg.kg^{-1}) were determined by ICP-MS. The refund of U and Th to CNEN occurs when the results indicate U_3O_8 levels above 0.05% and/or ThO_2 levels above 0.20% [4]. In addition, an inventory of drums stored in the FPSO was prepared, indicating where the waste was generated, its numerical identification, the dose rate on the surface of the package and one meter away, and the activity concentration report. The material containing NORM followed the steps in the figure bellow.



Results

For the dose rates of the drums stored in FPSO 1, it was observed that on the surface of each package the dose rates varied from 0.1 to 10.0 $\mu\text{Sv/h}$; and one meter from the packages, the dose rates were similar to background radiation. While in FPSO 2, on the surface of each pack the dose rates ranged from 14.0 to 25.0 $\mu\text{Sv/h}$; and one meter from the packages, the dose rates varied from 2.0 to 6.0 $\mu\text{Sv/h}$. The results also showed concentration of U and Th less than 0.03% and no refund was needed. It was also possible to classify the NORM as Low Specific Activity (LSA). The DOT classification can be LQ, LSA-I, LSA-II or LSA-III [5]. In the present case, the waste from FPSO 2 was considered LSA-I, while the waste from FPSO 1 was considered LQ. Although each classification has specific requirements, the exporting company considered the entire shipment with the strictest DOT classification (LSA-I).

Conclusions

Believing that other countries may face the same problem as Brazil, the study aims to describe the steps involved in the export process, in addition to disseminating to other countries (possible recipients of NORM waste) this important demand that tends to grow in countries that have not yet defined a policy to dispose NORM definitively. This pioneering process of exporting NORM in Brazil was extremely successful and has become the main solution for the disposal of this waste nowadays.

References

- [1] GAZINEU, Maria Helena Paranhos et al. Radioactivity concentration in liquid and solid phases of scale and sludge generated in the petroleum industry. **Journal of environmental radioactivity**, v. 81, n. 1, p. 47-54, 2005;
- [2] Norma CNEN NN 8.01 (2014) – Gerência de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis de radiação;
- [3] CONAMA. Resolução CONAMA 24, de 07 de setembro de 1994;
- [4] RESOLUÇÃO CNEN N° 04/69 de 26 DE FEVEREIRO DE 1969;
- [5] Hazardous and Solid Waste regulations, 49 CFR (Code of Federal Regulations) 171.8 and 173.403

International Joint Conference Radio 2022

NORM Management in Brazilian Scrap Metal

Muniz^a L. P., Jabarra^a C., Jabarra^a G. P., Jabarra^a C. P., Costa^a P.H.

^aJabarra Radioproteção, 463 Silvio Picanço Ave, Charitas - 24360030

luiza@jabarra.com.br

Introduction

NORM is often found in scale on steel pipes used in oil and drilling operations from O&G industry. The scale contains small amounts of Radium, which accumulates on the inner surface of tubes and equipment. When the contaminated metal is discarded without proper care, it can end up in a steel mill and cause negative health effects as well as economic and public acceptance problems for the steel industry. When this issue came up a few years ago, concerns were expressed by the metal recycling and production industries. Although the level of radiation in this type of material is low and not likely to cause significant damage by exposure, the existence of radiation in metallic parts is sufficient to lead to uncertainty about the products and to put professionals at risk. Brazil, in addition to not having an effective system to control the scrap metal, still has another problem: there is no authorized final disposal for NORM waste, which is currently accumulated in temporary deposits of facilities that receive or produce this type of material.

Methodology

Radiometric monitoring in ten pieces and radiochemical analysis (Gamma Spectrometry method) in eight samples were performed in order to evaluate the risks (PHA method) and to suggest procedures on management of radioactive scrap metal. The RSO (Radiation Safety Officer) who collected the samples used individual dosimeters and gloves. A containment tray was set up to contain the material, which was collected by scraping pieces and it was packed in plastic bags. About 500 grams of material were collected in each selected piece. The plastic bags were identified and monitored after receiving all their contents. Once sealed, these packages went to the laboratory for radiochemical analysis.

Results

The results of radiometric monitoring on 10 selected parts indicated equivalent dose rate results from 0.34 to 20.0 $\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ and the radiochemical analysis performed in 8 samples showed results of Ra 226 activity concentration from 73.3 to 79.7 $\text{kBq}\cdot\text{kg}^{-1}$. The PHA method pointed out 4 possible scenarios: Exposure to high doses of radiation was classified as a Tolerable risk, as the probability of occurrence of this radiation intensity is considered remote; Exposure to low doses was classified as Moderate risk, because, despite being frequent, its injuries tend to be mild or non-existent; Contamination of people was classified as a Moderate risk, because, although it can happen frequently, the injuries would be mild; and Environmental contamination by NORM was classified as a Moderate risk, because, despite being possible, the damage would be slight due to the amount of radioactive material leached.

Conclusions

All the radiochemical analysis results are above the limit established for unconditional disposal of solid waste established by CNEN ($1 \text{ kBq}\cdot\text{kg}^{-1}$) and it is not possible to use these metals in the mill process, so they must remain segregated until there is a final disposal defined. This scenario shows the urgency to define a management procedure so that steel companies can safely deal with this situation. In addition to the results, possibilities for managing material with NORM in steel mills were raised and discussed, such as: Return the material to the origin; Scrap control at the supplier; Decontamination of scrap metal containing NORM; and Export of NORM waste.

References

- [1] Nuclear Safety Council. Control and Management of Radioactive Material Inadvertently Incorporated into Scrap Metal. Proceedings of an International Conference, Spain (2011);
- [2] NIEVES, L. A. et al., Argonne National Lab. Evaluation of Radioactive Scrap Metal Recycling (1995);
- [3] CHEN, S. Y. Health physics. Managing the Disposition of Potentially Radioactive Scrap Metal, v. 91 (2006) 461-469;
- [4] CNEN. Comissão Nacional de Energia Nuclear. Norma CNEN-NN-8.01 Gerência de Rejeitos de Baixo e Médio Níveis de Radiação (2014).
- [5] LAFRAIA, J. R. B. Liderança para SMS: Segurança, Meio Ambiente e Saúde. Compreendendo a Influência da Menta na Percepção de Risco. Rio de Janeiro: Qualitymark, 2011.

International Joint Conference Radio 2022

Natural radioactivity in oilseeds commercialized in the city of São Paulo, Brazil

Leonardo^{a,b} L., Damatto^a, S.R., Máduar^a M.F.

^aInstituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Av. Prof. Lineu Prestes 2242, São Paulo, SP, Brazil

^bCentro Universitário São Camilo, Av. Nazaré, 1501 - Ipiranga, São Paulo - SP, Brazil

l.leonardo@ipen.br

Introduction:

Natural radioactivity is present in all compartments of the terrestrial ecosystem (air, soil, water, food and in humans), in different chemical forms, originated from the natural radionuclides found in the earth's crust. The most abundant natural radionuclides in nature are those of the ²³⁸U and ²³²Th radioactive decay series, and ⁴⁰K. These natural radionuclides contribute with most of the natural radiation dose humans are exposed to. Hence, all ecosystems may contain traces of radionuclides in different concentrations and their distribution in the compartments is dependent on physical, chemical, and biological factors¹. Natural radioactivity, due to its presence in all terrestrial ecosystems, reaches man by the food chain through plant and animal foods; therefore, all types of food have different concentrations of natural radionuclides. Oilseeds are widely used in human diets because they are an important source of protein and some essential micronutrients, mainly in vegetarian and vegan diets. It is known that some kinds of nuts (oilseeds), have significant concentrations of natural radionuclides, like Brazil nuts. The objective of the present work was to determine the concentrations of natural ⁴⁰K, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra and ²²⁸Th radionuclides in oilseed samples, commercialized in the city of São Paulo.

Methodology:

Samples of coconut, raw Brazilian pine, horse chestnut, Portuguese chestnut, pistachio, pine nut, baru chestnut, peanuts in shell, Brazil nuts, almond, hazelnut, cooked Brazilian pine, cashew nut, shelled peanut, licuri, chestnut, Brazilian pecan, pecan and macadamia were acquired in the Municipal Market of São Paulo. The samples were dried in an oven with air circulation at 60°C and, after dried, were macerated in porcelain mortar and pestle, homogenized, and packed in a high-density polyethylene (HDPE) bottle with 100 mL capacity. Natural radionuclides, ⁴⁰K, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra and ²²⁸Th, were determined by gamma spectrometry using a hyper pure germanium detector (HPGe) with beryllium window model GX 2520, CAMBERRA, associated to an electronic system and measurement time of 250,000 s² to each sample.

Results:

Table 1 presents the results obtained for the natural radionuclides analyzed in the oilseeds samples. The natural radionuclide ⁴⁰K was determined in all oilseed samples analyzed, above the detection limit (Figure 1). The highest activity concentration was found in the coconut sample and the lowest in the macadamia sample. As to the Brazilian pine samples, it was demonstrated that the cooking process decreased the concentration of ⁴⁰K activity, probably due to the solubility of the radionuclide. Comparing the radionuclides ²²⁸Th, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra activity concentration in all analyzed samples, it was verified that the Brazil nut sample presented values tens of times greater. If a value of 10 kg is considered for the annual consumption of Brazil nuts, the committed effective dose calculated by the ingestion³ will be 0.23 mSv, which corresponds to approximately 80% of the global mean value of the committed effective dose (0.29 mSv y⁻¹)⁴, for consumption of food and water.

Table 1. Activity concentration of ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{228}Th , Bq kg^{-1} , in oilseeds samples.

Samples	K-40	Th-228	Ra-226	Ra-228
Coconut	580 ± 27	< 1.50	1.66 ± 0.36	< 2.93
Raw Brazilian pine	426 ± 30	< 1.04	1.42 ± 0.40	< 2.38
Horse chestnut	332 ± 23	< 1.74	< 2.09	< 3.52
Portuguese chestnut	327 ± 23	< 1.57	< 1.74	3.73 ± 0.70
Pistachio	297 ± 20	< 1.46	< 1.70	< 2.92
Pine nut	281 ± 19	< 1.67	< 1.98	< 3.43
Baru chestnut	270 ± 18	< 1.03	< 1.16	< 2.42
Peanut in Shell	230 ± 16	< 1.57	< 1.87	< 2.99
Brazil nut	222 ± 16	43 ± 3	64 ± 4	47 ± 3
Almond	220 ± 15	< 1.42	< 1.58	< 2.80
Hazelnut	216 ± 15	< 1.66	< 1.98	< 3.35
Cooked Brazilian pine	199 ± 14	< 1.40	< 1.54	< 2.68
Cashew nut	194 ± 14	< 1.76	< 2.02	< 3.40
Shelled peanut	178 ± 9	< 0.97	2.49 ± 0.46	< 2.28
Licuri	157 ± 11	< 1.58	< 1.88	< 2.97
Chestnut	156 ± 11	< 1.54	< 1.77	< 2.92
Brazilian Pecan	125 ± 9	< 1.25	< 1.47	< 2.26
Pecan	125 ± 9	< 1.30	< 1.59	< 2.60
Macadamia	96 ± 7	< 1.59	< 1.88	< 3.05

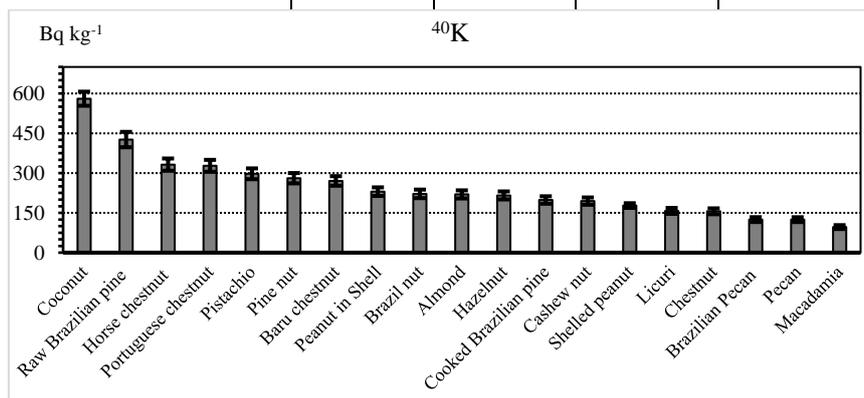


Figure 1. Activity concentration of ^{40}K in oilseeds samples, Bq kg^{-1}

Conclusions:

Natural radionuclides were determined in samples of oilseeds commercialized in the city of São Paulo using high resolution passive gamma spectrometry. The analytical technique used allowed the quantification of ^{40}K activity concentration in all samples, with the highest value found for the coconut sample. The high activity concentration values determined for all radionuclides analyzed in the Brazil nut sample indicate that this food has a significant contribution to the total value of effective dose compromised by food and water intake. Therefore, diets using oilseeds, especially Brazil nuts, such as vegetarian and vegan ones, may present a different value of commitment effective dose in this population.

References

- ¹Eisenbud M, Gesell T. Environmental radioactivity. Orlando: Academic Press. 1997. 656p.
- ²Leonardo, L.; Damatto S. R.; Gios, B. R.; Mazzilli, B. P. Lichen specie *Canoparmelia texana* as bioindicator of environmental impact from the phosphate fertilizer industry of São Paulo, Brazil. *J. Radioanal. Nuclear Chem.*, v. 299, p. 1935-1941, 2013.
- ³Posição Regulatória 3.01/011:2011 - Coeficientes de Dose para Exposição do Público http://appasp.cnen.gov.br/seguranca/normas/pdf/pr301_11.pdf, acesso em 22 junho 2022.
- ⁴UNSCEAR. (2000) (United Nations Scientific Committee on Effects of Atomic Radiation) Report to the General Assembly. Report Vol. I. Sources and Effects of Ionizing Radiation. New York. United Nations.

International Joint Conference Radio 2022

Imaginologia aplicada na Antropologia forense

Rocha ^a, R. F., Filho ^a, W. S. S., Marques ^b, H. D. C.

^a Instituto Federal do Piauí – IFPI. Teresina – PI

^b Universidade Federal do Piauí - UFPI

rutherocha2903@gmail.com

Introdução: A imaginologia foi introduzida na Medicina legal um ano após a descoberta dos raios X, em 1896, para mostrar a presença de chumbo na cabeça de uma vítima. Desde então, as ciências forenses têm sido uma área de investigação que está em desenvolvimento acelerado (CAVALLARI et al, 2017). As técnicas da radiologia forense são requisitadas como um auxílio no contexto médico legal, como fonte de informações nas investigações de mortes. Elas são feitas por meios das técnicas de comparação: Radiografias ante-mortem e post-mortem, panorâmicas, tomografia computadorizada, ressonância magnética e virtópsia (COELHO, 2020).

A imaginologia dá o suporte necessário para a antropologia forense, com métodos que revolucionaram o estudo da morfologia humana, permitindo acesso à informação detalhada, de forma não invasiva, auxiliando na avaliação dos casos com maior precisão. As imagens radiológicas também são muito importantes na estimativa de alguns dos parâmetros do perfil biológico, no reconhecimento dos fatores individualizantes ou até mesmo quando o corpo da vítima está comprometido, sendo de grande importância na identificação (FARIAS et al, 2021).

Essa pesquisa tem como objetivo mostrar a relevância da imaginologia nas ciências forenses, tendo em vista sua evolução nos últimos anos.

Metodologia: Este trabalho trata-se de uma revisão integrativa da literatura sobre publicações que abordassem o tema. Com a leitura dessas publicações foram selecionados artigos que correspondiam aos objetivos da pesquisa, nas línguas portuguesa e inglesa, entre os anos de 2017 a 2019 sendo os anos de maior relevância. Com a leitura minuciosa e seletiva, foi feita uma análise dos dados coletados, permitindo a realização da monografia e discussão dos selecionados.

Resultados: Esses foram os 7 artigos escolhidos para análise e discussão dos dados, e levou-se em consideração o autor, o ano de publicação, periódico e tema principal.

AUTOR	ANO	PERIÓDICO	TEMA PRINCIPAL
Barbosa et al.	2017	Revista Conexão Eletrônica	Aplicabilidade da Radiologia Forense
Cavallari et al.	2017	Tekhne e Logos	Vantagens e Desvantagens do uso da TC e RM na virtópsia
Coelho	2020	Fiocruz	Aplicação de dados 3D na antropologia forense
Cunha	2019	Ciência e Cultura	Desenvolvimento e a utilidade da antropologia forense no Brasil
Farias et al.	2021	BJD - Brazilian Journal of Development	Técnicas da imaginologia forense
Souza et al.	2019	UEM - Universidade Estadual de Maringá	Identificação do sexo e da idade por meio da antropologia forense
Vieira et al.	2019	FATEC	Diagnóstico por imagem utilizado na Medicina Forense

- **Antropologia e Imaginologia Forense**

Quando o cadáver está comprometido, devido a decomposição cadavérica, a antropologia forense busca fatores individualizantes, fatores que podem diferenciar aquele corpo dos demais. E a imaginologia se insere nesse quesito com o radiodiagnóstico, apresentando uma abordagem prática e objetiva corroborando com o poder judiciário (BARBOSA et al, 2017).

- **Imaginologia Forense na Prática Laboral**

Colocando na prática diária, os profissionais devem sempre buscar se aprimorar em conhecimento anatômico e técnicas para juntamente com o médico legista obter diagnósticos mais precisos e rápidos de casos que muitas vezes podem ser até ser arquivados devido à demora ou falta de material para a conclusão do caso (VIEIRA et al, 2019).

- **Exames de Imagem**

Devido ao avanço tecnológico, os exames por imagem vêm ganhando espaço na área forense, com o uso dos RX, TC e RM, e como complemento a função 3D, tornando mais simples a análise interna sem a necessidade de fazer cortes manuais, procedimento, muitas vezes, de difícil autorização da família devido a crenças. Partes que não podem ser vistas a olho nu, conseguem ser vistas detalhadamente em vários planos e formas. Facilitando o trabalho desses profissionais (COELHO, 2020).

- **Aplicações dos exames por imagem**

As técnicas por imagem proporcionam a identificação do sexo e idade por meio de estruturas anatômicas que não se decompõem e nem se alteram ao longo do tempo, como os ossos e os dentes, que são os tecidos mais resistentes do corpo, contribuindo também nas análises de lesões ósseas traumáticas e causas da morte ou ainda saber sua origem, se foi criminosa, natural ou acidental (SOUZA et al, 2019).

Conclusões: A imaginologia forense em junção da tecnologia e da medicina, torna-se eficaz e completa a cada dia, corroborando tanto no âmbito hospitalar como na elucidação de investigações criminais, sendo de extrema relevância para a antropologia nos casos mais complicados em se solucionar. Ainda são escassos os estudos sobre essa temática, mas essa pesquisa mostra que pode contribuir com outras pessoas que queiram abordar o tema ampliando o estudo.

Referências:

BARBOSA Jaqueline Santos et al. Radiologia Forense. Rev. Conexão Eletrônica: Três Lagoas, v. 14, n. 1, p. 10, 2017.

COELHO, Catarina et al. A era digital na Antropologia Forense. Cadernos Ibero-Americanos de Direito Sanitário, v. 9, n. 1, p. 141-156, 2020.

CUNHA, Eugênia. Devolvendo a identidade: a antropologia forense no Brasil. Ciência e Cultura, v. 71, n. 2, p. 30-34, 2019.

DE FÁTIMA CAVALLARI, Elaine; PICKA, Milena Cely Modolo; PICKA, Mariele Cristina Modolo. O USO DA TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA E DA RESSONÂNCIA MAGNÉTICA NA VIRTÓPSIA. Tekhne e Logos, v. 8, n. 1, p. 93-102, 2017.

DE SOUZA, Daiana Fernandes; SOARES, Tania Regina dos Santos. Identificação de sexo e idade óssea utilizando técnicas da antropologia física. Arquivos do MUDI, v. 23, n. 3, p. 512-535, 2019.

FARIAS, Shislaina de Souza et al. Identificação humana através da imaginologia: Revisão de literatura. Brazilian Journal of Development, v. 7, n. 11, p. 109142-109154, 2021.

VIEIRA, Letícia Diniz et al. TÉCNICAS RADIOLÓGICAS APLICADAS NA MEDICINA FORENSE. In: VIII JORNACITEC-Jornada Científica e Tecnológica. 2019.

International Joint Conference Radio 2022

Licenciamento Nuclear no Brasil

Alcântara e Alves^a V. E., Mesquita^a A. Z.

^aCentro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Avenida Presidente Antônio Carlos, 6627.

Pampulha, Belo Horizonte/MG.

valcantaraalves@gmail.com

Introdução

Os danos ambientais, causados por acidente nuclear e/ou radioativo são considerados irreversíveis, visto que a probabilidade de retornar ao original é ínfima. Levando em consideração essa premissa, as normas de licenciamento nuclear buscam minimizar os impactos que os empreendimentos ou atividades possam causar. Por maiores que sejam os avanços tecnológico-científicos na área nuclear, se não houver estudos de segurança nuclear dentro de parâmetros mínimos pré-determinados por normas e exigidos por lei, esses podem se tornar armas de destruição em massa. Neste artigo o termo nuclear deverá ser lido de forma ampla, uma vez que estará referenciando tanto o ramo nuclear como o campo da radiação ionizante.

A continuidade da vida em um ambiente sadio e equilibrado é um dos princípios de ordem internacional. É substancial o investimento em pesquisa para criar tecnologias capazes de minimizar ou eliminar acidentes nucleares provenientes de erro humana e/ou falha, como forma a melhorar continuamente a segurança nuclear.

Conhecer os riscos certos, postulados ou concretos, bem como os riscos potenciais, que ainda não podem ser identificados pela certeza científica, deve ser primordial para quaisquer empreendimentos ou atividades que buscam a sustentabilidade. Quando a probabilidade de dano é alta devem ser implementadas medidas que possam mitigar ou eliminar os riscos.

O estudo desses riscos deve fazer parte de um conjunto de ferramentas a serem aplicadas através da análise de risco e das técnicas de confiabilidade. Para o licenciamento ambiental de atividades que possam causar danos sérios ou inconversíveis, como as organizações ou atividades nucleares são exigidos estudos de impactos ambientais complexos. As organizações nucleares, além do cumprimento dos requisitos previstos na legislação vigente, submetem-se a regulação específica a cargo, no caso brasileiro, da Comissão Nacional de Energia Nuclear (Cnen), isto é, no Brasil para as instalações nucleares há o licenciamento nuclear (Cnen, 2002). Em nível global, as normas nucleares são elaboradas seguindo as diretrizes da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA em inglês), que, por sua vez, incentiva a cooperação internacional (IAEA, 2016). Jurisdições avançadas como os Estados Unidos, França, Reino Unido, Japão e Coreia do Sul, fizeram progressos notáveis na elaboração de suas legislações nacionais sobre o tema. Cobrindo não apenas questões relacionadas a qualidade e aos riscos para a segurança, mas também questões socioambientais.

A presente pesquisa tem como objetivo principal apresentar as melhorias cabíveis na norma nacional referente ao licenciamento nuclear. Para lograr este objetivo faz-se necessário o cumprimento dos objetivos secundários a seguir: i) estudo da norma referente ao licenciamento nuclear nacional; ii) análise das normas e regulações internacionais da IAEA sobre a temática; iii) breve estudo sobre Análise Probabilística de Segurança (APS); iv) correlacionar as normas internacionais com a nacional; v) contextualizar os pontos fortes e de melhorias do licenciamento nuclear brasileiro.

Metodologia

O presente artigo classifica-se quanto aos fins em exploratória e quanto aos meios é um trabalho de natureza, substancialmente, bibliográfico e documental.

Para elaboração da pesquisa bibliográfica e documental, a sistematização se deu com *string* de busca para organizar as bases de dados referenciais nacionais e internacionais de assuntos que estão publicados em livros, artigos de revistas, eventos e teses, a saber: INIS (*International Nuclear Information System*), *Nuclear Power*, IAEA - *Safety Standards*, NRC (*Nuclear Regulatory Commission*), *Planning & Economic Studies Section*, *Energy Technology Data Exchange*, *Scielo – Scientific Electronic Library Online*, *NDLTD – Networked Digital Library of Theses and Dissertation*, *Google Scholar*, *Protection from Potential Exposure – A Conceptual Framework* etc.

Igualmente serão consultadas as diretrizes normativas nucleares, no âmbito nacional e internacional, relacionadas à segurança nuclear. Ressalta-se que devido a amplitude do tema ao que se refere as normas internacionais estas serão as da IAEA.

Resultados

Um licenciamento nuclear efetivo deve ser consistente com as recomendações da IAEA (IAEA, 2016), bem como exigir a elaboração da APS, que, por sua vez, deve seguir as deliberações da IAEA (2010) e, em especial, o Capítulo 19 da publicação NUREG-0800 (U.S.NRC, 2022).

No Brasil, ainda não foi aplicado a APS de Nível 2 e 3 em suas instalações nucleares. Como também não disponibiliza para consulta pública o andamento do desenvolvimento de APS das instalações nucleares em território nacional. A APS Nível 3 é amplamente estudada e difundida pela NRC. Servindo de base para que as jurisdições avançadas possam aplicá-la, como, por exemplo, a Coreia do Sul e os Estados Unidos. O Brasil tem atualmente duas usinas nucleares em operação, que representa apenas 2,1% da geração de energia deste país. Na Tabela 1 é demonstrado o desempenho do nacional na área nuclear.

TABELA 1 - DESEMPENHO DO BRASIL NA ÁREA NUCLEAR

	Nº de usinas em operação	Nº de usinas em construção	Geração de energia nuclear (%)	Capacidade de geração de energia dos reatores em operação (MWe)	Capacidade prevista de geração de energia dos reatores em construção (MWe)	CO ₂ evitado MtCO ₂ comparado com o carvão
Brasil	2	1	2,1	1.884	1.340	243,7

Fonte: elaborado pelos autores com base nos dados de WNA (2021)

As normas de licenciamento nuclear brasileira são livres, uma vez que permitem a consulta a normas de referências internacionais sobre a temática. Entretanto, mesmo que tais normas sejam referência, não estão em língua pátria e cada país tem a sua peculiaridade. Por este motivo, esta pesquisa aponta a necessidade de atualização das normas referentes ao licenciamento nuclear fundamentadas nas recomendações da IAEA e NRC (Comissão Reguladora Nuclear dos Estados Unidos) voltadas para as especificidades nacionais e em língua brasileira.

Conclusões

O licenciamento nuclear vai além de ser uma mera obrigação a ser cumprida. Partindo do pressuposto que os danos ambientais causados por um acidente nuclear são irreversíveis, não é possível pensar em uma reparação mesmo que pecuniária. Deste modo, uma norma de licenciamento nuclear associada à segurança nuclear de alto padrão, está diretamente relacionada ao cumprimento das diretrizes estabelecidas pela IAEA, pela elaboração da APS nos três níveis e ao respeito ao meio ambiente. Sendo este fundamental para manter o ecossistema em pleno equilíbrio.

Por fim, a adoção de um licenciamento nuclear adequado às condutas de segurança nuclear internacionais trará proeminência ao Brasil como *player* na área nuclear.

Referências

- CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. Licenciamento de instalações nucleares. Norma Cnen NE 1.04. Diário Oficial da União, Brasília, 12 dez. 2002.
- IAEA – International Atomic Energy Agency. Governmental, legal and regulatory framework for safety. Vienna, 2016.
- IAEA – International Atomic Energy Agency. Development and application of level 1 probabilistic safety assessment for nuclear power plants. Vienna, 2010.
- U.S.NRC – United States Nuclear Regulatory Commission. Nuclear Power Plant Licensing Process (NUREG/BR-0298, Revision 2). Disponível em: <<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0298/index.html>>. Acesso em 23 jun. 2022.

International Joint Conference Radio 2022

Resultados do sistema de averiguação de ocorrências no estado de São Paulo no período de 2011 a 2021.

Suzuki^a F. F., Normanton^a K. A. F., Rodrigues^a D. L., Gerulis^a E.

^aInstituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP.

Av. Prof. Lineu Prestes, 2242, São Paulo, SP, 05508-000

ffsuzuki@ipen.br

Introdução: Em qualquer prática autorizada, a responsabilidade principal pela segurança deve ser da pessoa ou organização responsável pelas instalações e atividades que dão origem aos riscos radiológicos [1], que inclusive deve planejar previamente a resposta para eventuais situações de emergência radiológica ou nuclear envolvendo sua fonte de radiação, até o completo restabelecimento da situação normal [2]. Ocorre, porém, que os riscos radiológicos podem surgir de outras situações que não as atividades que estejam em conformidade com o controle regulatório, ou quando o responsável pela fonte não possa ser prontamente identificado, ou mesmo na eventualidade da situação ser consequência de um fato ocorrido fora do território nacional. Em tais situações, o governo deve estabelecer um sistema eficaz de ações para reduzir os riscos radiológicos indevidos [3]. Nesse compasso, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) vem aprimorando continuamente seu Sistema de Atendimento a Emergências Radiológicas e Nucleares (SAER) [4], para responder prontamente, de forma coordenada, a situações reais ou potenciais de Emergências Radiológicas ou Acidentes Nucleares (ERAN). O SAER é estruturado em cinco elementos organizacionais, sendo a Coordenação Operacional a responsável por planejar, organizar e manter o Sistema de Averiguação de Ocorrências (SAO), em regime de sobreaviso, bem como pelas ações em campo das equipes de resposta. No estado de São Paulo, o SAO conta com o IPEN-CNEN/SP para efetuar as averiguações e responder aos ERAN. Este trabalho analisa os resultados obtidos na averiguação das ocorrências, no estado de São Paulo, no período compreendido entre janeiro de 2011 a dezembro de 2021.

Metodologia: As informações coletadas nas averiguações de ocorrências no período de 2011 a 2021, registrados nos bancos de dados e relatórios elaborados pelas equipes de resposta, foram analisados com relação aos seguintes aspectos: quantidade de notificações por ano, o tipo de entidade responsável pela notificação, os tipos de fonte de radiação envolvidos, quais os respectivos radionuclídeos, a distribuição geográfica das ocorrências no estado e se a natureza da ocorrência envolvia fontes órfãs, materiais radioativos durante o transporte ou no interior de alguma instalação radiativa licenciada.

As entidades responsáveis pelas notificações foram classificadas da seguinte forma:

- Pessoa física;
- Corpo de bombeiros;
- Órgão de segurança, como polícia civil, militar, rodoviária, federal e defesa civil;
- Órgão de saúde, como secretarias de saúde, vigilância sanitária e clínicas;
- Órgão ambiental,
- Transporte; como transportadoras e Infraero, e
- Pessoas jurídicas, não relacionadas às atividades citadas anteriormente.

Os tipos de fonte de radiação envolvidos foram classificados da seguinte forma:

- Radioativo, quando envolveram qualquer quantidade de material radioativo;
- Raios X, quando envolviam partes ou equipamentos de raios X, ou aceleradores de partículas;
- Outros, quando não se enquadravam nas classes anteriores, como os casos de volumes vazios.

Para mostrar a distribuição geográfica das ocorrências utilizou-se o conceito de regiões administrativas do estado de São Paulo [5]. Atualmente o estado de São Paulo é dividido em quinze regiões administrativas, que recebem o nome do polo urbano principal, indicadas na Figura 2, mais a região metropolitana da cidade de São Paulo.

Resultados: O IPEN-CNEN/SP averiguou setenta ocorrências no período de janeiro de 2011 à dezembro de 2021, sendo 66 no estado de São Paulo e quatro em outros estados da Federação. Considerando-se a classificação das ocorrências com relação ao tipo de fonte de radiação, isto é, se eram materiais radioativos, equipamentos emissores

Livro de RESUMOS

Educação e treinamento



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Treinamento em radioproteção no Sirius e seus desafios

Vieira A. L. C., Moura F. N.

Centro Nacional de Pesquisa em Energia e Materiais, R. Giuseppe Máximo Solfaro, 10000 –

Bosque das Palmeiras, Campinas - SP

ana.vieira@cnpem.br

Introdução

Existe no Brasil uma máquina única, o Sirius, um síncrotron instalado no Centro Nacional de Pesquisas em Energia e Materiais (CNPEM). O síncrotron é um acelerador de partículas, que alcança 99% da velocidade da luz, capaz de gerar uma radiação de amplo espectro denominada luz síncrotron. Com ela é possível analisar e entender a estrutura de diferentes materiais, desde rochas até proteínas [1].

A partir de um canhão de elétrons, por efeito termiônico, os elétrons são acelerados em um acelerador linear (*linac*) até atingirem a energia de 150 MeV. Para a energia final da máquina, que é de 3 GeV, há um segundo acelerador denominado anel injetor (*booster*). Após ele, o feixe de elétrons segue para o anel de armazenamento (*storage ring*) onde permanecerão em órbita circulante. A cada volta, uma parcela de energia dos elétrons é perdida tangencialmente à rede magnética, devido a saída de luz síncrotron para as estações experimentais (linhas de luz) [1].

As linhas de luz são compostas por cabanas experimentais, projetadas para acomodar os instrumentos de análise das amostras onde a luz síncrotron irá incidir; e por garantir que a radiação gerada fique contida no interior de sua blindagem [2]. Além disso, existem diversos elementos de segurança envolvendo seu funcionamento, como: travas e chaves de segurança, cortinas de luz, torres sinalizadoras, sistema de emergência e o procedimento de “Procura”. O procedimento de “Procura” é a forma de habilitar uma cabana de linha de luz para operação, onde apenas pessoas treinadas devem realizar este procedimento que consiste em confirmar se as condições de segurança dentro da cabana estão atuantes a partir de uma inspeção sequencial nos elementos de intertravamento e garantindo que nenhuma pessoa permaneça no local. [3]

O Sirius é uma instalação radiativa tipo síncrotron projetada para atender toda a comunidade científica do mundo, por isso, espera-se um grande fluxo de pessoas que utilizarão as linhas de luz para seus experimentos. Com isso, existe a necessidade de aplicar o treinamento de Segurança Radiológica nas linhas de luz, que habilitará o pesquisador a realizar o procedimento de “Procura”, além de simular condições de emergências e falhas da linha de luz com objetivo de instruí-lo sobre como agir nestas situações.

O objetivo deste trabalho é apresentar uma proposta de treinamento em radioproteção no Sirius.

Metodologia

O treinamento aplicado pelo Grupo de Proteção Radiológica no Sirius toma como referência os treinamentos de outros síncrotrons como o Diamond (Inglaterra) [4], MAX IV (Suécia), TPS (Taiwan) e ANSTO (Austrália).

O treinamento de “Segurança Radiológica nas Linhas de Luz” é realizado periodicamente com pequenas turmas de pesquisadores e tem validade de um ano. Ele é dividido em parte teórica e outra prática, sendo o material teórico elaborado em formato de slides. O material teórico tem por objetivo transmitir informações desde estrutura atômica, o que é radiação (ionizante e não-ionizante), fundamentos de física das radiações, processos de interação da radiação com a matéria, princípios de Proteção Radiológica e elementos de proteção pessoal (procedimentos e intertravamento) contidos no Sirius. O material aborda sobre a sinalização utilizada na classificação de áreas, status de acessos e procedimentos de emergência. Ao final, há um questionário com múltipla escolha com intuito de consolidar o conteúdo transmitido.

Com a primeira fase teórica concluída, os pesquisadores avançam para a etapa prática com o Grupo de Proteção Radiológica. Atualmente, os treinamentos são realizados presencialmente na linha de luz escolhida para pesquisa. Neste momento, os conceitos e elementos de radioproteção são novamente pontuados, conforme foi explicitado no material teórico. O treinamento inicia com a explicação de cada elemento de intertravamento, tais como: torres sinalizadoras, chaves de segurança, cortina de luz e acesso às portas de passagem de cabos (chicanes). Posteriormente, o pesquisador realiza o procedimento de “Procura” lidando com adversidades, causadas pelo

Grupo de Proteção Radiológica, simulando situações de operação e exigindo melhor compreensão dos sinais provenientes das falhas geradas pelo sistema de segurança.

Com o retreinamento anual dos pesquisadores é possível mantê-los atualizados quanto ao procedimento possibilitando um diálogo entre os pesquisadores e o Grupo de Proteção Radiológica. Ao concluir o treinamento, o pesquisador é autorizado a seguir com os trabalhos na linha de luz e convidado a responder um questionário de feedback para indicar pontos fortes e fracos do treinamento.

Resultados

Durante o primeiro semestre de 2022, ao todo 46 pessoas foram treinadas, das quais 20 (43.47%) responderam o formulário de *feedback*. Destas, 19 pessoas (95%) se mostraram satisfeitos com o conteúdo teórico e todas com o conteúdo prático.

Houve comentários e sugestões a respeito do treinamento teórico, onde o material foi elogiado por sua didática e por conseguir apresentar de forma completa os assuntos que se propõe a tratar. Foi pontuado que o material se apresenta extenso, com um tempo estimado de leitura de 45 minutos, e que poderia trazer mais informações sobre a luz síncrotron. Também foi sugerido a inserção de vídeos demonstrando o procedimento de “Procura” na primeira parte do treinamento, assim os pesquisadores chegariam ao Sirius já familiarizados como realizá-lo.

Com respeito ao treinamento prático, 15 pessoas elogiaram a didática e a atenção da equipe em tirar dúvidas sobre o procedimento além do conteúdo ter sido transmitido de forma clara e objetiva.

Como resultado geral, nota-se grande satisfação e eficiência no treinamento de Segurança Radiológica aplicado pelo Grupo de Proteção Radiológica. Outro resultado que pode ser pontuado é que futuramente, devido ao grande fluxo de pessoas, este treinamento será atualizado para o formato *online*, trazendo novos desafios principalmente na adaptação de sua parte prática.

Conclusões

Os materiais de treinamento foram desenvolvidos pelo Grupo de Proteção Radiológica do Sirius com o intuito de esclarecer e desmistificar o uso da radiação, e explicar o sistema de proteção pessoal nas linhas de luz.

O treinamento prático se mostra como um método eficaz para habilitar as pessoas quanto aos procedimentos de segurança e as medidas que devem ser tomadas em emergências radiológicas. A proximidade com o público possibilitou revisões no material com o propósito de torná-lo mais esclarecedor quanto a área de radioproteção e sistemas de segurança na instalação.

O Sirius foi projetado para atender usuários nacionais e internacionais, com um alto fluxo de pessoas ao mesmo tempo. Com isso, o treinamento em proteção radiológica deve contar com uma constante revisão do material didático, a fim de garantir que a etapa humana (uma pessoa realizando os procedimentos necessários) se mantenha atualizada. Todos as pessoas treinadas para tal procedimento são consideradas indivíduos do público, conforme descrito na norma CNEN NN 3.01 [5].

Por fim, os resultados se mostram satisfatórios e o questionário demonstram ser um bom método para a identificação de problemas quanto a comunicação e como ponte para o recebimento de dúvidas remanescentes.

Referências

- [1] PROJETO SIRIUS, a nova fonte de luz brasileira. Disponível em < <http://www.lnls.cnpem.br/wp-content/uploads/2016/08/Livro-do-Projeto-Sirius-2014.pdf> >. Acesso em: 10 de junho de 2022.
- [2] DE MORAES¹, Isabela Castro et al. Análise para cálculo de blindagem de cabana óptica para linha de luz do Sirius.
- [3] LIN, T. F.; WANG, J. P. The Safety Interlock System of Synchrotron Radiation Research Center. In: Proceedings Particle Accelerator Conference. IEEE, 1995. p. 2108-2110.
- [4] Diamond. Health Physics: Radiation Safety Training, 2022. Disponível em: <<https://www.diamond.ac.uk/Science/CommunitiesEngagement/TrainingWorkshops/Health-Physics.html>>. Acesso em 11 de junho de 2022.
- [5] CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN-NN-3.01, Diretrizes básicas de proteção radiológica.

International Joint Conference Radio 2022

Cursos de especialização técnica em Medicina Nuclear no Rio de Janeiro: uma análise baseada na qualidade a partir de uma proposta curricular

Clavery^a M. B., Razuck^a F. B.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Av. Salvador Allende, 3773, Rio de Janeiro, Brasil

maycon@ird.gov.br; fernando.razuck@ird.gov.br

Introdução

Pode-se dizer que a Medicina Nuclear (MN) é uma especialidade médica que, utilizando métodos não invasivos, emprega materiais radioativos com finalidade diagnóstica e terapêutica [1]. Desta forma, utiliza substâncias radioativas (radiofármacos) como ferramenta para acessar o funcionamento dos órgãos e tecidos vivos, realizando imagens, diagnósticos e também, tratamentos [1]. Conforme o artigo 2º da Norma (NN 3.05) da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), resolução CNEN 159/13, um Sistema de Medicina Nuclear (SMN) deve ser constituído por no mínimo de: a) um Titular, responsável legal pelo SMN; b) um Médico Nuclear, responsável técnico pelo SMN; c) um Supervisor de Proteção Radiológica (SPR), responsável técnico pela Proteção Radiológica do SMN; e d) uma quantidade necessária e suficiente de profissionais de nível superior e médio, devidamente qualificados para o exercício de suas funções [1]. Também conforme o Regulamento Técnico para Instalação e Funcionamento de Serviços de Medicina Nuclear *in vivo*, deve-se contar com profissionais com formação e capacitação para desempenhar as seguintes funções: a) Atenção direta ao paciente; b) Preparação e administração de radiofármacos; c) Aquisição, processamento e documentação de exames; d) Interpretação dos exames e emissão de laudos; e) Planejamento, realização e seguimento de procedimentos de diagnóstico ou de terapia; f) Execução das atividades previstas no Plano de Radioproteção; g) Execução das atividades previstas no Plano de Gerenciamento de medicamentos, insumos farmacêuticos, produtos para saúde, produtos de higiene, saneantes, sangue e hemocomponentes; h) Procedimentos de limpeza e desinfecção; i) Notificação e investigação de eventos adversos; e j) Gerenciamento de resíduos [2]. Verifica-se então que muitas destas funções podem ser executadas por um técnico em Radiologia. Assim, a partir do ano de 2009, o Conselho Nacional de Técnicos em Radiologia (CONTER), em sua Resolução Nº 13, de 22 de outubro de 2009, publicado no Diário Oficial de União (D.O.U.) de 10 de novembro de 2009, em seu Artigo 5º, concedeu um prazo de 5 anos, contados de sua publicação, para que os técnicos em Radiologia que laboravam em especialidades de MN e Radioterapia se especializassem em suas áreas de atuação. Posteriormente, esta mesma resolução foi prorrogada por mais cinco anos, de acordo com Resolução CONTER Nº 17 de 23, de outubro de 2014 em seu artigo 1º, tendo em vista a impossibilidade de tempo para formação na área. Esta especialização se faz necessária pelo fato de que o técnico é parte integrante do SMN, já que é uma especialidade da área da MN que utiliza substâncias radioativas, sob a forma de radiofármacos, para diagnóstico e terapia. Neste sentido, este trabalho tem como objetivo fazer uma varredura dos cursos de Especialização Técnica em MN oferecidos aos técnicos em Radiologia, no Rio de Janeiro, verificando aspectos como a estrutura do cargo, carga horária e currículo, bem como realizar uma avaliação da Qualidade (ou conformidade) dos cursos, baseado nas exigências do Ministério da Educação (MEC), a fim de se sugerir a elaboração de um curso com um currículo básico, tendo como foco a qualidade dos mesmos.

Metodologia

Para este trabalho foi feita uma pesquisa qualitativa-quantitativa [3] da seguinte forma: a) Pesquisa qualitativa, para se verificar as normas dos cursos nas plataformas digitais da CNEN, CONTER e MEC, com a finalidade de se verificar as exigências legais e a estrutura dos cursos com relação à formação e atividades dos técnicos em radiologia e nas plataformas digitais da Agência Brasileira de Normas Técnicas (ABNT), a fim de se verificar às exigências para se atingir a qualidade ou a conformidade em cursos de formação; e b) pesquisa quantitativa, para se verificar o número de cursos de formação que existem no Rio de Janeiro nas plataformas digitais da CNEN, CONTER e MEC.

Resultados e Discussão

Requisitos para um Curso de Especialização Técnica segundo o MEC - de acordo com a Portaria MEC nº 870 de 16/07/2008, a duração do Curso Técnico em Radiologia deve ser de 1.200 horas [4]. Inclui, ainda, a especialização técnica de nível médio, que complementa profissionalmente o itinerário formativo planejado e ofertado pela instituição [8]. Assim, os cursos e programas de educação profissional técnica de nível médio são organizados por eixos tecnológicos, possibilitando itinerários formativos flexíveis. E um destes cursos é a Especialização Técnica de Nível Médio, que são cursos voltados aos concluintes dos cursos técnicos, com carga horária mínima de 25% da respectiva habilitação profissional que compõe o correspondente itinerário formativo da Habilitação Profissional Técnica de Nível Médio [5]. **Resoluções Conter e Cursos Técnicos Para Formação em SMN** - algumas instituições já ofereciam a Especialização em Radioterapia, como a Escola Politécnica Cenib e o Instituto Nacional de Câncer-INCA, de maneira que quase 100% dos técnicos que atuam na área possuem a especialização. Por outro lado, não havia, até a convocação do CRTR-RJ, uma instituição que oferecesse o Curso de Especialização em MN. A fim de se tentar sanar esta questão, no dia 06 de Junho de 2019, membros do CRTR-RJ se reuniram com coordenadores de cursos técnicos em radiologia para debaterem sobre a situação do que trata a as resoluções do CONTER a respeito da obrigatoriedade da comprovação da especialização por parte dos técnicos e a necessidade de oferecerem esse curso. Diante disso, algumas instituições no estado do Rio de Janeiro já se movimentam a respeito da necessidade de disponibilizarem essa especialização. Nos dias que se seguiram, 2 ofertas de cursos para MN surgiram, e essas instituições se apresentaram como pioneiras no estado: Escola Politécnica Cenib [6] e Curso Técnico Avançado [7]. Porém, nenhum dos 2 cursos disponibilizou a Grade Curricular com a respectiva carga horária. **Clínicas de MN** - a fim de se mostrar a necessidade de formação na áreas, segundo a página da CNEN [8] existem no Brasil cerca de 453 SMN autorizados, com a maior parte da concentração nas regiões sul e sudeste, sendo que 49 dessas instalações encontram-se no estado do Rio de Janeiro, o que corresponde praticamente a 10% do total no Brasil. **Proposta de Currículo Básico para especialização Técnica em Medicina Nuclear** - segundo o MEC, um curso técnico em radiologia deve possuir 1200 horas. Um curso de especialização técnica em MN precisa de no mínimo 300 horas. O ideal é que seu quadro de professores seja composto no mínimo de: médico nuclear, físico médico nuclear, radiofarmacêutico e técnico ou tecnólogo nuclear. Baseado na matriz curricular da especialização Técnica em Medicina Nuclear do Colégio Liceu [9], situado em Barretos-SP, propõe-se um curso (onde algumas matérias poderão ser oferecidas EaD e com o total de 360h) com as seguintes disciplinas e respectiva carga horária: Instrumentação (20h); Reconstrução de Imagem (25h); Biossegurança (20h); Anatomia Radiológica (25h); Física Aplicada em MN (25h); Patologia Aplicada à MN (25h); Normas em Radioproteção/ Legislação CNEN e ANVISA (20h); Radiofarmácia (25h); Protocolos de Exames e Terapias (25h); Terapêutica em MN (25h); Radiobiologia (20h); Ética ProfissionalV(10h); TCC (15h); Estágio Supervisionado (80h).

Conclusões:

Conclui-se que, apesar da exigência por lei desta formação, estes cursos ainda são incipientes, com uma estrutura curricular e de qualidade ainda em formação. Entende-se assim que um estudo mais aprofundado se faça necessário, tendo em vista a relevância do serviço para a MN.

Referências:

- [1] Norma CNEN 3.5. **Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Serviços de Medicina Nuclear.** Disponível em < http://old.cremerj.org.br/anexos/ANEXO_RESOLUCAO_CNEN_159.pdf>. Acessado em: 12 de abril de 2022.
- [2] ANVISA. **Resolução nº 38, DE 4 DE JUNHO DE 2008.** Disponível em < https://www20.anvisa.gov.br/segurancadopaciente/images/documentos/legislacao/RDC_2006-38.pdf>. Acessado em: 12 de abril de 2022.
- [3] GIL, A. C. **Como elaborar projetos de pesquisa.** 4. ed. São Paulo: Atlas, 2008.
- [4] MEC. **Portaria MEC nº 870 de 16/07/2008.** 2008
- [5] MEC. **Cursos da Educação Profissional Técnica de Nível Médio.** Disponível em: Acessado em: 12 de abril de 2022.
- [6] CENIB. **Escola Politécnica CENIB.** Disponível em < <http://cenib.com.br/site/>>. Acessado em 21 de abril de 2109.
- [7] AVANÇADO. **Curso de Medicina Nuclear.** 2022.
- [8] CNEN. **Instalações Autorizadas.** Disponível em:<www.cnen.gov.br>. Acessado em 30 de maio de 2022.
- [9] LICEUTEC. **Especialização em Medicina Nuclear.** 2022.

International Joint Conference Radio 2022

O Programa de Pós-graduação em Radioproteção e Dosimetria do Instituto de Radioproteção e Dosimetria: 20 anos de história e conquistas

Peixoto^a J. G. P., Delgado^a J.U., Razuck^a F. B.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Av. Salvador Allende, 3773, Rio de Janeiro, Brasil

jose.peixoto@ird.gov.br; fernando.razuck@ird.gov.br; jose.delgado@ird.gov.br

Introdução

O Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) é uma instituição de pesquisa, desenvolvimento e ensino, ligado à Diretoria de Pesquisa e Desenvolvimento (DPD) da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), autarquia vinculada ao Ministério da Ciência, Tecnologia e Inovações (MCTI). Atua em colaboração com universidades, agências governamentais e indústrias para promover o uso seguro das radiações ionizantes e da tecnologia nuclear [1]. Suas atividades de pesquisa, desenvolvimento, prestação de serviços tecnológicos especializados e ensino têm possibilitado que os benefícios do uso das radiações ionizantes cheguem com segurança a um número cada vez maior de brasileiros. Entre suas diversas atividades, pode-se destacar a forte tradição na formação de recursos humanos, como por exemplo por meio do seu Programa de Pós-Graduação *stricto sensu* em Radioproteção e Dosimetria (PPG-IRD), nas modalidades de mestrado e doutorado acadêmicos. O PPG-IRD foi criado em 2001, ao nível de mestrado, oferecendo o doutorado a partir de 2011. O PPG-IRD é constituído por 4 (quatro) Áreas de Concentração, a saber: Biofísica das Radiações, Física Médica, Metrologia e Radioecologia [2]. Por se tratar de um programa avaliado pela Área Interdisciplinar da Coordenação de Pessoal de Nível Superior (Capes), inclui em seu escopo, por exemplo, os fundamentos dos fenômenos que produzem radiação, os métodos químicos de análise, a simulação matemática e/ou computacional de processos e fenômenos, biofísica das radiações, medicina nuclear, questões dos problemas regulatórios e sócio-ambientais envolvidos, metrologia das radiações ionizantes e os princípios básicos de funcionamento dos instrumentos de detecção. Neste sentido, os discentes acabam engajados em projetos que desenvolvem o método científico de trabalho, consolidando o interesse pela pesquisa científica e tecnológica, colocando à prova as suas habilidades e qualificações para atuarem na área científica. Muitos projetos de dissertação e tese são realizados nos próprios laboratórios do IRD e um número significativo, em colaboração com outras organizações, como: universidades, hospitais e indústrias [2]. O IRD conta com uma ampla estrutura de laboratórios que abarcam desde a medição de grandezas radiométricas e dosimétricas, envolvendo instrumentos de alta resolução para análise de amostras radioquímicas, até métodos experimentais para determinação de danos genéticos. Como destaque, está entre as instalações do IRD o Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI). Por se tratar de uma instituição federal de ensino, o PPG-IRD é gratuito, sendo o único curso acadêmico na América do Sul em Radioproteção e Dosimetria [2]. Neste sentido, este trabalho tem por objetivo fazer uma avaliação das atividades do programa, mostrando os resultados em todos estes anos de atuação, de modo que, a partir desta análise, auxiliar na elaboração de novas possibilidades de atuação para o futuro.

Metodologia

Trata-se no caso de uma pesquisa de caráter qualitativo-quantitativo [3], tendo em vista avaliar as informações disseminadas e atividades realizadas pelo PPG-IRD (análise qualitativa), bem como levantar e demonstrar a sua produção acadêmica e científica (análise quantitativa), tendo como foco estudos aplicados por meio da Gestão do Conhecimento Científico (GCC) [4; 5]. O levantamento foi feito a partir da Plataforma Sucupira e do Banco de Teses e Dissertações (BTD) da Capes [6].

Resultados e Discussão

O PPG-IRD teve a sua primeira dissertação defendida no ano de 2003, com um total de 248 trabalhos (no caso, 206 dissertações - D e 42 teses - T) até o ano de 2021 [6], tendo a seguinte distribuição temporal: 2003 (7), 2004 (17), 2005 (15), 2006 (11), 2007 (4), 2008 (10), 2009 (9), 2010 (13), 2011 (10), 2012 (9), 2013 (14), 2014 (20), 2015 (12), 2016 (15), 2017 (13), 2018 (18), 2019 (13), 2020 (20) e 2021 (8). Assim, o programa apresenta uma média de 12,5 trabalhos defendidos por ano, tendo o seu pico nos anos de 2014 e 2020 (com um total de 20 trabalhos). O PPG-IRD é avaliado pela Área de

Conhecimento¹ Multidisciplinar e Área de Avaliação Interdisciplinar da Capes. A distribuição de trabalhos conforme a Área de Concentração é a seguinte: Física Médica (52), Biofísica das Radiações (32), Metrologia (32) e Radioecologia (22)². O PPG-IRD exige a integralização de um mínimo de 27 créditos em disciplinas para o curso de mestrado (sendo 19 créditos do núcleo geral e 3 créditos do núcleo específico) e 38 créditos em disciplinas para o curso de doutorado (13 créditos do núcleo geral e 3 créditos do núcleo específico). Os demais créditos são de escolha do discente, com a anuência de seu orientador. As disciplinas do Núcleo Geral são: Elaboração de Documentos Científicos; Estatística; Física das Radiações; Fundamentos da Radiobiologia; Instrumentação Nuclear; Princípios de Radioproteção e Dosimetria; Seminário de Acompanhamento. Já as do Núcleo Específico são em: Biofísica (Dosimetria Externa; Dosimetria Interna Ocupacional; Proteção Radiológica Ocupacional); Física Médica (Física Médica em Medicina Nuclear; Física Médica em Radiodiagnóstico; Física Médica em Radioterapia); Metrologia (Metrologia das Radiações Ionizantes; Metrologia em Radionuclídeos; e Radioecologia (Radioecologia de Ecossistemas Aquáticos; Radioecologia em Meio Terrestre; Radioecologia em Modelagem da Biosfera). Por fim, as Eletivas são em: Biofísica (Fundamentos de Bancos de Dados Aplicados à Radioproteção; Tópicos especiais em Biofísica das Radiações); Física Médica (Dosimetria em Radioterapia; Método de Monte Carlo Aplicado na Dosimetria; Tópicos especiais em Física Médica); Metrologia (Avaliação de Incertezas; Tópicos especiais em Metrologia); e Radioecologia (Gestão de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas e Nucleares; Introdução à Hidrogeologia e Hidrogeoquímica; Monitoramento Ambiental com Uso em Geotecnologias; Tópicos Especiais em Radioecologia). Com relação ao Corpo Discente, o PPG-IRD possui, atualmente, 14 bolsistas de doutorado e 9 de mestrado, enquanto que com relação ao Corpo Docente, o PPG-IRD possui 8 docentes em Biofísica das Radiações, 5 em Física Médica, 7 em Metrologia e 5 em Radioecologia.

Conclusões

O objetivo deste trabalho foi demonstrar as atividades e resultados obtidos nestes 20 anos do PPG-IRD. Neste sentido, pode-se afirmar que o PPG-IRD está consolidado em suas 4 Áreas de Concentração, o que faz dele referência nacional em Radioproteção e Dosimetria. Como perspectiva, espera-se ampliar o escopo de atuação, principalmente na parte da Metrologia, tendo em vista se tratar de um centro nacional de referência.

Referências

- [1] BRASIL. **Instituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD**. Acesso em 07/06/2022. Disponível em: <<https://www.gov.br/ird/pt-br>>.
- [2] BRASIL. **Pós-graduação *Strito Sensu***. Acesso em 07/06/2022. Disponível em: <<https://www.gov.br/ird/pt-br/assuntos/ensino/pos-graduacao-em-radioprotecao-e-dosimetria>>.
- [3] GIL, A. C. **Como elaborar projetos de pesquisa**. 4. ed. São Paulo: Atlas, 2008.
- [4] AMORIM, F. D. C., FILHO, P. P. D. Q.; RAZUCK, F. B. Scientific knowledge management about Monte Carlo method: a bibliometric analysis on IRD Postgraduate Program in Radiation Protection and Dosimetry. **Brazilian Journal of Radiation Sciences**, 9 (2B). <https://doi.org/10.15392/bjrs.v9i2B.1415>. 2021.
- [5] RAZUCK, F. B.; CAVALCANTE, G. V. Gestão do conhecimento científico: análise do capital intelectual do programa de especialização do IRD. **Brazilian Journal of Radiation Sciences**, 8(1A). <https://doi.org/10.15392/bjrs.v8i1A.1039>. 2020.
- [6] BRASIL. **Catálogo de Teses e Dissertações da Capes**. Acesso em 03/06/2022. Disponível em: <<https://catalogodeteses.capes.gov.br/catalogo-teses/#/>>.

¹ De acordo com a Capes, existem 9 Grandes Áreas do Conhecimento (Ciências Exatas e da Terra; Ciências Biológicas; Engenharias; Ciências da Saúde; Ciências Agrárias; Ciências Sociais Aplicadas; Ciências Humanas; Linguística, Letras e Artes; Multidisciplinar), as quais se distribuem em 49 Áreas de Avaliação.

² Outros 105 trabalhos aparecem no BTD da Capes. Porém, como foram defendidos antes de 2013 (anteriores à implantação da Plataforma Sucupira), e por isso não são classificados por Área de Concentração.

International Joint Conference Radio 2022

Uma avaliação sobre a produção científica sobre a presença de Radônio em rochas ornamentais no Brasil

Ferreira^a P. R. R., Razuck^a F. B.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria, Av. Salvador Allende, 3773, Rio de Janeiro, Brasil

paulo.ferreira@ird.gov.br; fernando.razuck@ird.gov.br

Introdução

No ano de 2008, nos Estados Unidos (EUA), foi mencionado o fato de que rochas ornamentais brasileiras poderiam conter altas concentrações de Radônio e também altas taxas de exposição gama, deixando o mercado brasileiro de rochas ornamentais preocupado. Na mesma época, agora na China, que é o segundo maior importador de rochas ornamentais brasileiras, autoridades alfandegárias dificultaram a entrada de rochas ornamentais brasileiras baseado em uma concentração supostamente maior de radionuclídeos. O assunto tornou-se, portanto, motivo de mobilização de instituições como o Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), já que o Brasil é até hoje um grande exportador, em valor e volume físico para diversos países. O motivo desta preocupação é porque o Radônio é um dos principais contribuintes para a dose de radiação ionizante recebida pela população em geral, daí a necessidade de identificar e quantificar os níveis de radioatividade e as várias contribuições nos diversos materiais de construções. O Radônio, portanto, é um gás radioativo que emana de rochas e solos e tende a ser concentrado em espaços fechados como minas subterrâneas, estacionamentos subterrâneos e habitações, pois há menos espaço para ventilação. A infiltração de gases do solo é reconhecida como a fonte mais importante de Radônio residencial. Outras fontes, que incluem materiais de construção e água retirada de poços, são de menor importância na maioria das circunstâncias. Na maioria dos edifícios, a pressão do ar ao nível do solo é ligeiramente inferior à do exterior porque o ar de dentro do solo é mais quente. Isso gera uma passagem de ar do solo para o interior do edifício e, juntamente com este ar, também será transportado o ²²²Rn. As principais vias de acesso são espaços entre pisos e paredes, rachaduras no piso e espaços vazios em torno de tubos e cabos. Existem variações sazonais nos níveis de ²²²Rn em ambientes fechados, correspondente às variações da temperatura média externa (os níveis de ²²²Rn no inverno são geralmente mais elevados do que no verão) [1]. Neste sentido, este trabalho foi desenvolvido a fim de se realizar uma revisão bibliográfica visando a Gestão do Conhecimento Científico na área de estudo sobre a presença de Radônio em rochas ornamentais. O objetivo principal é avaliar as pesquisas que tem como foco a identificação e quantificação de exposição do público ao gás Radônio em rochas ornamentais. Isto porque, atualmente no IRD, está sendo realizada uma pesquisa sobre a emanação presente em rochas ornamentais devido a sua ampla utilização em residências no mercado nacional e internacional.

Metodologia

Este trabalho é de caráter qualitativo-quantitativo [2], por meio da busca usando como palavra-chave a palavra “Radônio” no Banco de Teses e Dissertações” (BTD) da Coordenação de Pessoal de Nível Superior (Capes) a fim de se verificar a produção na área [3]. Foram selecionados os trabalhos cuja palavra-chave foi encontrada ou no título, ou no resumo ou nas palavras-chave, ou até mesmo no corpo de texto dos trabalhos [3; 4]. Ao final foi feita uma análise individualizada das dissertações (D) e teses (T) na busca específica sobre rochas ornamentais.

Resultados e Discussão

Foram encontrados 177 trabalhos (D e T) sobre Radônio no geral, sendo 53T e 124D. O primeiro trabalho é de 1996. Desse total, 13 trabalhos (3D e 10T) estavam relacionados com rochas ornamentais, o que corresponde a cerca de 7,35% do total sobre Radônio. Esses trabalhos foram defendidos nos anos de 2011 (2), 2012 (1), 2013 (3), 2014 (2), 2016 (3) e 2017 (2). Trabalhos relacionados à materiais de construção foram desconsiderados. Ou seja, pesquisas sobre esta temática somente apareceram em 2011 e findaram em 2017. Os trabalhos pertencem às seguintes Instituições de Ensino (IEs): Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) – 1 trabalho; Universidade de São Paulo (USP) – 4 trabalhos; Universidade Est.Paulista Júlio de Mesquita Filho/Rio Claro (UNESP) – 2 trabalhos; Universidade Federal do Ceará (UFC) – 5 trabalhos; Universidade Tecnológica Federal do Paraná (UFTPR) – 1 trabalho. Os Programas eram em Arquitetura e Urbanismo (1 trabalho), Engenharia Elétrica e Informática Industrial (1 trabalho), Engenharia Mineral (1 trabalho), Geologia (6 trabalhos), Geologia Regional (1

trabalho), Tecnologia Nuclear (2 trabalhos) e Radioproteção e Dosimetria (1 trabalho). Os trabalhos em questão são os seguintes (em ordem cronológica e alfabética):

- 1) AMARAL, P. G. Q. Caracterização Radiométrica e de Exalação de Radônio em Rochas Ornamentais Silicáticas Beneficiadas no Estado do Espírito Santo. Mestrado em Geologia, Universidade Est.Paulista Júlio de Mesquita Filho/Rio Claro (UNESP), 2011;
- 2) SILVA, F. D. O. Caracterização tecnológica e radiométrica de um diabásio da região de Apuiarés-CE. Doutorado em Geologia, Universidade Federal do Ceará (UFC), 2011;
- 3) SALES, F. A. C. B. Estudo comparativo dos parâmetros de caracterização tecnológica em rochas ornamentais e de revestimentos resinadas e não resinadas. Doutorado em Geologia. Universidade Federal do Ceará (UFC), 2012;
- 4) AQUINO, R. R. de. Avaliação da radioatividade natural em mármore e granitos comerciais do estado do Espírito Santo. Doutorado em Tecnologia Nuclear, Universidade de São Paulo (USP), 2013;
- 5) AZEVEDO, L. R. P. Emissão de Radônio em Rochas Ornamentais e para Revestimento do Estado do Ceará, Brasil. Doutorado em Geologia Regional, Universidade Est.Paulista Júlio de Mesquita Filho/Rio Claro (UNESP), 2013;
- 6) FERREIRA, A. O. Avaliação da radioatividade natural em algumas rochas graníticas do Estado do Paraná e sua utilização na construção civil. Doutorado em Tecnologia Nuclear, Universidade de São Paulo (USP), 2013;
- 7) LEAL, A. L. C. Avaliação da dose associada ao uso do granito em estabelecimento residencial e comercial (2014). Mestrado em Radioproteção e Dosimetria, Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), 2014;
- 8) NASCIMENTO, D. M. Caracterização tecnológica de um ultramilonito da região de Marco-CE. Mestrado em Geologia, Universidade Federal do Ceará (UFC), 2014.
- 9) AMARAL, P. G. Q. Avaliação da alterabilidade e da exalação do gás radônio em rochas ornamentais. Doutorado em Arquitetura e Urbanismo, Instituição de Ensino: Universidade de São Paulo (USP/São Carlos), 2016;
- 10) CLARO, F. Proposta de protocolo para medição de concentrações de radônio proveniente de rochas graníticas em marmorarias. Doutorado em Engenharia Elétrica e Informática Industrial, Universidade Tecnológica Federal do Paraná (UFTPR), 2016;
- 11) SILVA, F. D. O. Avaliação da cor e da taxa de exalação de radônio de rochas graníticas através de ciclos de envelhecimento acelerado. Doutorado em Geologia, Universidade Federal do Ceará (UFC), 2016;
- 12) HAJJ, T. M EL. Método para avaliação do uso de rochas ornamentais em interiores considerando as exalações de radônio e torônio. Doutorado em Engenharia Mineral, Universidade de São Paulo (USP), 2017;
- 13) NETO, A. L. Caracterização tecnológica de rochas ornamentais pegmatíticas do Seridó Oriental Paraibano – Pedra Lavrada/PB. Doutorado em Geologia, Universidade Federal do Ceará (UFC), 2017.

Conclusões

Com esta busca pretendeu-se obter maiores informações sobre a pesquisa do Radônio em rochas ornamentais, e em especial identificar estudos em uma maior variedade de rochas ornamentais produzidas no Brasil. Essa importância se deve principalmente porque uma grande variedade de rochas ornamentais está no segmento de construção civil, utilizadas para revestimento de pisos e fachadas. Assim, conclui-se que a Gestão do Conhecimento Científico sobre o Radônio emanado em rochas ornamentais na sua grande variedade é de extremo interesse científico e econômico.

Referências

- [1] MOURA, C.L.; ARTHUR, D.M.; BONOTTO, A. N.; GUEDES, S.; MARTINELLI, C. D. Natural radioactivity and radon exhalation rate in Brazilian igneous rocks. **Applied Radiation and Isotopes**, 69. 2011.
- [2] GIL, A. C. **Métodos e Técnicas de Pesquisa Social**. 5 ed. São Paulo: Atlas, 2007
- [3] BRASIL. Capes. **Banco de Teses e Dissertações (BTD)**. 2022.
- [4] AMORIM, F. D. C., FILHO, P. P. D. Q.; RAZUCK, F. B. Scientific knowledge management about Monte Carlo method: a bibliometric analysis on IRD Postgraduate Program in Radiation Protection and Dosimetry. **Brazilian Journal of Radiation Sciences**, 9 (2B). 2021.

International Joint Conference Radio 2022

Uma análise da produção científica sobre o Radônio na área nuclear no Brasil

Razuck^a F. B., Ferreira^a P. R. R.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria, Av. Salvador Allende, 3773, Rio de Janeiro, Brasil
paulo.ferreira@ird.gov.br; fernando.razuck@ird.gov.br

Introdução

Pode-se dizer que o radônio é um gás radioativo que emana de rochas e solos e tende a se concentrar em espaços fechados, como minas subterrâneas, estacionamentos subterrâneos e residências. A infiltração de gases do solo é reconhecida como a fonte mais importante de radônio residencial, sendo por este motivo um dos principais contribuintes para a dose de radiação ionizante recebida pela população em geral. Devido a essa questão, é importante se identificar e quantificar os níveis de radioatividade e as diversas contribuições nos diversos materiais e ambientes [1].

Metodologia

Tendo em vista a relevância desta temática para a saúde pública, este trabalho, de caráter qualitativo-quantitativo [2], buscou avaliar o estado da arte sobre a temática no Brasil. Além de analisar os trabalhos (dissertações e teses) produzidas no país, tem também como objetivo fazer um levantamento inicial dos trabalhos de acordo com a Área do Conhecimento, Área de Avaliação e Área de Concentração, segundo a Coordenação de Pessoal de Nível Superior (Capes) [3]. Assim, foi realizada uma busca usando como palavra-chave a palavra “Radônio” no Banco de Teses e Dissertações” (BTD) da Capes a fim de se verificar a produção na área [4]. Foram selecionados os trabalhos cuja palavra-chave foi encontrada ou no título, ou no resumo ou nas palavras-chave dos trabalhos, ou até mesmo no corpo do texto [3; 4]. Ao final foi feita uma busca específica para a área nuclear, no caso das Instituições de Ensino Superior (IEs) vinculadas à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) que possuem programas de pós-graduação *stricto sensu*, a saber: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN - *Ciência e Tecnologia das Radiações, Minerais e Materiais*), Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN - *Tecnologias Energéticas e Nucleares*), Instituto de Engenharia Nuclear (IEN - *Ciência e Tecnologia Nucleares*), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN – *Tecnologia Nuclear*) e Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD – *Radioproteção e Dosimetria*) [5].

Resultados e Discussão

Análise Geral

Foram encontrados 177 trabalhos sobre o Radônio no geral, sendo 53 teses e 124 dissertações. Temporalmente foram encontrados trabalhos em 1996 (2), 1997 (5), 1998 (3), 1999 (4), 2000 (7), 2001 (3), 2002 (5), 2003 (3), 2004 (3), 2005 (9), 2006 (5), 2007 (2), 2008 (4), 2009 (5), 2010 (8), 2011 (12), 2012 (6), 2013 (9), 2014 (6), 2015 (11), 2016 (11), 2017 (15), 2018 (6), 2019 (6), 2020 (11), 2021 (4) e 2022 (4). Ou seja, em todos os anos houve algum trabalho desenvolvido sobre a temática. No total foram encontrados trabalhos em 7 Áreas do Conhecimento³, sendo assim distribuídas: Ciências Agrárias (1), Ciências Biológicas (10), Ciências da Saúde (7), Ciências Exatas e da Terra (50), Ciências Sociais Aplicadas (1), Engenharias (83) e Multidisciplinar (17). Observa-se aqui uma maior concentração em nas áreas de Engenharias, seguida por Ciências Exatas e da Terra, o que é natural, tendo em vista a presença do Radônio em minerais. Porém, é possível encontrar trabalhos em diversas Áreas do Conhecimento, incluindo Sociais e Humanas e Saúde, mostrando a relevância do tema para a Saúde Pública, por exemplo. Já por Área de Avaliação, foram encontrados trabalhos em 20 delas: Arquitetura, Urbanismo e Design (1), Astronomia/Física (13), Biodiversidade (2), Ciência da Computação (1), Ciências Agrárias (1), Ciências Ambientais (10), Ciências Biológicas I (8), Ciências Biológicas II (1), Engenharias I (6), Engenharias II (60), Engenharias III (4), Engenharias IV (13), Ensino (1), Geociências (31), Interdisciplinar (3), Medicina I (2), Medicina II (1), Multidisciplinar (3), Química (4) e Saúde Coletiva (4). Também se observa com relação à Área

³Segundo a Capes, existem 9 Áreas do Conhecimento: Ciências Exatas e da Terra; Ciências Biológicas; Engenharias; Ciências da Saúde; Ciências Agrárias; Ciências Sociais e Aplicadas; Ciências Humanas; Linguísticas, Letras e Artes; e Multidisciplinar. Além disso existem ao total 49 Áreas de Avaliação.

de Avaliação um maior número de trabalhos nas Engenharias. Por fim, foram encontrados trabalhos em 37 instituições (IEs), distribuídas geograficamente por região: **Centro-Oeste** (1 IEs e 1 trabalho); **Sudeste** (21 IEs e 107 trabalhos); **Sul** (5 IEs e 28 trabalhos); **Nordeste** (6 IEs e 37 trabalhos); **Norte** – nenhuma IEs.

Análise Específica na Área Nuclear

Especificamente na área nuclear, ou seja, de IEs vinculadas à CNEN, foram encontrados, foram encontrados 36 trabalhos nas seguintes IEs: **CDTN** (7, sendo 7 dissertações), **CRCN** (7, sendo 4 dissertações e 3 teses); **IPEN** (16, sendo 11 dissertações e 5 teses) e **IRD** (6, sendo 6 dissertações). Foram encontrados trabalhos nas mais diversas áreas, podendo-se citar, por exemplo, as seguintes palavras-chave: cavernas, cálculo de dose da exposição, espectrometria de cintilação em líquido, petróleo, Sistemas aquíferos, etc. Os trabalhos foram encontrados em 2 Áreas do Conhecimento (Engenharias e Multidisciplinar), 6 Áreas de Avaliação (Engenharia Nuclear, Instrumentação para medida e controle de radiação, Interdisciplinar e Saúde e Biológicas) e em 7 Áreas de Concentração (Aplicações de radioisótopos na agricultura e meio ambiente; Ciência e tecnologia dos minerais e meio ambiente, Ciência das radiações, Dosimetria e Instrumentação Nuclear, Radioecologia e Tecnologia nuclear.

Conclusões

Apesar de ser um campo de aplicação e estudo na pós-graduação estudada desde 1996, observa-se uma variedade de temáticas relativos à pesquisa sobre o Radônio, tendo em vista a presença de trabalhos em 7 das 9 Áreas de Conhecimento e em 20 das 49 Áreas de Avaliação. Especificamente com relação à área nuclear, foi encontrado um total de 20,34% dos trabalhos (36 com relação ao total de 177) encontrados sobre a temática no geral, o que demonstra a sua importância para a pós-graduação na área nuclear. Pretende-se futuramente fazer um levantamento dos grupos de pesquisa em atividade, bem como suas áreas de concentração, a fim de se realizar uma avaliação mais detalhada sobre a pesquisa no geral e na área nuclear na identificação de trabalhos coordenados com objetivos específicos no atendimento as recomendações internacionais. Entende-se assim a importância deste levantamento para a avaliação da Gestão do Conhecimento Científico sobre o Radônio.

Referências

- [1] MOURA, C.L.; ARTHUR, D.M.; BONOTTO, A. N.; GUEDES, S.; MARTINELLI, C. D. Natural radioactivity and radon exhalation rate in Brazilian igneous rocks. **Applied Radiation and Isotopes**, 69. 2011.
- [2] GIL, A. C. **Métodos e Técnicas de Pesquisa Social**. 5 ed. São Paulo: Atlas, 2007
- [3] BRASIL. Capes. **Banco de Teses e Dissertações (BTD)**. 2022.
- [4] AMORIM, F. D. C., FILHO, P. P. D. Q.; RAZUCK, F. B. Scientific knowledge management about Monte Carlo method: a bibliometric analysis on IRD Postgraduate Program in Radiation Protection and Dosimetry. **Brazilian Journal of Radiation Sciences**, 9(2B). 2021.
- [5] BRASIL. CNEN. Pós-Graduação. Disponível em: <<http://antigo.cnen.gov.br/pos-graduacao>>. Acesso em: 10/05/2022.

International Joint Conference Radio 2022

Avanços da RDC 611/22 com relação à Portaria 453/98: uma análise prévia sobre a conformidade

Da Conceição^a G. O., Razuck^a F. B.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Av. Salvador Allende, 3773, Rio de Janeiro, Brasil

gustavo@ird.gov.br; fernando.razuck@ird.gov.br

Introdução

Durante anos, apesar da alta frequência de exames de radiodiagnóstico e de sua significativa contribuição para a dose coletiva, pouca atenção foi dedicada à proteção radiológica (PR) de pacientes e profissionais de saúde. Em 1998, uma iniciativa importante nesta área foi a publicação da Portaria 453 do Ministério da Saúde (MS). Até então, existiam apenas algumas normas estaduais [1]. Entre os requisitos estabelecidos na Portaria pode-se citar: requisitos de licenciamento, definição de responsabilidades e requisitos mínimos dos equipamentos de raios X e de desempenho [1]. Com o avanço da tecnologia e a publicação de novas recomendações internacionais de PR, tornou-se necessária a revisão e atualização da Portaria. No entanto, apenas vinte anos depois da publicação da Portaria 453, a Agência Nacional de Vigilância Sanitária (ANVISA) disponibilizou para consulta pública o novo documento [1]. Apesar dos grandes avanços observados neste período, muitos hospitais ainda não cumprem os requisitos de PR. Desta forma, a preocupação não é apenas de ter uma norma revisada, mas que seja devidamente cumprida pelos serviços. Entre as diversas dificuldades de implantação da norma pelos hospitais públicos, pode-se citar: não reconhecimento da importância da proteção radiológica em radiodiagnóstico, a falta de recursos humanos qualificados e recursos financeiros escassos [1]. Assim, no ano de 2022, a ANVISA aprovou a Resolução da Diretoria Colegiada 611 (RDC 611), que estabelece as diretrizes básicas para PR em radiologia diagnóstica e intervencionista e regulamenta sobre a utilização de métodos diagnósticos de raios X em todo o território nacional [1]. Logo, quando se observa o serviço de radiodiagnóstico e suas alterações sofridas nas últimas décadas, fica notório o acréscimo de novas modalidades, bem como mudanças no fluxo de serviço, trazidas como resultado do avanço de novas tecnologias. A RDC 611 veio com várias mudanças até em seu formato: um documento com as diretrizes básicas de radioproteção e várias Instruções Normativas (INs) - uma para cada tecnologia no diagnóstico por imagem. Entre as INs podem-se citar as IN58 e IN59, que dispõem sobre requisitos sanitários para a garantia de qualidade e da segurança nos sistemas de ultrassom e ressonância magnética, respectivamente, o que torna obrigatório o controle de qualidade [1]. A RDC 611 e suas respectivas INs foram desenvolvidas para atender todas essas necessidades, contextualizando os princípios já estabelecidos para a elevação da cultura de PR e da qualidade diagnóstica. Portanto, defende-se a implementação da RDC 611, tendo em vista a necessidade de uma adaptação ágil que possa garantir melhorias nos serviços de imagem, otimização de dose e no controle de qualidade dos equipamentos de radiodiagnóstico, promovendo a segurança dos pacientes, população e trabalhadores expostos à radiação ionizante (RI) [1]. Especificamente com relação ao estado do Rio de Janeiro (RJ), de 1980 até 2005 as inspeções em radiodiagnóstico eram realizadas pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD). Em 1994, através do decreto nº 21.231 da SES/RJ, o Laboratório de Ciências Radiológicas (LCR) da Universidade do Estado do Rio de Janeiro (UERJ) recebeu a autorização para também emitir laudos técnicos para as instalações radiológicas no estado. Assim, em 1996, foi criado o Programa de Radioproteção em Saúde para cumprir este papel, o qual foi referendado pela Coordenadoria de Vigilância Sanitária do estado como referência para aferição das condições de radioproteção dos serviços de radiodiagnóstico. Desta forma, este trabalho tem por objetivo avaliar se as instituições vistoriadas no estado do RJ que utilizam a RI estão em conformidades com normas vigentes e se o LCR consegue atender toda demanda de serviços de diagnósticos.

Metodologia

Esta pesquisa baseia-se em uma abordagem qualitativa [2] por meio de entrevistas com a equipe de profissionais do Programa de Radioproteção em Saúde do LCR. Foi aplicado um questionário de dez perguntas para verificar se as instituições vistoriadas estão em conformidades com normas vigentes e se o LCR consegue atender toda

demanda de serviços de diagnósticos no estado do RJ. AS perguntas foram: 1. Em média quantos serviços de radiologia por ano o LCR consegue vistoriar nos hospitais públicos e privados do estado do Rio? 2. Qual a expectativa do LCR com a implantação da Portaria 453 revisada? 3. Quais os principais não conformidades encontradas nos serviços de radiologia? 4. O serviço de emissão de laudos é pago pelo hospital há questionamentos dos hospitais e clínicas referente aos valores? 5. A instituição possui um banco de informações cadastrais dos estabelecimentos que utilizam fontes de RI: ()S ()N; 6. Qual o no de funcionários que desenvolvem atividades de vistoriar os serviços para emissão do laudo? 7. Qual o tipo de formação deste profissional? Tem algum tipo de especialização para atuar na área de radiodiagnósticos? 8. Existe a necessidade de se aumentar o número de funcionários? ()S ()N; 9. Quais os formulários utilizados para a realização das avaliações dos diferentes serviços do setor de radiologia (RX, MAMO, TC.); 10. Resultados obtidos nos últimos 12 meses ou em 2018: A. No de vistorias realizadas; B. No de serviços de imagem em conformidade e não conformidade; C. No de laudos emitidos. Estas entrevistas foram realizadas no ano de 2018, portanto antes da pandemia de COVID e da implantação da RDC 611.

Resultados e Discussão

Realizou-se uma entrevista com o coordenador de pesquisa do LCR. O grupo do LCR realiza aproximadamente três mil vistorias por ano em instituições públicas e privadas. O maior número de não-conformidades encontradas nos serviços está relacionado com a falta de sinalizações e avisos na área controlada dentro e fora das salas de exames, em especial em clínicas odontológicas. O grupo entende que a revisão da Portaria 453 será fundamental para a avaliação dos serviços de radiodiagnóstico que já dispõem de nova tecnologia. Sem os requisitos estabelecidos em um regulamento normativo dificulta a atuação dos mesmos nos serviços. Em suas visitas técnicas o LCR realiza testes de desempenho em todos os equipamentos de raios X do serviço. O laudo do LCR é requisito da vigilância sanitária para emissão de licença de funcionamento. Este serviço é pago. Por falta de compreensão dos usuários em PR e controle de qualidade muitas vezes eles relutam a pagar ou questionam o valor, acreditando que este serviço não é necessário. Para atender a demanda do RJ, o LCR estabeleceu um banco de dados com as instituições que possuem equipamentos emissores de RI. A equipe do programa de radioproteção em saúde é composta por cinco funcionários entre eles estão físicos e tecnólogos em radiologia com pós-graduação em radiodiagnóstico. O LCR reconhece a necessidade de aumentar o efetivo de profissionais. Os formulários utilizados nas avaliações dos serviços e os respectivos testes de desempenho são elaborados para cada tipo de equipamento de raios X.

Resultados de testes realizados em instituições em julho de 2017 no RJ

Os testes realizados pelo LCR são: 1. Documentação e Estrutura; 2. Processamento Radiográfico; 3. Identificação do Aparelho; 4. Avaliação da Sala; 5. Avaliação do Aparelho; 6. Sistema de Colimação; 7. Avaliação da Quilovoltagem; 8. Variação da Corrente; 9. Tempo de Exposição; 10. Sistema de Filtração; 11. Fuga do Cabeçote; 12. Levantamento Radiométrico.

Resultados obtidos em testes realizados em instituições em 2018

A tomografia computadorizada (TM) foi um dos equipamentos de radiodiagnóstico que mais avançou tecnologicamente e sendo também responsável pela maior dose no paciente. Os exames de mamografia são provavelmente o mais importante e o mais capaz de detectar o câncer de mama ainda no estágio inicial. Os exames de mamografia necessitam da imagem de estruturas anatômicas com informações adequadas para o diagnóstico, mas também precisa de um controle de qualidade e equipamentos calibrados para otimização da dose e interpretação da imagem.

Conclusões

Este trabalho teve por objetivo avaliar o conhecimento da Portaria 453/98 e, principalmente, verificar as necessidades de adequar os serviços de radiodiagnósticos aos recentes avanços tecnológicos. Verificou-se que muitos equipamentos de radiodiagnósticos que foram vistoriados pelo LCR não tem um controle de qualidade eficiente, pois em sua maioria todos foram reprovados em 2017 e 2018 e tendo pendências para poder estar em conformidade para o atendimento da população. Assim, com este trabalho pretende-se auxiliar as instituições e ao próprio LCR a implementar a RDC 611/22.

Referências

- [1] da CONCEIÇÃO, G.; RENHA, S. K.; RAZUCK, F. B. Ordinance 453/98: an analysis of its applicability in public and private hospitals of Rio de Janeiro after 20 years of its publication. **Journal of Physics: Conference Series** 1826 (1), 01205. 2021.
- [2] GIL, A. C. **Como elaborar projetos de pesquisa**. 4. ed. São Paulo: Atlas, 2008.

International Joint Conference Radio 2022

Development of an e-learning platform on radiation protection: MOODLE.

Santos^a R.G., Silva^a E.P., Drumond^a M.C.F., Grossi^a P.A.

^aCentro de Desenvolviemnto da Tecnologia Nuclear, Av. Presidente Antônio Carlos, 6627,
Pampulha CEP 31270-901, MG, BRAZIL santosr@cdtn.br

Introduction According to the IAEA Safety Fundamentals SF-1, the prime responsibility for safety must rest with the person or organization responsible for facilities and activities that give rise to radiation risks. The licensee is responsible for establishing and maintaining the necessary competences, providing adequate training and information. Center for the Development of Nuclear Technology, took Action 8 of the Specific Security Guide 44 (Establishing the Infrastructure for Radiation Safety) seriously and maintaining cooperative relationships with users of ionizing radiation by promoting awareness of measures to increase safety. Examples of these measures are training courses which can be live or use media and the Internet, especially in these adverse times such SARSCOV2 pandemic. In addition to the well-established Graduate Program in Science and Technology of Radiation, Minerals and Materials at master's and doctoral levels, recently it was created a Specialization Course in Radioactive Waste Management and it was developed a platform for e-learning courses on important topics in radioprotection. With the Covid-19 pandemic established in 2020 and the closure of physical spaces, the CDTN identified as a need and also an opportunity the use of e-learning (EAD) course platforms to promote training, updates and retraining in protection radiology both for the internal public as well as for the public external to the CDTN and society in general. To this end, the CDTN promoted in 2020 an update and complementation of the e-learning platform, called Moodle platform) with courses focused on the Radiological Protection area.

Methodology The team responsible for these courses at the CDTN updated and complemented e-learning Moodle Platform (EAD) with courses focused on the Radiological Protection area (Fig.1). This platform is on the web and it can be accessed by internal and external CDTN personnel (Fig. 2). A complete Radiological Protection Update course, with a workload of 8 hours, was implemented. This training course comprises seven modules that can be accessed independently. (Fig. 3). Modules are divided as: Fundamentals of Atomic and Nuclear Physics; Biological Effects of Radiations; Nuclear and Statistical

Instrumentation; Safety and Radiological Protection; Radioactive Waste Management; Transport of Radioactive Materials; and, Regulatory Requirements, Licensing and Professional Certification. Moodle platform enables the student to choose, depending on their availability of time and interest in the content, the course (or courses) that best suit their learning needs and their work routines, making the training process more flexible. At the end of the courses there is an evaluation of the effectiveness of the course and degree of students' learning as request by the CNEN 3.02 standard. Certificates are only issued to students who score above 60.

Results This new online way of delivering knowledge in radiological protection included improvements in the forms of access (Fig.2), content and flexibility of learning (Fig 3). Now the courses are also responsive, that is, the screens are compatible with different devices in addition to computers and notebooks, such as smartphones or tablets. The division into independent modules focused on the topic of radiation protection allows the student to choose, depending on their availability of time and interest in the content, the course (or courses) that best suit their learning needs and their work routines, making the training process more flexible. In addition, improvements in content, in the dynamics of interactive

learning and video classes were implemented. At the end of the courses there is an evaluation of the effectiveness of the course and degree of students' learning as request by the CNEN 3.02 standard. Certificates are only issued to students who score above 60 (Fig 4). In order to meet newly identified demands, three more courses were implemented for: Research activities with radioactive sources (40 hours), Preparedness and response to radiological emergencies (8 hours) and Safety culture in organizations, facilities and activities with sources of ionizing radiation (2 hours).

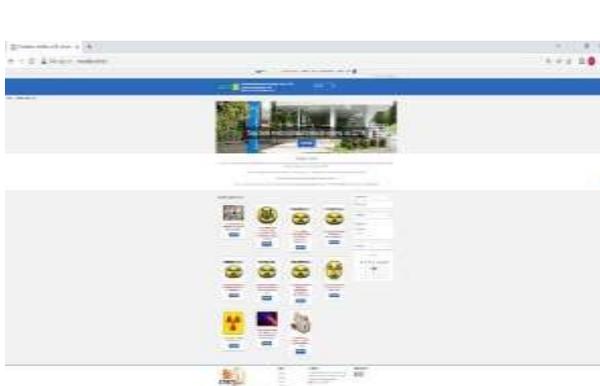


Figure 1 Updated Moodle Platform

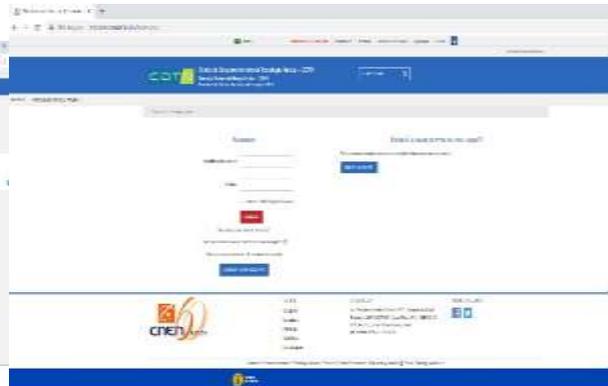


Figure 2: Access to the e-learning Moodle platform courses



Figure 3. Radiological Protection Update course contents



Figure 4. Issue Certificate

Conclusions Moodle platform constitutes an effort of CDTN's Radioprotection Service to establish, promote information and providing advice, promoting safety culture, encouraging the implementation of safety measures, and strengthening staff (users or potential users of ionizing radiation) training and qualifications. Enrollments in online training in radiation protection increased by 83% compared to the same period in 2019. From 2020 up to now 6075 students were enrolled in the seven EAD courses on radiation protection on the institution's Moodle platform and 3103 certificates were issued.

References

- 1 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Fundamental Safety Principles, Safety Series N° SF-1, IAEA, Vienna (2006)
- 2- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Establishing the Infrastructure for Radiation Safety, Specific Safety Guide N°SSG-44, Vienna (2018)
- 3- Comissão Nacional de Energia Nuclear, Serviços de radioproteção, CNEN-NE-3.02, 2018

International Joint Conference Radio 2022

Materialidade do tema proteção radiológica em programas de sustentabilidade ASG (Ambiental, Social e Governança)

Tessari-Zampieri¹ M. C., Santiago² A. F., Cotrim¹ M. E. B.

¹Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN) – Centro de Química e Meio Ambiente – Laboratório de Fluorescência de Raios X, Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 - Butantã, São Paulo – SP.

²Universidade Virtual do Estado de São Paulo – UNIVESP, Av. Prof. Almeida Prado, 532 - Butantã, São Paulo – SP.
mczampieri@ipen.br

Resumo: A materialidade é uma metodologia eficaz para identificar e estimar passíveis Ambiental, Social e Governança (ASG). As organizações utilizam a matriz de materialidade apenas para cumprir os requisitos do GRI, podendo gerar matriz incompleta e inconsistente. Os resultados de acordo, de acordo com o GRI para o parâmetro “radiação” encontra-se diversos temas de sustentabilidade onde as questões de proteção radiológica devem ser abordadas, como saúde e segurança do trabalho, avaliação ambiental de fornecedores, conformidade ambiental, comunidades locais, resíduos e abordagem de gestão. A elaboração de uma matriz de materialidade para as organizações que manipulam elementos radiológicos, com a devida identificação das partes interessadas necessita de métodos previamente definidos para que possam ser repetidos e revisados periodicamente, e desta forma, possibilitando demonstrar a evolução das preocupações com a sustentabilidade e seu alinhamento com as necessidades estratégias das organizações.

Palavras-chave: Materialidade, *Global Reporting Initiative*.

Introdução: A materialidade pode ser descrita como a análise dos requisitos relevantes a serem abordados por organizações em relação a sustentabilidade e responsabilidade social. Além disso, é uma metodologia eficaz para identificar e estimar passíveis Ambiental, Social e Governança (ASG) que afetam a organização e seus stakeholders. Um indicador relevante para o ASG é o *Global Reporting Initiative* (GRI), pois os dados devem ser reportados com objetividade e clareza na presença da matriz de materialidade [1] A exposição dos dados são práticas públicas adotadas por organizações informando os *stakeholders* dos resultados dos impactos econômicos, ambientais e sociais, com o objetivo do desenvolvimento sustentável [1]. No desenvolvimento sustentável, a diversidade de tópicos e sua aplicabilidade maior/menor em cada organização requer a realização de estudos/análises para identificar o que é relevante, ou conforme a definição do IIRC (*The International Integrated Reporting Council*) “aquilo que pode afetar substancialmente a capacidade de uma organização de criar valor em curto, médio ou longo prazo” [2]. Para um relatório de sustentabilidade, o GRI estabelece princípios para definição da qualidade do relatório, adequação da qualidade das informações, como devem ser relatadas, padrão de apresentação e indicadores para as diferentes organizações. As organizações utilizam a matriz de materialidade apenas para cumprir os requisitos do GRI, devido a essa prática, pode ocorrer a geração de uma matriz incompleta e inconsistente. Por isso, a qualidade das informações é de suma importância para permitir que os *stakeholders* realizem avaliações consistentes e sensatas sobre a organização e que medidas devem ser adotadas [1], podendo ser de saúde e segurança do trabalho. Em saúde e segurança do trabalho a GRI-403 [3], é norma específica da série 400 que abrange tópicos sociais, condições de trabalho saudáveis e seguros como um direito humano, além do que, são metas do desenvolvimento sustentável da “Agenda 2030, para desenvolvimento sustentável”. A prevenção de danos físicos, metais, insalubridades, avaliação de riscos, doenças profissionais de longa latência e sub-relato são tema desta norma [3] e este último pode ser diretamente relacionado com os efeitos biológicos da radiação ionizante (RI) [4]. As RIs possuem características de ionização atômica ou molecular, podendo apresentar benefícios ou causar sérios danos aos seres vivos, assim sua regulamentação é necessária para a segurança e saúde dos trabalhadores ocupacionalmente expostos [5]. Assim, o objetivo desta pesquisa é analisar como as questões relacionadas com a proteção radiológica devem ser consideradas em programas ASG e sua relação com a metodologia de relato GRI, abordando as formas para identificação das partes interessadas, os potenciais elementos que podem influenciar na caracterização da materialidade do tema.

Metodologia: O estudo levou em consideração a revisão da literatura existente, referências técnicas e trabalhos de pesquisa publicados a partir de 2015, para nivelar conceitos sobre sustentabilidade presentes em um ambiente disperso e repleto de definições. O período indicado considerou o ano de publicação da agenda 2030 no documento “*Transforming our world: the 2030 Agenda for Sustainable Development*”, das Nações Unidas, em setembro de 2015 [6], que influenciou significativamente todos os esforços da sociedade em favor da sustentabilidade. Dados e relatórios de sustentabilidade publicados, para serem utilizados como referência e comparação, foram de empresas com potencial para exercer influência para inovação ambiental na sustentabilidade corporativa de organizações a partir da perspectiva da Visão Baseada em

Recursos, priorizando quando disponível, organizações listadas na no Balcão B3 da BMF/BOVESPA, por fomentar o desempenho médio das cotações dos ativos de empresas listadas pelo seu comprometimento com a sustentabilidade empresarial [7].

Resultados: O manuseio, a produção, a posse e utilização de fontes ionizantes, bem como o transporte, armazenamento e deposição de materiais radioativos, abrangendo as atividades que envolvam exposição à radiação são regulamentadas pelo Governo Federal através de portarias e resoluções específicas [5]. Assim como, a caracterização a proteção ao meio ambiente, segurança, capacitação de indivíduos ocupacionalmente expostos e o controle de eventuais exposições ao público para prevenir falhas ou erros que resultem em exposição acidental. As comunidades de entorno, trabalhadores, governos e usuários dos serviços relacionados com fontes ionizantes fazem parte do grupo *stakeholder*. As organizações só podem formar opiniões a partir das informações disponibilizadas através de relatos de sustentabilidade periódicos. Entretanto, o que deve ser relatado, deve ir além do previsto na legislação, dependendo assim do interesse demonstrado do grupo *stakeholder* identificados, que devem ser pesquisadas quanto o que consideram mais relevantes. O grupo *stakeholder* das organizações envolvidas com proteção radiológica só podem formar opiniões a partir das informações e disponibilizadas através de relatos de sustentabilidade periódicos. Os resultados destas pesquisas são formalizados em matrizes de materialidade e só partir de então podem ser utilizadas por gestores destas organizações para tomada de decisões a partir de dados sobre como estão contribuindo, seja com resultados positivos ou negativos em seu entorno [1]. De acordo com o GRI o parâmetro “radiação” encontra-se diversos temas de sustentabilidade onde as questões de proteção radiológica devem ser abordadas, como saúde e segurança do trabalho [2], avaliação ambiental de fornecedores [8], Conformidade Ambiental [9], comunidades locais [10], Resíduos [11] e Abordagem de Gestão [12]. A proteção radiológica não é tratada nestes referenciais de forma direta, porém seus efeitos e impactos podem ser observados nos guias GRI’s contemplados no relatório anual da Eletronuclear [13].

Conclusões: A Agenda 2030, com seu amplo leque de 17 Objetivos de Desenvolvimento Sustentável e 169 metas são ambiciosos e uma abordagem integrada e indivisível é importante para equilibrar as dimensões ambiental, econômica e social. A aplicação de metodologias e referenciais para identificar como as questões relacionadas a proteção radiológica podem impactar a diversidade e complexidade destes objetivos e metas, se tornando fundamental para entender a extensão e limites operacionais do que deve ser relatado. Para isso, a elaboração de uma matriz de materialidade para as organizações que manipulam elementos radiológicos, com a devida identificação das partes interessadas necessita de métodos previamente definidos para que possam ser repetidos e revisados periodicamente, e desta forma, possibilitando demonstrar a evolução das preocupações com a sustentabilidade e seu alinhamento com as necessidades estratégias das organizações.

Referências Bibliográficas

- [1] Global Reporting Initiative-GRI-101. Global Sustainability Standards Board. Fundamentals, 2016. Disponível em: <https://www.globalreporting.org/how-to-use-the-gri-standards/gri-standards-english-language/>. Acesso em: 08.jul.2022.
- [2] Transition to integrated reporting. A guide to getting started. 2021. Disponível em: https://www.integratedreporting.org/wp-content/uploads/2021/09/Transition-to-integrated-reporting_A-Getting-Started-Guide.pdf.
- [3] Global Reporting Initiative-GRI-403. Global Sustainability Standards Board. Saúde e Segurança do Trabalho, 2018. Disponível em: <https://www.globalreporting.org/how-to-use-the-gri-standards/gri-standards-english-language/>. Acesso em: 08.jul.2022.
- [4] Rahman N., Dafader N.C., Shamsuzzaman M., Mondal I.H. Nuclear and radiological protective clothing. Protective Textiles from Natural Resources, 2022. <https://doi.org/10.1016/B978-0-323-90477-3.00009-2>.
- [5] Norma CNEN NN 3.01. Resolução 164/14. março/2014. Diretrizes básicas de proteção radiológica.
- [6] Transforming our world: the 2030 Agenda for Sustainable Development. 2015; Nova York, 2015; Acesso em 08.jul.2022; Disponível em: https://www.un.org/ga/search/view_doc.asp?symbol=A/RES/70/1&Lang=E
- [7] ISEB3; O que é o ISE B3?; BMF/BOVESPA; São Paulo2019; Acesso em 08.jul.2022; Disponível em: <http://iseb3.com.br/o-que-e-o-ise>
- [8] Global Reporting Initiative-GRI-308. Global Sustainability Standards Board. Avaliação Ambiental de Fornecedores, 2016. Disponível em: <https://www.globalreporting.org/how-to-use-the-gri-standards/gri-standards-english-language/>. Acesso em: 08.jul.2022.
- [9] Global Reporting Initiative-GRI-307. Global Sustainability Standards Board. Conformidade Ambiental, 2016. Disponível em: <https://www.globalreporting.org/how-to-use-the-gri-standards/gri-standards-english-language/> Acesso em: 08.jul.2022.
- [10] Global Reporting Initiative-GRI-413. Global Sustainability Standards Board. Comunidades Locais, 2000. Disponível em: <https://www.globalreporting.org/how-to-use-the-gri-standards/gri-standards-english-language/> Acesso em: 08.jul.2022.
- [11] Global Reporting Initiative-GRI-306. Global Sustainability Standards Board. Resíduos, 2000. Disponível em: <https://www.globalreporting.org/how-to-use-the-gri-standards/gri-standards-english-language/> Acesso em: 08.jul.2022.
- [12] Global Reporting Initiative-GRI-103. Global Sustainability Standards Board. Forma de Gestão, 2016. Disponível em: <https://www.globalreporting.org/how-to-use-the-gri-standards/gri-standards-english-language/> Acesso em: 08.jul.2022.
- [13] Eletronuclear – Relatório anual - 2021. Disponível em: <https://www.eletronuclear.gov.br/Quem-Somos/Governanca/Documents/Relat%C3%B3rios%20e%20Balan%C3%A7os/Relatorio-anual-eletronuclear-2021.pdf>. Acesso em: 08.jul.2022.

Livro de RESUMOS

Equidade de gênero



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Brazilian Nuclear Sector: an analysis of the sociocultural profile of women working in nuclear research and technological development institutions.

Santos^a, A. G. M., Engler^b, C., Suzart^a, K. F., Rodrigues^a, P. S.

^aEnergy and Nuclear Research Institute – IPEN

^bNuclear Technology Development Center - CDTN

anagabryele@usp.br

Introduction

Throughout the years, women have been conquering their space in society. This conquest came amidst struggles since Colonial Brazil (1500-1822), at that time, women were "property" of their husbands and lived in a culture of repression to minorities, inequalities, and patriarchy. In this period, women's struggle was focused on the right to political life, education, the right to divorce, and free access to the labor market [5]. Since Colonial Brazil to the present day, there have been several significant struggles and conquests obtained by women, the main ones being the right to education for women, equal pay, women's insertion in public service, and women's participation in politics.

Science has always been seen as an activity performed by men. In the XVIII century, women's access to this activity were exceptions and it was mainly due to the family position they occupied: if they were wives or daughters of a man of science, they could dedicate themselves to the support work of science, such as taking care of collections, cleaning glassware, illustrating and/or translating experiments and texts [1]. The near absence of women in the history of science is considerable, because even in the first decades of the 20th century, science was culturally defined as a career unsuitable for women [2].

Currently, even having conquered space in science and technology, many women still have a greater preference in courses focused on the areas of health, education, and welfare. This preference can be explained by cultural aspects and the processes of gender socialization, which define what is "a boy thing" and "a girl thing" [3].

The greatest reference of pioneering women in the nuclear field is the bachelor's in physics and Mathematics from the Faculté des Sciences de la Sorbonne (University of Paris), Marie Skłodowska Curie, or just Marie Curie. Marie was responsible for the discovery of the chemical elements radium and polonium and the only woman to win two Nobel Prizes [4]. She was no exception regarding the difficulties faced at that time for being a woman and a scientist, but she is remembered as a reference of the female struggle for equal rights and represents the vanguard of professionals in the nuclear field [4].

For women, it is much more difficult to pursue a scientific career in a society that is patriarchal in character and in which the ease with which women can work in social institutions is an aspiration to be conquered [6].

The low access of women in scientific careers explained by Harding (1996) is divided into two forms, which are connected, the vertical and horizontal form. The horizontal or territorial form classifies and divides knowledge areas between male and female. The vertical or hierarchical form excludes women at the top of the academic career, also known as the "glass ceiling". In this way, the woman "sees" the top, but cannot reach it, a metaphor that demonstrates the invisibility in the evolution of women in the career [3].

This work has the objective of giving continuity to research that began to be developed at the Institute for Energy and Nuclear Research - IPEN, which carried out a survey of the profile of women who work at the institute. Some results of this research developed in IPEN, which investigated the sociocultural profile of women. Thus, the work aims to get to know the female researchers in the nuclear area in all the centers and institutes belonging to the National Nuclear Energy Commission (CNEN) that work with research and technological development, distributed throughout the national territory, and bring possible solutions to improve the policies aimed at women and their recognition.

Methodology

This research will be conducted through the application of an online form through the Google Forms platform, with questions related to the role of women in the institution in which they are allocated. The selected themes are based on studies and data published by the international agency linked to this area (IAEA).

Results

The preliminary results refer to a study already carried out, covering only women who make up the staff of a Brazilian nuclear institute. As a result of the questionnaire applied, relevant information was acquired to understand the profile of women and the role assigned to them in this institution.

Among the women who are part of the Institute, the majority identify as white, and no woman declared herself to be indigenous.

When asked about the lines of research in which women work, major parts are in the area of health or biotechnology.

The results in this new study are expected to be very similar.

Conclusions

As the large amount of information acquired in this work was extremely important for a current discussion, we intend to disseminate this study to other CNEN research centers. Outlining the profile of women who work in research is important to know which guidelines should be adopted so that the demands of women researchers are met. And so, together with WiN Brasil, to develop cultures of gender inclusion and permanence of women in the nuclear sector.

References

- [1] BOLZANI, V. da S. Women in Science: why are we still so few? *Science & Culture*, vol. 69, p. 56-59, 2017.
- [2] CHASSOT, A. *Is science masculine? yes, ma'am*. São Leopoldo: publisher Unisinos, 2017.
- [3] CORTES, M. R., *Women in Science: "Science is for women!"*, Federal University of Fluminense, Niterói, 2018.
- [4] CRUZ, C.F., *Women entrepreneurs in the nuclear area: a historical survey of the sector and the role of women in Brazil*, Federal University of Paraná, Curitiba, 2019.
- [5] *Feminist movement and history in Brazil*. available at: <https://www.politize.com.br/movimento-feminista/> e acessado 26/04/22 às 11:57.
- [6] TABAK, F. *Substantive studies on women and science in Brazil*. In: COSTA, A. A. A. 2002.

International Joint Conference Radio 2022

As mulheres do setor nuclear e a Agenda 2030: a jornada das pesquisadoras brasileiras através das lentes da educação, do desenvolvimento humano e das liberdades

Viola^a C. M. M., Sales^a L. F.

^aIBICT/UFRJ, Rua Lauro Müller, 155/4^o and-Botafogo-RJ-CEP:22290-175

viola.carla@gmail.com; luanafsales@gmail.com

Introdução: As mulheres do setor nuclear são aquelas que atuam nos diversos campos da ciência e tecnologia nuclear e das radiações, e estão presentes nas instâncias técnico-científicas e gerenciais (1). Especificamente, as mulheres-pesquisadoras do setor nuclear publicam estudos sobre ciências e tecnologias nucleares e sobre STEM (ciência-tecnologia-engenharias-matemática) com abordagens que perpassam pelas áreas da medicina, química, física, bioquímica, dentre outras. Sob as lentes da equidade de gênero, a Elsevier, empresa global de informações analíticas, que contribui com instituições e profissionais para o progresso da assistência à saúde e da ciência, melhorando seu desempenho em benefício da humanidade, publicou em 2020 o “*Gender report 2020: The Researcher Journey Through a Gender Lens*” (Relatório de gênero 2020: a jornada do pesquisador através de uma lente de gênero). O relatório examina participação na pesquisa, a progressão na carreira e as percepções de gênero em toda a União Europeia e em 15 países ao redor do mundo, em 26 áreas temáticas (2). Com vista à Agenda 2030, da Organização das Nações Unidas e seus Objetivos de Desenvolvimento Sustentável (ODS), ratificada pelo Brasil (3), indaga-se: O relatório demonstra avanços na equidade de gênero, na pesquisa científica, nas áreas afins, das mulheres do setor nuclear, de acordo com os ODS da Agenda 2030? Para tanto, o objetivo desta pesquisa é analisar o Relatório de gênero 2020 da Elsevier, para verificar os resultados apresentados pelas pesquisadoras brasileiras das áreas afins do setor nuclear, no período de 2014 a 2018, e conhecer os efeitos rumo à Agenda 2030.

Metodologia: Adota-se a natureza descritiva-exploratória com análise documental. Quanto aos procedimentos técnicos, a pesquisa é bibliográfica, por expor reflexões teóricas sobre a educação das mulheres baseada nos achados de Mary Wollstonecraft (4), na obra *A Vindication of the Rights of Woman* e reflexões sobre desenvolvimento humano e liberdades abordados por Amartya Kumar Sen (5), ganhador do Prêmio Nobel de Economia de 1998, em *Development as freedom*, tendo em vista a importância dos temas que contemplam o caráter transversal e transdisciplinar da problemática, e também é documental, por serem analisados os documentos “*Gender report 2020: The Researcher Journey Through a Gender Lens*” e “*Transformando Nosso Mundo: A Agenda 2030 para o Desenvolvimento Sustentável*”. Quanto ao tipo de abordagem da averiguação, o estudo é qualitativo, aplicada no relatório e na Agenda, resultando em um juízo crítico da situação brasileira em razão dos ODS.

Resultados: O relatório da Elsevier (2020) foi dividido em 5 capítulos: 1º capítulo - Participação em pesquisa; 2º capítulo - Alcance da pesquisa; 3º capítulo - Carreiras de publicação e mobilidade; 4º capítulo - Redes de colaboração e 5º capítulo - Perspectivas do(a) Pesquisador(a), contendo 4 apêndices: 1º apêndice - Métodos e abordagem experimental, 2º apêndice - Dados suplementares, 3º apêndice - Resultados da Pesquisa de Pesquisadores(as) de 2019 da Elsevier, 4º apêndice - Autores(as) e Contribuintes. Os principais resultados encontrados no estudo que interessam a esta pesquisa são apresentados na Tabela 1, abaixo, elaborada a partir da Tabela B.1 do relatório da Elsevier, que representa os(as) autores(as) ativos(as) durante o período 2014–2018, na totalidade, e por área temática. O Brasil retrata no total de áreas examinadas 195.430 (55.75%) homens-pesquisadores e 155.132 (44.25%) mulheres-pesquisadoras. Nesta tabela são apresentados os quantitativos por áreas precípua do setor nuclear e afins.

Tabela 1 - Quantitativos por áreas precípua do setor nuclear e afins

Bioquímica		Engenharia Química		Química		Energia		Engenharia		Ciência Ambiental		Ciência de Materiais		Medicina		Física e Astronomia	
mulher	homem	mulher	homem	mulher	homem	mulher	homem	mulher	homem	mulher	homem	mulher	homem	mulher	homem	mulher	homem
60.95%	39.05%	53.25%	46.75%	51.14%	48.86%	31.40%	68.60%	32.75%	67.25%	56.95%	43.05%	41.50%	58.50%	54.87%	45.13%	32.99%	67.01%
5869	3760	1253	1100	2223	2124	304	664	1376	2826	2507	1895	1179	1662	9938	8173	1250	2539

Fonte: ELSEVIER, 2020 (2).

Nesse levantamento realizado pela Elsevier (2), as mulheres-pesquisadoras do setor nuclear, durante o período 2014–2018, estão superando os homens na produção acadêmica nas áreas de bioquímica, engenharia química, química, ciência ambiental e medicina.

Conclusões: A Agenda 2030 (3) tem como lema principal “Não deixar ninguém para trás”. Especialmente o ODS 5, tem a preocupação de alcançar a igualdade de gênero e empoderar todas as mulheres e meninas e o ODS 4, assegurar a educação inclusiva e equitativa e de qualidade, e promover oportunidades de aprendizagem ao longo da vida para todos. O documento é um plano de ação para as pessoas, para o planeta e para a prosperidade, busca o desenvolvimento sustentável e o fortalecimento da paz universal com mais liberdade. Com vista aos ODS 4 e 5, o relatório da Elsevier (2) reflete avanços na pesquisa científica e acadêmica para as mulheres do setor nuclear no período 2014–2018. Das 9 (nove) áreas do setor nuclear precípuas e afins evidenciadas, as mulheres estão na liderança em 5 (cinco). Indica-se considerações teóricas verificadas em decorrência. Wollstonecraft (4), em seus preceitos, orientou educação e direitos iguais para ambos os sexos, assegurando que, se deixassem a mulher compartilhar dos direitos, ela emularia as virtudes do homem. Alicerçados em seus pensamentos, reconhece-se que o acesso à educação, ao conhecimento e à informação permitem o desenvolvimento humano sustentável progressivo das mulheres em diversos campos, redundando em ganhos consideráveis de capital social e econômico. Contudo, séculos se passaram e a exclusão educacional e a falta de acesso ao conhecimento são questões-chave a serem discutidas e enfrentadas para a consolidação democrática na perspectiva do desenvolvimento humano sustentável das mulheres, em nível nacional e global. Corroborando esse entendimento os escritos de Sen (5), quando destaca que o desenvolvimento só é possível com a ampliação da liberdade de escolha do ser humano, tanto em termos de processos que permitem a liberdade de ação e decisão, quanto das reais oportunidades que as pessoas têm, dadas as suas circunstâncias sociais. A importante revelação constatada pelo autor foi a importância das liberdades substantivas para o desenvolvimento, que a partir das intensidades dessas liberdades, o sucesso de uma sociedade poderia ser avaliado. Sendo assim, quanto mais as pessoas de uma sociedade gozam de liberdades, maior é a capacidade dos seus membros de se ajudar e também de influenciar o mundo, sendo tal enfoque imprescindível para o processo de desenvolvimento. O economista alerta que a desigualdade entre mulheres e homens não só afeta, como às vezes encerra prematuramente a vida de milhões de mulheres e, de modos diferentes, restringe em grau elevado as liberdades substantivas para o sexo feminino. Sen (5) aponta cinco tipos de liberdades instrumentais que as mulheres deveriam usufruir para o seu desenvolvimento: liberdades políticas, facilidades econômicas, oportunidades sociais, garantias de transparência e segurança protetora. A expansão dessas liberdades individuais deve ser considerada tanto como os fins, quanto os meios de alcançar o desenvolvimento humano sustentável que remontam à Agenda 2030. Destarte, os diferentes tipos de liberdade se interrelacionam, de modo que a liberdade de um tipo pode ajudar muito no avanço da liberdade de outros tipos. Consequentemente, o desenvolvimento é medido pelo processo de expansão das liberdades substantivas, de como evitar a fome, a subnutrição, a morbidade evitável e a mortalidade prematura, junto com as liberdades associadas a ser alfabetizado, desfrutar da participação política e do discurso sem censura. A partir de seus estudos, Sen (5) percebe que o desenvolvimento e o bem-estar das mulheres são acentuadamente influenciados em especial por variáveis, como ser alfabetizadas e participar como pessoas instruídas nas decisões dentro e fora da família. Os tipos de liberdade identificados pelo economista são referências para medir os níveis de desenvolvimento de uma nação e humano e possibilitam às mulheres combater as desigualdades. Neste primeiro momento, conclui-se que o investimento em capacitação individual que se faz possível, por exemplo, com o incentivo a políticas públicas de educação e de qualificação profissional, atrelado à ampliação da base informacional pública, de maneira não apenas quantitativa, mas também qualitativa, são critérios essenciais no caminho do fortalecimento das relações sociais e equidade entre gêneros na Ciência, Tecnologia e Inovação.

Referências:

- (1) WOMEN IN NUCLEAR BRASIL. *Estatuto Women in Nuclear Brasil*. 2020. Disponível em: <https://www.winbrasil.org/estatuto>. Acesso em: 18 maio 2022;
- (2) ELSEVIER. *Gender report 2020: The Researcher Journey Through a Gender Lens*. 2020. Disponível em: https://www.elsevier.com/___data/assets/pdf_file/0011/1083971/Elsevier-gender-report-2020.pdf. Acesso em: 18 maio 2022;
- (3) UNITED NATIONS. General Assembly. *Transforming Our World: The 2030 Agenda for Sustainable Development*. A/70/L.1. Seventieth session. 18 September 2015. New York: United Nations, 2015;
- (4) WOLLSTONECRAFT, Mary. *A Vindication of the Rights of Woman: with Strictures on Political and Moral Subjects*. E-book n. 3420. Salt Lake City: Project Gutenberg, 2002;
- (5) SEN, Amartya Kumar. *Development as freedom*. Oxford: Oxford University Press, 1999.

International Joint Conference Radio 2022

Sobre a equidade de gênero na graduação em Engenharia Nuclear no Brasil: a iniquidade de gênero como resposta a uma reação em cadeia do passado brasileiro

CARVALHO DA SILVA¹ Gabriely, DE MELO MONTEIRO¹ Vinícius

¹Programa de Engenharia Nuclear/Universidade Federal do Rio de Janeiro, Av. Horácio Macedo, 2030 - Bloco G, Sala 206 - Cidade Universitária da Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro - RJ, 21941-914

gabrielycarvalho@poli.ufrj.br, vinicius.monteiro@poli.ufrj.br

Introdução:

A mitologia greco-romana narra a história de Minerva, deusa da sabedoria e da estratégia, que, segundo a lenda, é filha da Titã Métis (titã da sabedoria) com Júpiter (deus maior da mitologia). Seu pai, Júpiter, após tomar conhecimento da profecia, revelada por sua avó Gaia (divindade que representa a terra) e por seu avô Urano (divindade que representa o céu), que dizia que se Júpiter tivesse uma filha e depois um filho homem de Métis, esse seria mais poderoso que o pai, e lhe destronaria. Assim que soube que Métis estava grávida, ele a enganou fazendo-a se transformar em uma mosca para engoli-la. No término da gestação, Júpiter começou a sentir fortes dores de cabeça, então pede para que Vulcano (deus ferreiro) abra sua cabeça com um machado para libertá-lo da dor. Da fenda aberta na cabeça de Júpiter, “nasce” Minerva já adulta, inteiramente vestida e armada com a égide e a lança. Minerva, deusa feminina, é considerada o símbolo da Engenharia desde meados do século XIX. Com uma representação tão efetiva e forte feminina, por que os corpos discentes das engenharias ainda são majoritariamente compostos por homens? Por que não há grandes incentivos para a participação feminina nos campos acadêmico-científicos? Por que mulheres passam por muitos mais desafios em um curso de Engenharia?

Para responder a tantos questionamentos, precisamos migrar da história greco-romana para a história do Brasil. É somente no ano de 1879 que mulheres conquistam o direito ao acesso à universidade no Brasil, através do Decreto Lei nº 7.247/1879¹. No entanto, a matrícula ainda deveria ser feita pelo pai ou marido. Oitenta e três anos depois, em 1962, com a criação do Estatuto da Mulher Casada, as mulheres passam a não precisar mais da autorização do marido para ingressar em cursos superiores. Apenas em 1988, com a reforma da Constituição Brasileira², que a equidade de gênero é estabelecida pelo Artigo 5º que diz: “Todos são iguais perante a lei, sem distinção de qualquer natureza, garantindo-se aos brasileiros e aos estrangeiros residentes no País a inviolabilidade do direito à vida, à liberdade, à igualdade, à segurança e à propriedade, nos termos seguintes: I – homens e mulheres são iguais em direitos e obrigações, nos termos desta Constituição;...”. E, finalmente, em 2021, é criada a Lei 14.192/21³ que estabelece normas para prevenir, reprimir e combater a violência política contra a mulher, ou seja, toda ação, conduta ou omissão com a finalidade de impedir, obstaculizar ou restringir os direitos políticos. É notória a luta pela participação discente e pela igualdade de gênero no meio acadêmico. Esses desafios são ainda mais frequentes e intensos em cursos mais técnicos, como as engenharias, que por muito tempo foram taxadas como “serviço de homem”. Isso porque o termo “engenharia” nasce em Portugal nos meados do século XVI e, primordialmente, relaciona-se ao operador do engenho.

A Graduação em Engenharia Nuclear não é uma exceção! Porém, como o curso, no Brasil, surge no ano de 2010, muitos avanços já haviam sido conquistados pela igualdade entre os gêneros. Neste artigo, pretende-se discutir e evidenciar a discrepância da participação feminina e masculina na Graduação em Engenharia Nuclear brasileira desde sua criação até o ano de 2021. Ressaltando as dificuldades enfrentadas para ingressar e para permanecer no corpo discente do curso.

Metodologia:

Essa pesquisa é fundamentada nas baixas da participação e formação feminina na Engenharia Nuclear no Brasil e procura fazer uma análise não somente quantitativa, mas também qualitativa da efetiva presença das discentes no curso. Vamos mensurar o número de ingressas e de ingressos e fazer uma análise comparativa entre número de inscritos(as) e formados(as) desde a criação do curso no país, com enfoque na explicação dos “porquês” da evasão ou adesão ao curso de homens e mulheres e na elucidação das dificuldades femininas. Além disso, o “paper” trará a participação dos Engenheiros(as) Nucleares no mercado de trabalho, demonstrando em quais campos há maior frequência da participação de nossas Engenheiras.

A metodologia empregada é a análise de ingressos no curso de Graduação em Engenharia Nuclear da Universidade Federal do Rio de Janeiro - visto que este foi o único curso do país, até o ano de 2021 - de formandos e de áreas de atuação deles. E, posteriormente, a análise comparativa entre as porcentagens de homens e mulheres que entram no curso e que se formam.

Resultados:

Abaixo segue a tabela com os dados comparativos com os números e porcentagens sobre os ingressos no curso de Graduação em Engenharia Nuclear no Brasil desde a primeira turma até o ano de 2016 - esse ano foi empregado como desfecho, pois o discente dispõe de cinco a sete anos e meio para a conclusão do curso, até a data de dissertação desse “paper” os anos de 2017 para frente se tornaram irrelevantes para essa análise:

Ano	Número total de homens ingressos	Número de homens formados	Porcentagem de homens formados	Número total de mulheres ingressas	Número de mulheres formadas	Porcentagem de mulheres formadas	Número total de ingressos	Número total de formados	Porcentagem total de formados
2010	18	16	88,89%	2	2	100,00%	20	18	90,00%
2011	21	8	38,10%	3	3	100,00%	24	11	45,83%
2012	26	11	42,31%	8	2	25,00%	34	13	38,24%
2013	19	7	36,84%	10	3	30,00%	29	10	34,48%
2014	16	4	25,00%	10	5	50,00%	26	9	34,62%
2015	28	1	3,57%	7	4	57,14%	35	5	14,29%
2016	25	1	4,00%	7	2	28,57%	32	3	9,38%
Total	153	48	31,37%	47	21	44,68%	200	69	34,50%

Tabela 1: Números e porcentagens dos ingressos e dos formados em Engenharia Nuclear no Brasil de 2010-2016

Outro fator da pesquisa é onde estão atuando os nossos formandos no mercado de trabalho, após falar com nossos formandos pelo menos 15 (cerca de 71,43%) das 21 mulheres formadas e 29 (cerca de 60,42%) dos 48 homens estão no setor nuclear - seja na indústria, seja no âmbito acadêmico.

Conclusões:

Por meio da análise da Tabela 1, pode-se observar que, embora o número de mulheres ingressas seja sempre muito inferior ao número de homens, a participação feminina possui maior índice de formação num contexto geral que a masculina. O aprofundamento desse “paper” nos egressos e egressas expõe que as mulheres estão cerca de 11,01% mais propensas a persistirem na área após ingressar que os homens.

Referências:

<https://www2.camara.leg.br/legin/fed/decret/1824-1899/decreto-7247-19-abril-1879-547933-publicacaooriginal-62862-pe.html>

https://www.planalto.gov.br/ccivil_03/constituicao/constituicao.htm

http://www.planalto.gov.br/ccivil_03/_ato2019-2022/2021/lei/L14192.htm

International Joint Conference Radio 2022

A presença da liderança feminina na gestão da pesquisa no Brasil

Carvalho^a L., Moreira^a M. L., Silva^a, L.F.

^aInstituto de Engenharia Nuclear, Rua Helio de Almeida, 75

Cidade Universitária Ilha do Fundão - Rio de Janeiro - RJ - CEP 21941-906

luciana@ien.gov.br; malu@ien.gov.br; lucinda@ien.gov.br

Introdução: As chamadas Ciências Exatas trabalham com muita lógica e racionalidade e com isso, de maneira geral, as habilidades sociais são pouco ou até nem consideradas nessas Ciências (1). No entanto, cientistas que despontam em suas carreiras são os que consideram tais habilidades, embora para o gênero feminino essas habilidades ainda estejam muito mais voltadas ao cuidado com a família (2). Por outro lado, há uma tendência visível de que mulheres ocupem cada vez mais vagas nos postos de trabalho (3). Além disso, estudos já mostram e explicam o porquê do aumento em ativos e lucros de empresas que consideram a diversidade de gênero (4). O objetivo deste trabalho é apresentar aspectos qualitativos e quantitativos da liderança feminina e sua contribuição recente na pesquisa no Brasil.

Metodologia: Na abordagem qualitativa, foram selecionadas algumas características femininas (5), seus respectivos significados e foram descritos os impactos efetivos destas características na liderança sob a perspectiva das autoras (Tabela 01). Em seguida, as características da Tabela 01 foram correlacionadas com algumas etapas da gestão de projeto executada por uma das autoras. Já para a abordagem quantitativa, foi realizado o levantamento do número de mulheres contempladas em diferentes editais no país em 2021.

Tabela 01: Exemplos de características femininas e seus impactos na liderança.

Item	Característica	Significado	Resultado na liderança
1	Empatia	Compreensão sobre o estado emocional alheio	Identificar o momento mais adequado para a solicitação da execução de tarefas
2	Flexibilidade	Adaptação a novas situações	Viabiliza o cumprimento da tarefa
3	Escuta ativa	Estar atenta às demandas	Identificação de gargalos
4	Intuição	Conexão com o ambiente ao redor	Identificação de necessidades e comportamento da equipe
5	Acolhimento	Afetividade humanizada	Respeito às dificuldades e limitações

Resultados: A Figura 01 apresenta um exemplo da abordagem qualitativa praticada no Instituto de Engenharia Nuclear. Na Figura 01, por exemplo, é possível observar que a solicitação de tarefas é realizada com empatia. O resultado desta abordagem humanizada de liderança é um maior engajamento e empenho da pessoa na realização da referida tarefa. A Figura 02 apresenta o percentual da presença feminina como liderança em projetos aprovados nos principais órgãos de fomento no ano de 2021. Tais dados ratificam o crescimento da participação de mulheres tanto na área de saúde, quanto na área tecnológica, o que particularmente é surpreendente quando comparado aos dados de 2015 (6).

Conclusões: A abordagem inovadora apresentada neste trabalho possui potencial para ser implementada como uma estratégia diferenciada de gestão de liderança. As características femininas precisam se somar às características masculinas para que uma liderança saudável e humanizada impacte em melhores resultados. Dados recentes mostram que 38 % dos cargos de liderança no Brasil são

ocupados por mulheres, indicando a atenção das empresas para a diversidade, pois afirmam perceber a relevante contribuição da liderança e presença feminina como um ativo real para qualquer negócio (7).



Figura 01: Correlação entre as características femininas com algumas etapas da gestão de projetos.

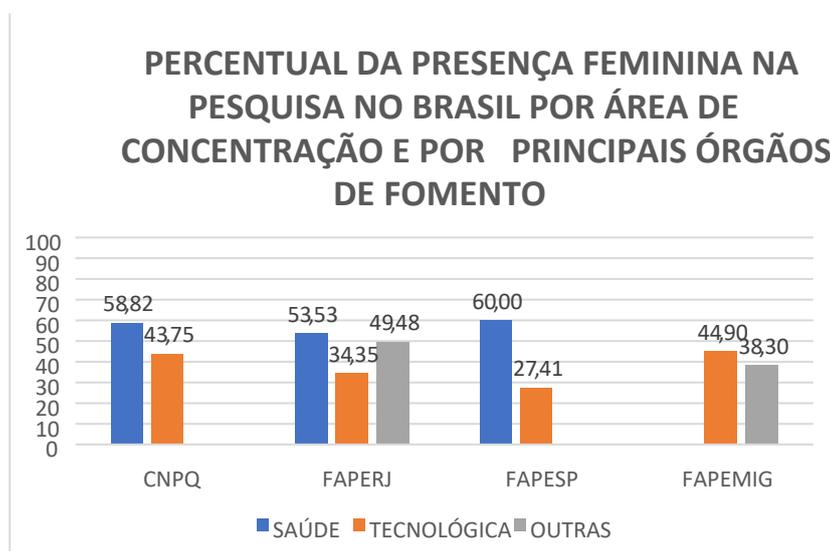


Figura 02: Quantitativo de mulheres líderes de projetos contemplados em 2021 no Brasil.

Referências:

- (1) NAZAR, T. C. G. et al. Habilidades sociais e desempenho acadêmico: um estudo comparativo entre os cursos da área de saúde e humanas e cursos de ciências exatas e sociais aplicadas. Aletheia, v. 53, n. 2, 2020..
- (2) MUNDIM, M. C. B. et al. Fatores influenciadores na excelência de cientistas brasileiros. Estudos e Pesquisas em Psicologia, v. 21, n. 2, p. 533-551, 2021.
- (3) SILVERSTEIN, M. J. et al. The female economy. Harvard business review, v. 87, n. 9, p. 46-53, 2009.
- (4) NOLAND, M. et al. Is gender diversity profitable? Evidence from a global survey. Peterson Institute for International Economics Working Paper, n. 16-3, 2016.
- (5) CUNHA, A.C.C. et al. Liderança feminina: características e importância à identidade da mulher. Revista Científica da Faculdade Antonio Meneghetti, v. 4, n. 5, p. 91-114, 2014.
- (6) LIMA, B. S. et al. Participação das mulheres nas ciências e tecnologias: entre espaços ocupados e lacunas. Revista Gênero, v. 16, n. 1, 2015.
- (7) Grant Thornton, Mulheres ocupam 38% dos cargos de liderança no Brasil. Disponível em <<https://www.grantthornton.com.br/sala-de-imprensa/women-in-business-2022/>>. Acesso em 20 jun 2022.

Internationale Joint Conference Radio 2022

Gênero na autoria de trabalhos científicos da área nuclear: o exemplo da Internacional Nuclear Atlantic Conference

Magalhães^a I., Cordeiro^b R. O., Calabria^c J., Borges^d F. L. S., Dias^e D. C. S., Oliveira^f M.

^aDepartamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Pres. Antônio Carlos, 6627, Belo Horizonte-MG

isbellarmagalhaes@ufmg.br

^bUniversidade Federal de Pernambuco, Av Prof Luiz Freire, 800, Recife - PE

raquel.cordeiro@ufpe.br

^cComissao Nacional de Energia Nuclear, Rua General Severiano, 90, Rio de Janeiro - RJ

jaqueline.calabria@cnen.gov.br

^dComissao Nacional de Energia Nuclear, Rua General Severiano, 90, Rio de Janeiro - RJ

flavia.borges@cnen.gov.br

^eUniversidade Estadual de Campinas, Cidade Universitária Zeferino Vaz - Barão Geraldo, Campinas - SP

danilacdias@gmail.com

^fCentro de Tecnologias Estratégicas do Nordeste, Av Prof Luiz Freire, 1, Recife - PE

mercia.oliveira@cetene.gov.br

Introdução:

No contexto acadêmico, um importante marcador e qualificador do sucesso profissional é a produtividade científica. Essa “produtividade” é, em muitas áreas, o resultado numérico das publicações em periódicos especializados, contribuições em congressos e eventos científicos, orientações e patentes obtidas [1]. Por outro lado, a importância da participação em eventos científicos está para além da já falada produtividade. Trata-se da possibilidade de estar incluído e incluir-se em debates que muitas vezes balizam decisões políticas sobre a ciência, no estabelecimento de cooperações e no reconhecimento pelos pares.

A inequidade na autoria de trabalhos científicos ao considerarmos gênero e a falta de representatividade feminina em eventos científicos têm sido discutidas por pesquisadores de diferentes áreas do conhecimento, notadamente nas STEM (Science, Technology, Engineering e Mathematics) [2-3]. Entretanto, pouca informação está disponível sobre estas questões no âmbito das ciências nucleares.

Neste trabalho, avaliamos a participação feminina no congresso INAC – *International Nuclear Atlantic Conference*, organizado pela Associação Brasileira de Energia Nuclear (ABEN). Este congresso agrega os eventos: ENAN - Encontro de Aplicações Nucleares, ENFIR - Encontro sobre Física de Reactores Nucleares e Hidráulica Térmica, e ENIN - Reunião sobre Indústria Nuclear.

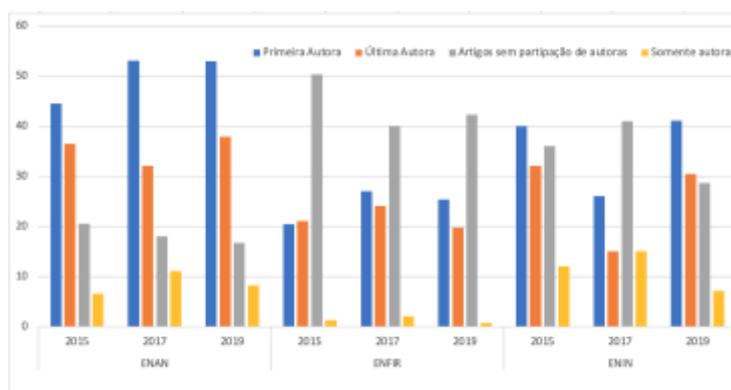
Metodologia:

Trata-se de uma análise retrospectiva realizada nos anais de três edições do congresso INAC (2015, 2017 e 2019). Foram contabilizados os artigos de autoria feminina, indicando, quando aplicável, se eram as primeiras ou as últimas autoras. Utilizou-se como critério para definição do gênero o prenome do autor, por meio da ferramenta GenderAPI.com, considerando confiabilidade maior que 65% (os artigos que não atenderam a este critério foram excluídos). Adicionalmente, foram identificados trabalhos somente com autores de um único gênero (mulheres ou homens). Todas as análises foram realizadas considerando-se a qual evento (ENAN, ENIN ou ENFIR) o artigo foi submetido.

Resultados:

Os resultados obtidos em nosso estudo são sumarizados na Fig.1 abaixo, em percentual.

Figura 1 – Distribuição de artigos publicados nos anais do INAC (anos 2015, 2017 e 2019), segundo as categorias avaliadas: primeira autora mulher, última autora mulher, artigos sem autoras mulheres e somente autoras.



Percebe-se que existe uma diferença no perfil da autoria entre os eventos ENAN, ENFIR e ENIN. Enquanto no ENFIR e ENIN existe um percentual importante de artigos sem a participação de autoras mulheres, no ENAN apenas 20% dos artigos não indicaram mulheres entre sua lista de autores. É válido destacar que o ENFIR e o ENIN são eventos voltados para física, termohidráulica e indústria, respectivamente, áreas com predomínio (histórico) do gênero masculino. Entretanto, é evidente nos três eventos a diminuição percentual de autoras mulheres na última posição na lista de autores (posição que em geral está ligada à liderança científica) em relação ao percentual de mulheres citadas como primeiras autoras (pesquisadoras em fases iniciais na carreira científica).

Conclusões:

Os dados aqui apresentados reforçam a assimetria entre áreas de atuação nas ciências nucleares. Nas áreas ligadas à física e à engenharia, existe um predomínio de autores homens. Ressaltamos também que os dados apresentados retratam o chamado “efeito tesoura”, relacionado a não permanência feminina nas carreiras científicas e/ou a dificuldade para sua ascensão profissional.

Referências:

- [1] Oliveria AR, Mello CF. Indicadores para a avaliação da produtividade em pesquisa: a opinião dos pesquisadores que concorrem a bolsas do CNPq na área de Biociências. *Revista Brasileira de Pós-Graduação*, 11(25), 2014.
- [2] Cotton AD, Seiple IB. Examining Gender Imbalance in Chemistry Authorship. *ACS Chem Biol*. 16(11), 2021.
- [3] Sardelis S, Oester S, Liboiron M. Ten Strategies to Reduce Gender Inequality at Scientific Conferences. *Frontiers in Marine Science*. 4, 2017.

International Joint Conference Radio 2022

Homens e mulheres nas diretorias de uma associação de classe: reflexos da economia do cuidado.

Mendes J. D. S.^{a,b}

^aInstituto Nacional de Câncer José Alencar Gomes da Silva (INCA-MS), Praça Cruz Vermelha, 23 – 3º andar – Centro – RJ, ^bWomen in Nuclear Brasil
janaina.mendes@inca.gov.br

Introdução:

As mulheres já ocupam a maior parte das cadeiras dos cursos de graduação, mas ainda estão sub-representadas em cargos de chefia e liderança¹. No geral, as mulheres que optam por ingressar na carreira de física médica clínica permanecem e progridem no campo. No entanto, há comparativamente menos mulheres em cargos de liderança². Estima-se (fora do Brasil) que há uma perda de 70% das mulheres ao longo de uma carreira típica de um físico médico³. Os trabalhos relativos às motivações para adesão às associações são vastos e revelam fatores que se conjugarão com perfis e trajetórias. As associações contemporâneas assumem um conjunto plural de funções, que apesar de ligadas de uma forma ou outra à esfera científica, vão além da comunicação entre pares ou do desenvolvimento do saber científico⁴. No que diz respeito aos investigadores e às associações, assumindo o caráter profissional desta adesão, será de esperar que os interesses individuais como a formação, a integração na comunidade ou o prestígio assumam maior relevância. Sendo assim, a participação na presidência dessas associações traz um grande capital político (e científico) àqueles que lograram esta posição⁵. Sendo assim, o objetivo deste artigo é mapear a composição das diretorias de uma associação de físicos médicos ao longo de sua existência para verificar se há paridade de gênero em seus postos ao longo destes anos.

Métodos:

Foram compilados os dados referentes às diretorias da associação desde sua criação até a diretoria atual (1969-2023) retirados do site da associação (www.abfm.org.br). De acordo com o estatuto da instituição, as diretorias são compostas por um presidente, vice-presidente, tesoureiro, secretário geral e secretários regionais⁶. Porém, sobre as diretorias anteriores só estão disponibilizadas informações sobre os quatro primeiros cargos anteriormente citados. Tais dados foram plotados em um gráfico, divididos por gênero, para melhor visualização.

Resultados:

De 1969 a 2023, houve 28 diretorias compostas por 111 postos ao longo deste tempo, destes postos 76 foram ocupados por homens (68%) e apenas 35 por mulheres (32%). Em 23 delas (82%), há a presença feminina ocupando pelo menos um dos cargos. Das diretorias que contaram com mulheres em seus quadros, em 57% delas havia apenas uma mulher, 35% com 2 mulheres, 9% com 3 mulheres no grupo e não houve nenhuma gestão formada exclusivamente por mulheres. Dentre os cargos rastreáveis desde a primeira gestão (presidente, vice-presidente, secretário geral e tesoureiro), as mulheres ocuparam a presidência apenas 5 vezes (18%) e, majoritariamente, ocuparam os cargos de tesoureiras (57%) e secretárias gerais (39%), como mostra a Figura 1.

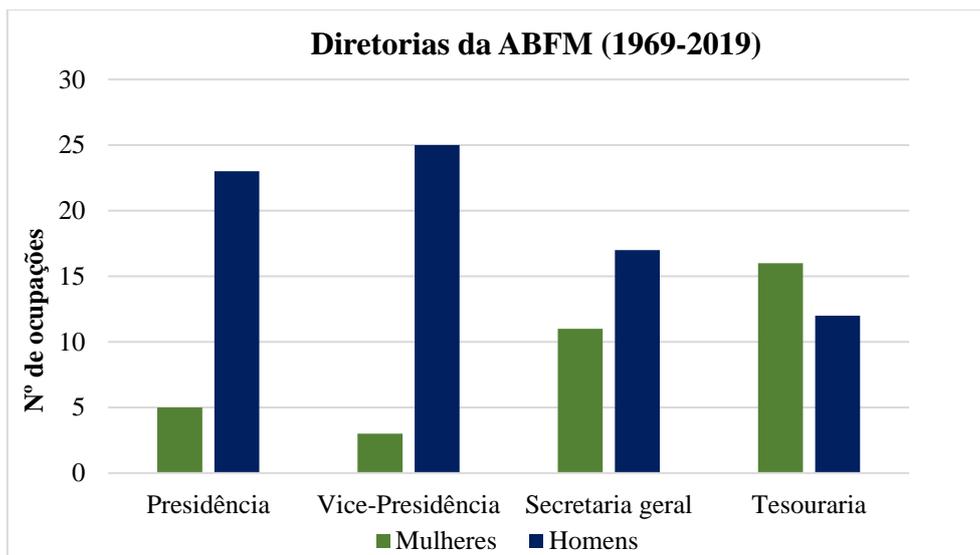


Figura 1 – Gráfico com o número de pessoas que ocuparam as posições de presidente, vice-presidente, secretário geral e tesoureiro nas diretorias da ABFM de 1969 a 2023, separados por gênero.

Conclusões:

Nota-se, neste estudo, que, por um lado há uma ideia de inclusão das mulheres nos quadros de direção da associação, uma vez que elas estão presentes na maioria das gestões, e isso outorga a elas algum capital, porém não é o capital científico necessário para alçá-las a condição de presidentas. Por outro lado, percebe-se que esta suposta inclusão está permeada dos papéis de gênero percebidos e experienciados fora do micro cosmos da ciência: de que as mulheres seriam mais adequadas para gerenciamento de contas e serviços⁷ e esta segregação a postos de tesoureas e secretárias evidencia a violência simbólica dentro de um micro campo que as ‘puxou’ para dentro, porém não as permite que alcancem os postos de efetiva liderança dentro do próprio campo. Sendo assim, são necessárias estratégias e ações afirmativas para promover e garantir a equidade de gênero a partir das diretorias da associação, favorecendo, por meio do exemplo, a diversidade para beneficiarmos todo o campo da Física Médica.

Referências:

1. Ferrari NC, Martell R, Okido DH, Romanzini G, Magnan V, Barbosa MC, et al. Geographic and Gender Diversity in the Brazilian Academy of Sciences. *Anais da Academia Brasileira de Ciências* [Internet]. 25 de junho de 2018 [citado 29 de março de 2019];90(2 suppl 1):2543–52. Disponível em: http://www.scielo.br/scielo.php?script=sci_arttext&pid=S0001-37652018000502543&lng=en&tlng=en
2. Conroy L, Watt E, Smith WL. Is there a ‘Leaky Pipeline’ for Women in Clinical Medical Physics in Canada? In: Jaffray DA, organizador. *World Congress on Medical Physics and Biomedical Engineering, June 7-12, 2015, Toronto, Canada* [Internet]. Cham: Springer International Publishing; 2015 [citado 12 de abril de 2019]. p. 1669–72. Disponível em: http://link.springer.com/10.1007/978-3-319-19387-8_406
3. Enger SA. The Importance of Women in Medical Physics | LinkedIn [Internet]. 2016 [citado 24 de agosto de 2018]. Disponível em: <https://www.linkedin.com/pulse/importance-women-medical-physics-shirin-abbasinejad-enger/>
4. Witter GP. Importância das sociedades/associações científicas: desenvolvimento da ciência e formação do profissional - pesquisador. *Boletim de Psicologia* [Internet]. junho de 2007 [citado 20 de março de 2019];57(126):1–14. Disponível em: http://pepsic.bvsalud.org/scielo.php?script=sci_abstract&pid=S0006-59432007000100002&lng=pt&nrm=iso&tlng=pt
5. Junqueira L, Delicado A, Rego R, Conceição CP. Participação associativa dos investigadores científicos. *Sociologia, Revista da Faculdade de Letras da Universidade do Porto*. 2014;XXVII:67–88.
6. Associação Brasileira de Física Médica. Estatuto da Associação Brasileira de Física Médica [Internet]. 1996 [citado 31 de julho de 2019]. Disponível em: <https://abfm.org.br/abfm/#estatuto>
7. IBGE. Estatísticas de gênero : indicadores sociais das mulheres no Brasil [Internet]. Rio de Janeiro: IBGE, Coordenação de População e Indicadores Sociais; 2018. Disponível em: <https://www.ibge.gov.br/estatisticas-novoportal/multidominio/genero/20163-estatisticas-de-genero-indicadores-sociais-das-mulheres-no-brasil.html?=&t=publicacoes>

International Joint Conference Radio 2022

Evolução nas ocupações por gênero de Indivíduos Ocupacionalmente Expostos à radiação (IOEs) nos registros de um serviço de dosimetria no Brasil – análise dos últimos 10 anos

Mascarenhas^a Y. M., Villani^a D., Magon^a M. F. A., Ribeiro^a C.T. M.

**^aSapra-Landauer Serviço de Assessoria e Proteção Radiológica Ltda., Rua Cid Silva César, 600
– Parque Santa Felícia. CEP 13562-400, São Carlos – SP, Brasil.**

yvone@sapra.com.br

Introdução:

O uso da radiação ionizante em suas diversas aplicações tem apresentado um aumento expressivo no país. Hospitais e serviços de saúde buscam meios de diagnóstico por imagem e terapia para eficácia e rapidez nos diagnósticos e tratamentos. Além da área médica, a indústria, o comércio, a pesquisa e a mineração também representam grande fatia no montante de Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOEs) à radiação no país. Devido a isso, a proteção radiológica torna-se fundamental para a proteção dos indivíduos ocupacionalmente expostos e do público. A RDC 611 da Agência Nacional de Vigilância Sanitária (ANVISA) [1], de 9 de março de 2022 (em substituição da RDC 330 de 2019), reiterou a obrigatoriedade da monitoração individual de IOEs e proteção radiológica dos indivíduos do público nos serviços de saúde; em acordo com a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) que estabelece as diretrizes de proteção radiológica, incluindo a obrigatoriedade de monitoração de IOEs, e os limites de dose [2]. Quando se pesquisa sobre proteção radiológica de mulheres, muito se encontra sobre os cuidados com gestantes, e o fundamental uso da mamografia como padrão-ouro de detecção de neoplasias de mama em estágios iniciais, no entanto sabemos que as mulheres estão presentes como IOEs em todas as aplicações de radiações ionizantes. Sendo assim, esse trabalho tem por objetivo analisar a ocupação por gênero de IOEs nos registros do serviço de dosimetria individual Sapra-Landauer. Nesse estudo serão analisadas as distribuições de IOEs por gênero, por aplicação e por função dentro de cada uma das áreas, em busca de documentar possíveis avanços de ocupação feminina em todas as áreas abrangentes da monitoração individual de radiação.

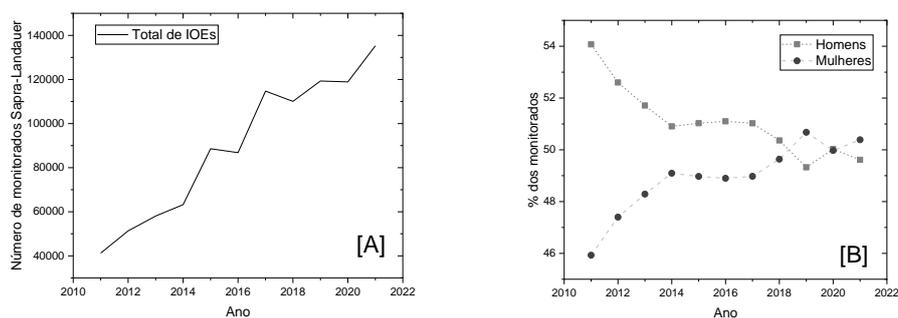
Metodologia:

Um estudo retrospectivo dos dados de monitoração individual da Sapra-Landauer foi realizado considerando o período compreendido entre os anos de 2011 a 2021. A análise de ocupação, em relação ao total de registros por ano foi segmentada por gênero dentre os IOEs, considerando os registros de aplicação no sistema Sapra-Landauer para os seguintes setores: Centro Cirúrgico; Ensino e Pesquisa; Angiografia e Hemodinâmica; Medicina Nuclear; Odontologia; Indústria e Mineração; Radiologia; Radioterapia e Veterinária. Além da ocupação por gênero em cada setor foram analisadas as seguintes variáveis: número total de usuários, total de avaliações dosimétricas (medições); período médio anual de monitoração por indivíduo; a relação entre as avaliações com dose acima do nível de registro pelo total de avaliações; doses anuais superiores a 20 mSv pelo total de IOEs analisados; e a dose anual máxima registrada em cada ano por área. Os valores de dose apresentados estão na grandeza operacional Equivalente de Dose Pessoal Hp(10), medidos pelo sistema de dosimetria OSL da Sapra Landauer para monitoração de corpo inteiro. Os registros sem distinção de gênero no sistema Sapra-Landauer foram excluídos da análise, e representam 0,4% do total de registros do período.

Resultados:

A distribuição da ocupação de IOEs ao longo dos últimos 10 anos nos registros Sapra-Landauer é apresentado na Figura 1.

Figura 1 – Análise dos dados de 2011 a 2021 referentes à monitoração de indivíduos pelo laboratório Sapr-Landauer: (A) Total de IOEs (B) distribuição de IOEs por gênero.



Fonte: Os autores (2022).

Nos registros coletados para 2011 a distribuição por gênero apresentava significativa diferença de 10% entre as ocupações masculina e feminina (Figura 1B). Ao longo do período analisado nesse estudo, a parcela feminina passou de 45,9% para 50,4% em 2011 e 2021 respectivamente. Esse crescimento feminino deu-se principalmente nos setores de Veterinária (39,4% para 53,3%) e Centro Cirúrgico (48,8% para 58,5%). Setores que já possuíam dominância de ocupação feminina também apresentaram aumento em sua participação, tais como Radioterapia (54,7% para 57,3%), Medicina Nuclear (63,8% para 66,4%) e Odontologia (63,9% para 72,8%). A dominância na participação masculina no setor de Indústria e Mineração se manteve acima dos 80% ao longo do período de estudo, com tímido aumento de mulheres de 8,3% para 17,1%. O setor de Radiologia é o mais equilibrado na distribuição por gênero, com as participações fluando entre 49% e 51% entre homens e mulheres. Apesar de números crescentes em participação de mulheres em diversos setores, quando analisamos os cargos ocupados pelos IOEs ainda há dominância masculina entre Médicos: 82,5% no setor de Centro Cirúrgico e 90% em Angiografia e Hemodinâmica; e outras funções de destaque. Consequentemente esse padrão molda também os níveis de doses ocupacionais entre os gêneros nos registros do serviço.

Conclusões:

Os registros analisados no período de 2011 a 2021 mostram algumas mudanças de ocupação e/ou dominância de representação de gênero entre os IOEs. No total de monitorados atualmente há equilíbrio entre homens e mulheres. Aumentos de ocupação de mulheres se deram principalmente nos setores de Veterinária e Centro Cirúrgico. A função ocupada por homens e mulheres dentro de cada setor é um dos fatores que determinam a distribuição de doses ocupacionais entre os gêneros.

Referências:

1. Brasil, Ministério da Saúde. Agência Nacional de Vigilância Sanitária. Resolução da Diretoria Colegiada – RDC Nº 611, de 09 de março de 2022. Brasília – DF, 2022.
2. Brasil, Comissão Nacional de Energia Nuclear. NN 3.01, Resolução 164/14, Março/2014. Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica.

International Joint Conference Radio 2022

Análise do perfil de gênero na Comissão Nacional de Energia Nuclear: cargos, salários e posições de liderança

Magalhães^{a,g} I., Calabria^{b,g} J., Oliveira^{c,g} M., Dias^{d,g} D. C. S.,

Mendes^{e,g} J. D. S., Borges^{f,g} F. L. S.

^aDepartamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Pres.

Antônio Carlos, 6627, Belo Horizonte-MG

isbellarmagalhaes@ufmg.br

^bComissão Nacional de Energia Nuclear, Rua General Severiano, 90, Rio de Janeiro - RJ

jaqueline.calabria@cnen.gov.br

^cCentro de Tecnologias Estratégicas do Nordeste, Av Prof Luiz Freire, 1, Recife - PE

mercia.oliveira@cetene.gov.br

^dUniversidade Estadual de Campinas, Cidade Universitária Zeferino Vaz - Barão Geraldo,

Campinas - SP

danilacdias@gmail.com

^eInstituto Nacional de Câncer, Praça Cruz Vermelha, 23, Rio de Janeiro - RJ

janaina.mendes@gmail.com

^fComissão Nacional de Energia Nuclear, Rua General Severiano, 90, Rio de Janeiro - RJ

flavia.borges@cnen.gov.br

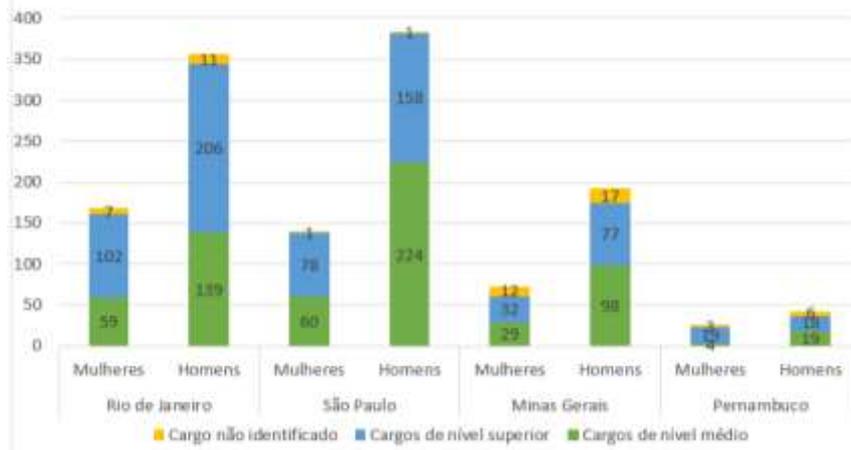
^gWomen in Nuclear Brasil

Introdução: Embora preconize a adoção de concursos para investidura em cargos e empregos públicos, a Constituição Federal de 1988 e os princípios nela estabelecidos de isonomia e igualdade ainda não foram suficientes para garantir uma maior igualdade de gênero nos órgãos do poder executivo federal. De acordo com o Informe de Pessoal da Escola Nacional de Administração Pública, a desigualdade de gênero é uma realidade dentro da administração pública [1]. A razão média entre mulheres e homens nos órgãos do governo é de 0,81, chegando a 0,48 no então Ministério da Ciência, Tecnologia, Inovações e Comunicações e a 0,26 no Ministério da Justiça e Segurança Pública. O objetivo deste trabalho é apresentar o perfil de gênero na Comissão Nacional de Energia Nuclear, analisando variáveis disponíveis no Portal da Transparência.

Metodologia: A análise da distribuição de gênero na CNEN foi realizada a partir do levantamento dos dados de salários e cadastro de servidores disponíveis no Portal da Transparência [2]. Foram considerados apenas os servidores em exercício na CNEN no mês de abril de 2022 a partir da planilha SIAPE. A identificação do gênero foi feita pelo prenome por meio do software Gender API [3], sendo considerados apenas os resultados com confiabilidade superior a 65%, o que resultou em 19 servidores não contabilizados nos dados apresentados neste trabalho. Quanto aos dados relativos à remuneração, foi utilizada a planilha de remuneração do mês de abril de 2022. A variável escolhida foi a remuneração básica bruta, estando excluídas férias, gratificações natalinas e verbas indenizatórias. Entretanto, alguns servidores (homens e mulheres) podem ter verbas de caráter indenizatório sob a rubrica da remuneração básica bruta.

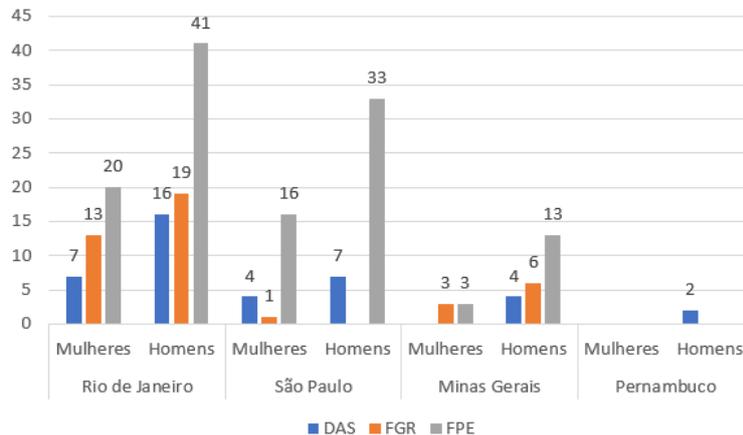
Resultados: De acordo com os dados do Portal da Transparência e critérios de confiabilidade na identificação do gênero, registram-se 1624 servidores em toda a CNEN. Destes, 29,6% são mulheres (481 servidoras) e 70,4% homens (1143 servidores). Entre as servidoras, 59% ocupam cargos de nível superior, enquanto 50,1% dos homens ocupam estes cargos. A Figura 1 apresenta os tipos de cargos ocupados por gênero e UF de exercício dos servidores da CNEN nos Estados do Rio de Janeiro, São Paulo, Minas Gerais e Pernambuco.

Figura 1 – Número de servidores da CNEN por gênero, tipo de cargo ocupado e UF de exercício



Em relação aos cargos comissionados e funções gratificadas, as mulheres ocupam 31,6% das posições e os homens 68,4%. Entretanto, não há mulheres ocupando cargos de assessoria (DAS cód. 102) nem cargos mais altos na organização, como direção e presidência (DAS 101.5 e DAS 101.6). A Figura 2 mostra a ocupação dos cargos comissionados e funções gratificadas nos diferentes Estados onde há unidades da CNEN.

Figura 2 – Distribuição de cargos comissionados e funções gratificadas por gênero e UF de exercício



Em todos os Estados há a predominância de servidores homens ocupando cargos comissionados e funções gratificadas. Nos estados do Rio de Janeiro e de São Paulo, a proporção é de 34% de mulheres para 66% de homens. Em Minas Gerais, as mulheres ocupam 21% dos cargos e funções, enquanto em Pernambuco e nos distritos e escritórios localizados nos Estados da Bahia, Ceará, Distrito Federal e Goiás não há mulheres ocupando esses cargos e funções.

Embora representem 29,6% da força de trabalho da instituição e ocupem 31,6% dos cargos e funções, a média da remuneração básica bruta feminina é em média 6% (R\$ 969,18) maior que a média da remuneração básica bruta dos servidores homens, fato que pode ser parcialmente explicado pelo maior percentual de ocupação de cargos de nível superior pelas mulheres.

Conclusões: O perfil dos servidores da CNEN mostra uma instituição com grande desigualdade de gênero em seu quadro funcional e na ocupação de posições de liderança. Este trabalho apresenta dados de abril de 2022, e embora careça de uma análise temporal para avaliação da evolução da presença feminina, demonstra um grau de inequidade bem acima da média do governo federal.

Referências:

- [1] Escola Nacional de Administração Pública. Informe de Pessoal. 2018. Disponível em: <https://repositorio.enap.gov.br/bitstream/1/3215/4/Informe%20de%20Pessoal%20-%20INFOGOV.pdf#:~:text=O%20Informe%20de%20Pessoal%20analisa%20tend%C3%AAs%20e%20esta%20t%C3%ADsticas,e%20por%20servidores%20com%20v%C3%ADnculo%20e%20sem%20v%C3%ADnculos.>
- [2] Portal da Transparência. Disponível em: <https://www.portaltransparencia.gov.br/>
- [3] Gender API. Disponível em: <https://gender-api.com/en/excel?tab=columns>

International Joint Conference Radio 2022

Sobre a participação feminina nos cursos de Pós-graduação em Engenharia Nuclear na Universidade Federal do Rio de Janeiro: perspectivas de uma crescente presença feminina nas academias de Engenharia Nuclear

CARVALHO DA SILVA¹ Gabriely, DE MELO MONTEIRO¹ Vinícius

¹Programa de Engenharia Nuclear/Universidade Federal do Rio de Janeiro, Av. Horácio Macedo, 2030 - Bloco G, Sala 206 - Cidade Universitária da Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro - RJ, 21941-914

gabrielycarvalho@poli.ufrj.br, vinicius.monteiro@poli.ufrj.br

Introdução:

A participação feminina na Universidade foi uma conquista muito tardia no Brasil - somente no ano de 1879 que as mulheres conquistam esse direito (Decreto Lei nº 7.247/1879¹), no entanto, ainda necessitavam da autorização de seus pais, maridos ou irmãos – e isso deixou uma mancha no nosso passado que ainda não foi apagada. A presença de mulheres nas Universidades no século XXI passa por uma crescente exponencial, apesar de que muitas barreiras, ainda, precisam ser quebradas. Mas quando falamos de cursos da área de exatas, os números passam a ser mais baixos, pois são cursos ainda muito taxados como masculinos. Quando passamos a falar de cursos de Pós-graduação, a situação tende a melhorar, no âmbito das Engenharias.

Metodologia:

Essa pesquisa é fundamentada nas baixas na participação feminina em níveis superiores de Engenharia no Brasil e procura fazer uma análise não somente quantitativa, mas também qualitativa da efetiva presença feminina na pós-graduação em Engenharia Nuclear na Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ). Fazer uma análise comparativa entre números mestras e mestres e de doutoras e doutores formados pela instituição desde 2011 até 2020, com enfoque na explicação dos "porquês" da evasão ou adesão ao curso de homens e mulheres e na elucidação das dificuldades femininas.

A metodologia empregada é a análise de formadas e formados nos cursos de Pós-graduação em Engenharia Nuclear da Universidade Federal do Rio de Janeiro. E, posteriormente, a análise comparativa entre as porcentagens de homens e mulheres.

Resultados:

Abaixo segue a tabela com os dados comparativos com os números e porcentagens sobre as mestras e mestres e sobre as doutoras e doutores em Engenharia Nuclear pela Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ) de 2011 até o ano de 2020:

Ano	Número de homens - MESTRADO	Porcentagem de homens - MESTRADO	Número de mulheres - MESTRADO	Porcentagem de mulheres - MESTRADO	Número total - MESTRADO
2011	5	41,67%	7	58,33%	12
2012	11	84,61%	2	15,39%	13
2013	16	88,89%	2	11,11%	18
2014	4	44,44%	5	55,56%	9
2015	5	41,67%	7	58,33%	12
2016	7	77,78%	2	22,22%	9

2017	9	69,23%	4	30,77%	13
2018	14	87,50%	2	12,50%	16
2019	7	77,78%	2	22,22%	9
2020	1	25,00%	3	75,00%	4

Tabela 1: Números e porcentagens das mestras e mestres em Engenharia Nuclear pela UFRJ - 2011-2020

Ano	Número de homens - DOUTORADO	Porcentagem de homens - DOUTORADO	Número de mulheres - DOUTORADO	Porcentagem de mulheres - DOUTORADO	Número total - DOUTORADO
2011	6	66,67%	3	33,33%	9
2012	5	41,67%	7	58,33%	12
2013	11	61,11%	7	38,89%	18
2014	14	70,00%	6	30,00%	20
2015	12	70,59%	5	29,41%	17
2016	11	61,11%	7	38,89%	18
2017	9	90,00%	1	10,00%	10
2018	9	64,29%	5	35,71%	14
2019	9	40,91%	13	59,09%	22
2020	4	57,14%	3	42,86%	7

Tabela 2: Números e porcentagens das doutoras e doutores em Engenharia Nuclear pela UFRJ - 2011-2020

Conclusões:

Por meio da análise da Tabela 1, pode-se observar que, em pelo menos 6 dos 10 anos analisados as porcentagens de mestres são superiores a 69,00% e nos outros 4 as porcentagens são inferiores a 45,00%. Esses dados permitem a percepção de baixas na participação formação feminina. No entanto, os números ainda sim são superiores ao esperado pela hipótese inicial.

Já, analisando a Tabela 2, conclui-se que a participação feminina é ainda menos expressiva, visto que, com exceção dos anos de 2012 e 2019, a porcentagens de doutoras formadas pela Universidade Federal do Rio de Janeiro é inferior a 50,00%.

Referências:

<https://www2.camara.leg.br/legin/fed/decret/1824-1899/decreto-7247-19-abril-1879-547933-publicacaooriginal-62862-pe.html>

Livro de RESUMOS

Gestão do conhecimento e divulgação



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Gestão do conhecimento nuclear: o caso dos procedimentos do laboratório de radônio no LAPOC/CNEN

Rios Júnior^a, H.N., Alfenas^b R.A.S., Dias^a, D. C. da S., da Silva^a, N. C., Santos^a, C. S., Rey-Silva^a,
D. V. F. M.

^a Comissão Nacional de Energia Nuclear, Poços de Caldas, MG, Brasil.

^b Pontifícia Universidade Católica de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG, Brasil.

humberto.rios@cnen.gov.br

Introdução

A Gestão do Conhecimento (GC) vem sendo utilizada pelas organizações mais dinâmicas com o objetivo de aprimorar o gerenciamento desse ativo intangível, sendo atualmente considerada um diferencial competitivo capaz de gerar vários benefícios em prol da sociedade e das empresas [1]. Ciente dessa importância, a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) vem atuando fortemente na área de GC, tendo fomentado vários cursos, eventos, documentos técnicos e visitas assistidas na área nuclear em diversos países [2-7].

Em sintonia com a importância do tema, o Laboratório de Poços de Caldas (LAPOC) da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) iniciou seu Programa de Gestão do Conhecimento (PGC) em 2018 e, desde então, vem atuando em algumas frentes práticas e acadêmicas [8]. Um dos principais projetos deste programa tem como objetivo fomentar a elaboração de procedimentos críticos na unidade.

Há anos, o LAPOC/CNEN vem buscando se posicionar na vanguarda das pesquisas científicas em relação ao gás radônio (Rn-222) no Brasil e no mundo, tendo elaborado relatórios e publicações relevantes sobre o tema [9-14]. Esse isótopo é apontado pela Organização Mundial da Saúde como a segunda maior causa de câncer de pulmão no mundo [15] e seu estudo e monitoramento são fundamentais para o apoio à área de saúde pública. Dada essa relevância, o PGC LAPOC/CNEN criou um projeto para registro e divulgação de procedimentos do Laboratório de Radônio da unidade, trabalho ainda em curso e cuja comunicação pode contribuir no desenvolvimento do tema e evolução da ciência nuclear brasileira.

Metodologia

Este trabalho foi delineado como um estudo de caso de natureza descritiva com o objetivo de retratar o projeto de elaboração de procedimentos do Laboratório de Radônio do LAPOC/CNEN. O corte do estudo foi transversal e a abordagem foi qualitativa [16].

Além disso, realizou-se uma pesquisa bibliográfica no Portal de Periódicos da Capes em busca de publicações que abordassem o uso de Gestão do Conhecimento no contexto de estudos realizados com radônio. Para isso, foram utilizados os descritores: “Radônio” AND “Gestão do Conhecimento”; “Radon” AND “Knowledge Management”.

Resultados

Em relação à pesquisa bibliográfica, não foi encontrada nenhuma publicação que conjugasse Gestão do Conhecimento em estudos do elemento Radônio.

Quanto ao projeto de elaboração de procedimentos do Setor de Radônio do LAPOC/CNEN, até o presente momento foram registrados em vídeos⁴ dois procedimentos intitulados “Montagem, Controle e Expedição de Dosímetros de Radônio” e “Recebimento e Revelação de Detectores de Radônio”. Os procedimentos descrevem etapas essenciais da técnica SSNTD (*Solid State Nuclear Track Detector*) de avaliação da concentração média anual de radônio em ambientes externos. Os vídeos técnicos somam mais de 25 minutos de produção audiovisual.

⁴ <https://youtube.com/playlist?list=PLHSPWW6ayijTI4ijGck1frrbEccJBmE7w>

Para a adequada disponibilização desse material para uso efetivo do conhecimento, foi instalada nas dependências do laboratório uma placa com descrição dos vídeos e *QR Code* para seu acesso.

Esse projeto ainda prevê a criação de um último vídeo técnico sobre Leitura de Detectores e Análise de Dados, planejado para o segundo semestre de 2022.



Conclusões

Ante o exposto, o projeto para elaboração de procedimentos do Laboratório de Radônio do LAPOC/CNEN vem se mostrando importante no registro e armazenamento de conhecimentos críticos e tácitos, uma vez que esses registros podem ser acessados por outros profissionais, em caso de falta dos atuais ocupantes do laboratório, contribuindo assim para a continuidade dos trabalhos na unidade. Além disso, por se tratar de conteúdos não sigilosos, os vídeos produzidos pelo projeto foram e continuam disponíveis para consulta pública nas mídias sociais do LAPOC/CNEN, reforçando o compromisso da instituição de divulgação científica, por meio de materiais audiovisuais que atraíam a atenção do público.

Outro ponto a ser destacado é a ausência de publicações relacionando os temas Radônio e Gestão do Conhecimento, fato que demonstra a necessidade de aprofundamento destes assuntos entre o PGC e o Setor de Radônio da unidade tendo em vista o alto grau de benefícios que podem trazer à sociedade e ao laboratório.

Referências

- [1] Alfenas, R. A. S., Santos, C. S., Dias, D. C. S., Araújo, V. G. B., Silva, D. V. F. M. R. (2021). Gestão do conhecimento nas organizações públicas brasileiras: revisão e bibliometria de obras no período de 2008 a 2017. *Revista do Serviço Público*, 72(2), 452-478.
- [2] IAEA - International Atomic Energy Agency. Comparative analysis of methods and tools for nuclear knowledge preservation. (2011). — Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [3] IAEA - International Atomic Energy Agency. Knowledge management and its implementation in nuclear organizations. (2016). — Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [4] IAEA - International Atomic Energy Agency. Knowledge loss risk management in nuclear organizations. (2017). — Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [5] IAEA - International Atomic Energy Agency. Nuclear knowledge management challenges and approaches. (2018). — Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [6] IAEA - International Atomic Energy Agency. Planning and execution of knowledge management assist visits for nuclear organizations. (2019). — Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [7] IAEA - International Atomic Energy Agency. Mapping organizational competencies in nuclear organizations. (2020). — Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [8] Alfenas, R. A. S., Dias, D. C. S., Rios Junior, H. N., Silva, D. V. F. M. R. & Santos, C. S. (2022). Gestão do conhecimento nuclear: etapas e produtos da implantação de modelo no LAPOC/CNEN. *Perspectivas em Gestão & Conhecimento*, 12(especial), 86-104.
- [9] Dias, D. C. da S., da Silva, N. C., Silva, W. L., & Rodrigues, M. V. (2021). Indoor radon assessment in kindergartens: towards a national action plan. *Brazilian Journal of Radiation Sciences*, 9(2).
- [10] Bonifácio, R. L., Dias, D. C. da S., Bócoli, D. A., Taddei, M. H. T.; da Silva, N. C., Nascimento, M. R. L. (2018). ISO/IEC 17025 accreditation of radiation measurement test methods in the Brazilian National Commission for Nuclear Energy - Laboratory of Poços de Caldas. *Brazilian Journal of Radiation Sciences*, 6(1), 01-14.
- [11] Silva, N. C., Bossew, P., Ferreira Filho, A. L., Campos, T. F., Pereira, A. J., Yoshimura, E. M., Veiga, L. H., Campos, M. P., Rocha, Z., Paschuk, S. A., Bonotto, D. M. (2014). Towards a Brazilian Radon Map: Consortium Radon Brazil. *Radiat Prot Dosim*, 160 (1-3), 226-230.
- [12] Silva, N. C., Chagas, E. G. L., Abreu, C. B., Dias, D. C. S., Lopez, D., Guerreiro, E. T. Z., Alberti, H. L. C., Braz, M. L., Branco, O., Fleming, P. (2014). Radon as a natural tracer for gas transport within uranium waste rock piles. *Radiation Protection Dosimetry*, 160(1), 74-77.
- [13] Antoniazzi, B. N., Silva, N. C., Cunha, T. N., Otero, U. B. (2013). Poços de Caldas Plateau Project. Cancer Research and Natural Radiation – Incidence and Risk Behavior. Belo Horizonte: SES-MG.
- [14] SES-MG - Minas Gerais State Health Secretariat. (2009). Poços de Caldas Plateau Project - Research on cancer and natural radiation: Minas Gerais-Brasil: 2004 - 2009. Belo Horizonte: SES-MG: 2009.
- [15] WHO - World Health Organization. WHO Handbook on Indoor Radon: A Public Health Perspective, Geneva: WHO: 2009. 110p.
- [16] Rampazzo, L. (2005). Metodologia científica: para aunos de graduação e pós-graduação. 3. ed. São Paulo: Edições Loyola. Pp. 53-55.

International Joint Conference Radio 2022

Implantação de gestão do conhecimento por meio de metodologia em setor membro do programa nuclear consolida o plano de sucessão da empresa.

Dalmaso R. C., Machado T. A. S.

**AMAZUL - Amazônia Azul Tecnologias de Defesa S.A., Av. Corifeu de Azevedo Marques, 1847 - Butantã,
São Paulo - SP, 05581-001**

renata.dalmaso@amazul.gov.br, tome.machado@amazul.gov.br

Introdução

Face à missão de desenvolver e aplicar tecnologias, gerenciar projetos e processos necessários ao Programa Nuclear Brasileiro (PNB), ao Programa Nuclear da Marinha (PNM) e ao Programa de Desenvolvimento de Submarinos (PROSUB), de forma a contribuir com a independência tecnológica do País, em benefício da sociedade, a AMAZUL estabeleceu como ação estratégica a implantação da Gestão de Conhecimento (GC). Para tanto, a empresa desenvolveu metodologia própria de GC, visando ser implantada de forma faseada e flexível. O primeiro setor de implantação foi a Unidade Piloto de Hexafluoreto de Urânio (USEXA) em 2016, sendo seguida por diversos outros. Após um período de aprimoramento e amadurecimento, em 2021, a Metodologia Amazul de GC foi homologada pelo Ministério da Defesa como produto estratégico de defesa.

Diante do desafio que é a atuação nesses programas nucleares, que são de longo prazo e com desenvolvimento de tecnologia autóctone, e do alinhamento às entregas recomendadas, por ocasião da aplicação da metodologia tornou-se claro a necessidade da estruturação de um instrumento ágil, com a finalidade de proteger a empresa das perdas de conhecimento e de competências estratégicas decorrentes das diversas situações de movimentação de pessoal.

Para isso, um plano de sucessão organizacional foi desenvolvido a partir de um piloto executado em área onde a metodologia de GC estava sendo implantada. Essa área com conhecimento crítico identificado, era composta por pessoas chave que tinham sua saída programada, por meio de um programa de desligamento voluntária.

Metodologia

A metodologia Amazul de GC, apresentada abaixo, é versátil e apresenta a flexibilidade adequada para áreas com características distintas, como por exemplo áreas de pesquisa e desenvolvimento, plantas operacionais, plantas industriais, desenvolvimento de produtos e áreas de educação, sendo a metodologia aderente a projetos com informações sigilosas.

Etapas da Metodologia AMAZUL de GC

- **PREPARAÇÃO DE AMBIENTE FAVORÁVEL**
Sensibilização e diagnóstico de maturidade
- **IDENTIFICAÇÃO DO NEGÓCIO**
Identificação da cadeia de valor, processos corporativos e potencial mapeamento
- **ALINHAMENTO ESTRATÉGICO DA GC**
Identificação do espaço organizacional dentro da estratégia da empresa
- **RISCO DA PERDA DO CONHECIMENTO**
Análise de riscos, mapeamento do conhecimento e elementos de GC
- **PLANO DE AÇÃO E PLANO DE SUCESSÃO**
Ações de mitigação dos riscos e práticas de GC
- **ENCERRAMENTO E GOVERNANÇA DE GC**
Relatório final e recomendação de manutenção e monitoramento de GC

Alinhada aos modelos de mercado, tais como o Modelo de Referência da Sociedade Brasileira de Gestão do Conhecimento, SBGC (FUKUNAGA; SAITO, 2020) [1] a metodologia é aplicada em fases, com encadeamento lógico que vai desde o diagnóstico de maturidade por meio de questionário apresentado por Batista (2012) [2], passando pelo entendimento do contexto para identificar e preservar o conhecimento relevante para o negócio. A metodologia se utiliza de ferramentas como a cadeia de valor adaptada e apresentada no Modelo de referência SBGC e o KMAP Canvas de Pires e Thurler [3]. Abrange a análise de risco de perda do conhecimento, além de um plano de ação com recomendações de ações de mitigação de riscos, e a governança recomendada.

A etapa Risco de Perda do Conhecimento é o principal subsídio para a análise de risco de perda de conhecimento, insumo para o plano de ação de mitigação desses riscos e plano de sucessão de pessoas chave. Uma ferramenta para mapeamento de conhecimento foi elaborada para facilitar a atividade e oferecer uma análise da criticidade que possibilita o agrupamento do conhecimento com o objetivo de identificar sua situação atual. Isso ocorre por meio da classificação, relevância e o risco de indisponibilidade. A ferramenta leva em consideração os critérios da Agência Internacional de Energia Atômica, IAEA (Julho 2006) [4] e desenvolvida a partir da adaptação do *Position Risk fator* IAEA (Julho 2006) [4].

Os elementos de GC, adaptados da IAEA (Outubro 2006) [5], irão subsidiar o detalhamento do plano de ação e do plano de sucessão. A partir da identificação do conhecimento crítico, pessoas chave e elementos de GC, as ações relacionadas à preparação de sucessores e desenvolvimento do conhecimento necessário são elencadas no plano de sucessão. Outro objetivo dos planos é servirem como norteadores na atuação da governança de GC.

Resultados:

O projeto piloto do plano de sucessão ocorreu em 2019 durante um programa de desligamento voluntário. Na ocasião, realizou-se o mapeamento do conhecimento e a identificação daqueles profissionais que possuíam conhecimentos críticos, suas competências, seus sucessores e práticas para prepará-los. O desenvolvimento do plano de sucessão possibilitou o aumento da capilaridade da GC e a melhoria nas interfaces intra e entre áreas.

Outros resultados decorrentes foram o maior engajamento da organização e a maior agilidade na execução das práticas e ferramentas de sucessão.

Por fim, o plano de sucessão foi descolado da necessidade de implantação da metodologia dentro dos setores – aumentando a aderência ao programa de GC e garantindo-se o compartilhamento e a preservação do conhecimento autóctone desenvolvido pelas áreas nos programas nucleares.

Conclusão:

As necessidades que foram observadas durante a experiência no programa de desligamento voluntário, bem como na implantação da metodologia de GC, a ausência de dispositivos estruturados para formação e preparação de sucessores, têm sido contornadas a partir da estruturação do plano de sucessão organizacional.

A criação desse dispositivo foi fundamental para que a sucessão organizacional pudesse ser efetuada independentemente da aplicação completa da metodologia de GC.

Referências:

1. BATISTA, F. F. **Modelo de gestão do conhecimento para a administração pública brasileira**: como implementar a gestão do conhecimento para produzir resultados em benefício do cidadão. Brasília: Ipea, 2012.
2. FUKUNAGA, F.; SAITO, A. **Modelo de referência Sociedade Brasileira de Gestão do Conhecimento - SBGC**: guia de referência da gestão do conhecimento. São Paulo: SBGC, 2020.
3. **Knowledge management for nuclear industry operating organizations**. Vienna: International Atomic Energy Agency (IAEA), October 2006.
4. PIRES, C.; THURLER L. **KMAP Canvas**: o canvas para mapear conhecimento. Disponível em: <http://www.kmap.com.br>. Acesso em: 6 junho 2022.
5. **Risk management of knowledge loss in nuclear industry organizations**. Vienna: International Atomic Energy Agency (IAEA), July 2006.

International Joint Conference Radio 2022

Gestão do conhecimento nuclear: o caso dos procedimentos de preparação de amostras sólidas de interesse nuclear para análises químicas e radiométricas do LAPOC/CNEN

Alfenas^a R.A.S., Carvalho^a, R.B., Rios Júnior^b, H.N., Bonifácio^b R.L., Custódio^b W, Santos^b, C. S., Rey-Silva^b, D. V. F. M., Dias^b, D. C. da S.

^a Pontifícia Universidade Católica de Minas Gerais, Belo Horizonte, MG, Brasil.

^b Comissão Nacional de Energia Nuclear, Poços de Caldas, MG, Brasil.

ricardo.alfenas@cnen.gov.br

Introdução: A Gestão do Conhecimento (GC) é uma abordagem gerencial multidisciplinar que surgiu a partir de 1995 com o trabalho seminal de Nonaka e Takeuchi e, desde então, vem aumentando sua relevância acadêmica em função de vários benefícios organizacionais [1]. O envelhecimento da mão de obra, o alto volume de aposentadorias de especialistas e a ameaça da perda de conhecimentos críticos fizeram com que a área nuclear passasse a investir mais em GC. A partir da década de 2010, a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) vem oferecendo uma série de capacitações, publicações técnicas em GC e apoio aos Estados Membros, aumentando a capacitação e cooperação do setor nuclear em GC [2-4].

Nesse contexto, desde o ano 2015, o Laboratório de Poços de Caldas (LAPOC) da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) identificou a necessidade de adotar práticas de GC e incentivou a capacitação de seus profissionais no tema. Colaboradores da instituição participaram da Escola de Gestão do Conhecimento Nuclear da AIEA entre 2015 e 2018, curso que foi o estímulo inicial para a posterior criação do Grupo de Trabalho em Gestão do Conhecimento do LAPOC (GTGC/LAPOC), seguida de implementação de um Programa de Gestão do Conhecimento (PGC) na unidade.

O PGC do LAPOC/CNEN iniciou seus trabalhos em 2018 e, desde então, vem aliando conhecimentos práticos e acadêmicos com vistas a dois principais objetivos: mitigar a perda de conhecimentos críticos na unidade, principalmente aquela proveniente de aposentadorias; e fomentar a elaboração de procedimentos críticos de trabalho. Em 2020, para tornar o PGC mais abrangente, organizado e integrado, implantou-se um modelo de GC, conferindo a ele mais robustez e credibilidade [5].

O Projeto de Retenção de Conhecimentos Críticos de Profissionais Seniores do LAPOC/CNEN integra práticas para a priorização, identificação, extração, armazenamento, compartilhamento e uso dos conhecimentos críticos dos funcionários mais experientes, reduzindo riscos operacionais ao funcionamento da unidade. O presente trabalho apresenta os resultados do subprojeto de retenção de conhecimentos críticos de um dos técnicos mais experientes da unidade, que é identificado como Técnico em Química, o qual atualmente já possui condições de se aposentar.

O objetivo deste trabalho é descrever as etapas e analisar os resultados do projeto de retenção de conhecimentos críticos aplicado à extração de conhecimentos críticos do Técnico em Química, enfocando processos de preparação de amostras sólidas de interesse nuclear para realização de análises químicas e radiométricas no LAPOC/CNEN.

A divulgação deste trabalho pode contribuir para a criação e desenvolvimento de iniciativas similares em outras organizações, ajudando a preservar conhecimentos técnicos críticos quem podem ser futuramente utilizados por outros profissionais da área nuclear e que têm potencial de desenvolvimento científico, geração de riqueza e incremento da segurança radiológica.

Metodologia: Este trabalho foi delineado como um estudo de caso de natureza descritiva, com o objetivo de retratar o projeto de retenção de conhecimentos críticos feito junto a um Técnico em Química do Laboratório de Química Analítica do LAPOC/CNEN. O corte do estudo foi transversal e a abordagem foi qualitativa [6].

Resultados: O projeto de retenção de conhecimentos críticos realizado com o Técnico em Química foi iniciado no ano de 2020, durante a pandemia do Covid-19. Durante o período de isolamento social, foi realizada a identificação dos conhecimentos críticos do profissional, por meio de duas entrevistas semiestruturadas conduzidas pelos membros GTGC/LAPOC: uma com o próprio Técnico em Química e outra com a participação do respectivo gestor do Laboratório de Química Analítica.

Na fase seguinte, os membros do GTGC/LAPOC avaliaram os conhecimentos críticos identificados e definiram que a melhor ferramenta de GC para sua extração seria a filmagem de procedimentos técnicos. Esta técnica registra conhecimentos técnicos explícitos em um bom nível de detalhamento, assim como conhecimentos tácitos, que são aqueles complexos e interiorizados durante longos períodos de tempos pelo seu possuidor e notoriamente mais difíceis de serem reproduzidos em documentos ou bancos de dados [7]. Outro ponto positivo da ferramenta utilizada é gerar vídeos técnicos como produtos, que são úteis tanto no arquivamento quanto no acesso simples a estes conhecimentos. Importante destacar que tais procedimentos já tinham sido formalizados por escrito pelo Setor de Gestão da Qualidade do LAPOC, uma vez que este é um laboratório acreditado em ensaios radiométricos pela ISO/IEC 17025 desde janeiro de 2017 [8]. Todas as partes envolvidas consideraram que a produção dos vídeos no formato MP4 seria positiva para complementar o procedimento escrito, além de ter potencial para a extração de conhecimentos tácitos.

Nos anos de 2021 e 2022, foram elaborados os roteiros, filmagens, edições, arquivamento e divulgação dos quatro vídeos técnicos⁵: Moagem de Amostras Sólidas, Macroprocesso de Preparação de Amostras Sólidas, Prensagem de Amostras Sólidas e Fusão de Amostras Sólidas. Ao todo, as quatro produções somaram mais de 74 minutos e, em 2022 houve mais uma ação em busca de ampliar a eficiência no uso de tais vídeos. Nos ambientes de trabalho em que os procedimentos são necessários – laboratórios e moagem -, instalaram-se placas com o nome e a descrição resumida dos procedimentos e um *QR-Code* para acesso ao seu conteúdo via *Smartphone* ou *Tablet*. Dessa forma, a busca e acesso ao conteúdo se tornaram mais simples, ampliando o uso destes conhecimentos nos locais onde são mais necessários e no momento oportuno.

Além disso, por não ser conteúdo sigiloso ou restrito, optou-se por disponibilizar todos os vídeos no canal do LAPOC/CNEN no *YouTube* e divulgá-los no *Instagram* e *Facebook* do LAPOC, ampliando o acesso público a esse conhecimento e seu impacto na sociedade. O armazenamento do material ocorreu no *software Microsoft Sharepoint* com dois backups em HD Externos.

Conclusões: Conforme a avaliação de todos os quatro participantes do projeto, o trabalho de retenção de conhecimentos críticos feito com o Técnico em Química foi considerado eficaz por ter extraído conhecimentos técnicos críticos para a unidade e com uso exclusivo de recursos internos preexistentes. Além disso, por ter sido o primeiro trabalho realizado com funcionário técnico de laboratório do LAPOC/CNEN, espera-se que esta experiência possa servir de exemplo e estímulo aos demais técnicos da unidade que forem convidados a participarem dos trabalhos de GC.

Referências

- [1] Alfenas, R. A. S., Santos, C. S., Dias, D. C. S., Araújo, V. G. B., Silva, D. V. F. M. R. (2021). Gestão do conhecimento nas organizações públicas brasileiras: revisão e bibliometria de obras no período de 2008 a 2017. *Revista do Serviço Público*, 72(2), 452-478.
- [2] IAEA - International Atomic Energy Agency. *Comparative analysis of methods and tools for nuclear knowledge preservation*. (2011). — Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [3] IAEA - International Atomic Energy Agency. *Knowledge loss risk management in nuclear organizations*. (2017). — Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [4] IAEA - International Atomic Energy Agency. *Planning and execution of knowledge management assist visits for nuclear organizations*. (2019). — Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [5] Alfenas, R. A. S., Dias, D. C. S., Rios Junior, H. N., Silva, D. V. F. M. R. & Santos, C. S. (2022). Gestão do conhecimento nuclear: etapas e produtos da implantação de modelo no LAPOC/CNEN. *Perspectivas em Gestão & Conhecimento*, 12(especial), 86-104.
- [6] Rampazzo, L. (2005). *Metodologia científica: para alunos de graduação e pós-graduação*. 3. ed. São Paulo: Edições Loyola. Pp. 53-55.
- [7] Davenport, T. H., Prusak, L. (2003). *Conhecimento empresarial: como as organizações gerenciam o seu capital intelectual*. Rio de Janeiro: Elsevier – 10ª reimpressão.
- [8] Bonifácio, R. L., Dias, D. C. da S., Bocóli, D. de A., Taddei, M. H. T., Silva, N. C., & Nascimento, M. R. L. (2018). ISO/IEC 17025 accreditation of radiation measurement test methods in the Brazilian National Commission for Nuclear Energy – Laboratory of Poços de Caldas. *Brazilian Journal of Radiation Sciences*, 6(3).

⁵ <https://www.youtube.com/playlist?list=PLHSPWW6ayijSLIRgJ72Rd9JJHjh-I31yk>



International Joint Conference Radio 2022

O processo de implementação da gestão do conhecimento no Instituto de Radioproteção e Dosimetria: ações e perspectivas

Razuck^a F. B., da Silva^a, A. A., Rodrigues^a, D. M., Acar^a, M. E. D., Cavalcante^a, G. V., Perrotta^a, P. R., de Jesus^a P. F.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria, Avenida Salvador Allende, 3773,

Rio de Janeiro, Brasil

fernando.razuck@ird.gov.br

Introdução

O Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) é uma instituição de ensino e pesquisa de referência nacional e internacional nas áreas de proteção radiológica, dosimetria, física médica e metrologia das radiações ionizantes [1]. O IRD tem tradição na formação de recursos humanos através do seu Programa de Pós-Graduação *stricto sensu* em Proteção Radiológica e Dosimetria (Mestrado e Doutorado) e do Curso de Pós-Graduação *lato sensu* (especialização) em Proteção Radiológica e Segurança de Fontes Radiativas (PGEC) [2], oferecido em parceria com a Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), além de outros cursos regulares, oficinas e treinamentos. Apesar da sua relevância, o IRD vem nos últimos anos sofrendo perda do seu capital intelectual, seja devido ao elevado número de aposentadorias, seja devido à falta de reposição de pessoal qualificado. Nesse sentido, é de extrema importância preservar o conhecimento técnico-científico relacionado às suas atividades. E uma metodologia que pode auxiliar nesse processo seria por meio da Gestão do Conhecimento (GC). Isto porque a GC tem potencial para gerar vários benefícios em organizações públicas e privadas, como o alcance de objetivos, aumento da inovação e competitividade, geração, retenção e divulgação de conhecimentos, etc. [3]. Neste sentido, a Gestão do Conhecimento Nuclear (GCN) é de extrema importância para o desenvolvimento e preservação dos conhecimentos e competências necessárias para a execução de atividades relacionadas à área nuclear. Para isso, é essencial a execução de processos que envolvam educação, capacitação e treinamento dos recursos humanos, visando sempre a transferência do conhecimento [4].

Metodologia

Este trabalho tem então por objetivo realizar um relato de experiência [5] dos primeiros passos tendo em vista à implementação da GC no IRD. Assim, será realizado um breve histórico deste processo, demonstrando suas etapas e alguns de seus produtos e resultados.

Resultados

Atividades

Nesse sentido, o IRD tem desenvolvido, seja de forma institucional ou individual (por parte dos seus funcionários), uma série de ações visando à implantação da GCN, tais como:

- Participação de 5 (cinco) funcionários, sendo o primeiro em 2016, da Escola de Gestão do Conhecimento Nuclear oferecido pela Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) em parceria com o Centro Internacional de Física Teórica Abdus Salam (ICTP) [6]. Esta Escola trata-se de um evento internacional de capacitação em GC, realizado anualmente;
- Realização da 1ª Escola de Gestão do Conhecimento Nuclear, oferecido em parceria entre o IRD e a IAEA, no ano 2016. A Escola reuniu 48 profissionais de diversas instituições do setor nuclear, universidades e empresas. O treinamento, gratuito, foi ministrado por especialistas do país e do exterior convidados pela AIEA e fazem parte de um projeto de cooperação técnica com a Agência (RLA 0057);
- Criação de seu Grupo de Trabalho sobre GC (GTGC), em 2019. O GTGC é composto por 5 membros efetivos, mas com participação dos funcionários para atividades específicas, de acordo com a área de atuação. Este GTGC é o responsável pela elaboração da estratégia de execução da GC no IRD;
- Atividades de Mentoria, a partir de 2021, por meio da execução de projetos específicos da Comissão Nacional de energia Nuclear (CNEN);

- A primeira etapa da Visita de Assistência à Gestão do Conhecimento – KMAV/IAEA, em 2021. A metodologia aplicada foi a da Gestão do Conhecimento da própria AIEA.

Produtos

Como resultados, podem ser citados artigos científicos e trabalhos publicados em anais de congressos sobre temas, como:

- lições aprendidas;
- conhecimento crítico;
- capital intelectual; e
- gestão do conhecimento científico.

Com relação à Nesta primeira etapa, foi feito um diagnóstico do Capital Intelectual do IRD, assim como a análise do Nível de Maturidade.

Conclusões

Pode-se dizer que com a realização destas atividades o GTGC e alguns funcionários do IRD puderam ser introduzidos em ferramentas de GC disponíveis, servindo como base para a discussão da análise de risco de perda do conhecimento e a transferência de conhecimento e redes interorganizacionais, entre outros temas. Pretende-se assim ampliar as atividades de GC no IRD, como a continuidade do KMAV, a execução de projetos e oferta de treinamentos na área. Além disso, deve-se destacar o suporte oferecido pela alta direção do IRD, o que vem tornando possível a execução das atividades relacionadas à implementação e efetivação da GC no IRD.

Referências

- [1] BRASIL. **Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD)**. Disponível em: <http://antigo.ird.gov.br/>. Acesso em: 4 de maio de 2022.
- [2] BRASIL. **Centro Regional de Treinamento (IRD)**. Disponível em: <http://moodle.ird.gov.br/ensino/>. Acesso em: 4 de maio de 2022.
- [3] BATISTA, F. F. **Modelo de Gestão do Conhecimento para a Administração Pública Brasileira: como implementar a gestão do conhecimento para produzir resultados em benefício do cidadão**. Brasília: Ipea, 2012.
- [4] RAZUCK, F. B.; CAVALCANTE, G. V. Gestão do conhecimento científico: análise do capital intelectual do programa de especialização do IRD. **Brazilian Journal of Radiation Sciences**, 8(1A). <https://doi.org/10.15392/bjrs.v8i1A.1039>. 2020.
- [5] GIL, A. C. **Como elaborar projetos de pesquisa**. 4. ed. São Paulo: Atlas, 2008.

International Joint Conference Radio 2022

IRD Knowledge Management Maturity Assessment

Rodrigues^a, D.M., Perrotta^a, P.R., Razuck^a, F.B., Silva, A.A., Acar^a, M. E.,
Silva^a, A.A., Cavalcante^a G. and Wasserman^a, M.A.V.

^a Institute of Radioprotection and Dosimetry, Av. Salvador Allende, n° 3773, Barra da Tijuca,
Rio de Janeiro.
danielle.rodrigues@ird.gov.br

Introduction: The National Nuclear Energy Commission (CNEN) is a federal agency linked to the Ministry of Science, Technology and Innovation (MCTI), created in 1956 to develop the national nuclear energy policy. CNEN establishes norms and regulations in radioprotection and is responsible for regulating, licensing and inspecting the production and use of nuclear energy in Brazil. CNEN also invests in research and development, focusing on the safe use of techniques and materials that permeate the various applications of the nuclear sector, resulting in benefits for society. Over the years, it is possible to verify a decrease in the number of employees at CNEN due to the aging of workers, an increase in the number of retirements and a decrease in the hiring of new employees, due to economic and political issues in the country. The Institute of Radioprotection and Dosimetry (IRD) is one of the CNEN of national and international reference institutes for research, development and teaching activities in the field of radioprotection, dosimetry, medical physics and metrology of ionizing radiation. In addition to the various activities related to research and education in these areas, it maintains, develops and disseminates metrology standards, trains and coordinates actions in response to possible nuclear and radiological emergencies.

This work focuses on evaluating the impact on the intellectual capital of the IRD for the areas of radiological protection and dosimetry, generated by the increasing number of retirements. This study is justified by the insufficient documentation and transfer of technologies, experiences and knowledge acquired in decades of research and development, due to the absence, in the past, of a culture of knowledge management. The imminent risk of losing almost 40% of the IRD technical working force, due to possible retirement and the lack of planned replacement in an already restricted workforce to execute a great number of activities, the IRD Directorate has supported knowledge management initiatives to mitigate the loss of critical institutional knowledge and ensure the continuity of activities aimed at fulfilling the institutional mission. The reduced number of employees to perform the most diverse tasks makes employees very busy accumulating functions and with little time to dedicate to knowledge management, despite recognizing the importance of this issue. Another major challenge is that the lack of replacement of employees also makes it difficult to find people to whom knowledge can be transferred through mentoring, as well as other knowledge management (KM) activities.

Methodology: To assess the level of maturity of KM at IRD, the tool developed by the IAEA was applied [1]. The self-assessment methodology is a tool to help identify strengths and development areas in the organization's overall KM strategy and it has eight categories as described below:

1. Policy & Strategy For KM: This category addresses the need for a knowledge management system to have a written policy and implementation strategy, as well as the need to establish the responsibilities and attributions involved. Policies are typically statements of intent or commitments to specific goals or desired outcomes. Strategies and actions to comply with this policy must be established, monitored and evaluated in terms of their effectiveness.

2. HR Processes for KM: This category addresses strategic workforce planning to ensure that current and future human resource needs are met. In addition to succession planning, risk assessment of loss of critical knowledge, recruitment, exit interviews conducted when people leave the organization, and personnel development plans for KM are tools to ensure that an organization maintains a skilled workforce.

3. Training & Competence Development for KM: This category is related to the use of a systematic approach to training that includes knowledge management; Competencies; Coaching and mentoring; Use of simulators for training; Training in virtual environments (e-learning); Training for professional updating and improving of professional performance.

4. Methods, Procedures & Documentation Processes for Improving KM: This category deals with document management systems and processes, including creating, editing, producing, storing, indexing, and disposing of documents. This usually refers to electronic documents and uses specific software for document management.

5. Technical Solutions for KM: This category addresses the application and integration of strategies, systems and information technologies (IT) that support knowledge management. These IT technologies and systems include databases, document and content management systems, the use of the Internet and social networking technologies - Access to scientific information such as scientific libraries, journals and databases); tools to capture and transfer

knowledge; concept maps; content management; knowledge repository; portals; Yellow pages; wikis and blogs, among others.

6. Approaches to Capture/Transfer of Knowledge: This category addresses the identification, analysis, capture and dissemination of knowledge that is critical for the Organization, which involves taxonomy development; critical knowledge identification processes; knowledge collection processes; interviews; concept maps; communities of practice; “coaching” and “mentoring”; video capture; workplace training and storytelling.

7. Organizational Culture to Support KM: This element addresses the practices, behaviours and attitudes that exist within an organization that together demonstrate the value placed on knowledge that lead to a high level of knowledge sharing. Trust, openness and active collaboration are hallmarks of a positive knowledge management culture.

8. Internal/External Collaboration for KM: This category evaluates the Organization in relation to its collaboration and participation activities with internal and external bodies and networks involving universities; exchanges with educational institutions; conferences; joint research projects; communities of practice; joint seminars and other national and international R&D institutions.

This tool was translated and adapted for application in the IRD in partnership with the IAEA. It has been applied in a group of pre-selected servers according to the affinity with each category. Following the IAEA methodology, each of the eight categories were answered by 10 respondents qualified to carry out the assessment of the aspect being evaluated.

Results: The analysis of the results is based on the difference (Δ Score) found between the current score and the desired score (table I). This gap can vary from 0 to 5, so that the higher the score, the greater the difference between the current situation and what is desired to be achieved. In this way, the highest scoring categories are those where the greatest KM efforts should be prioritized.

Table I: Effort score results reported by categories considered to assess the level of KM maturity at IRD.

Criteria	Current Situation Score	Desired Situation Score	Δ Score
1-KM policy and strategy	1,4	3,8	2,4
2-HR process for KM	0,6	3,4	2,8
3-Training and competence development	1,1	3,6	2,5
4-Methods, procedures and documentation	1,3	3,3	2,0
5-Technical solutions	1,5	3,5	2,0
6-Knowledge capture	0,4	3,7	3,3
7-Organizational culture to support KM	1,3	3,7	2,4
8-Internal/External Collaboration	1,3	3,2	1,9

The gaps found in the IRD maturity assessment were (1) Policy & Strategy For KM – 2,4; (2) HR Processes for KM – 2,8; (3). Training & Competence Development for KM – 2,5; (4) Methods, Procedures & Documentation Processes for Improving KM – 2,0; (5) Technical Solutions for KM – 2,0; (6) Approaches to Capture/Transfer of Knowledge – 3,3; (7) Organizational Culture to Support KM – 2,4 and (8) Internal/External Collaboration for KM -1,9.

Conclusions: This work reveals two relevant aspects to be addressed as strategic institutional objectives: (a) Human Resource Processes for KM and (b) Knowledge Capture. HR process can be improved by encouraging the use of KM tools to map profiles and planning for capacity building to the existing workforce, as well as, together with other sections, propose other strategies to mitigate the loss of knowledge, while permanent recruitment of new workers is not possible. Some KM activities that can be implemented to improve the human resource development are workforce planning; succession planning; risk assessment for critical knowledge loss; employee development plans for KM; job profiles or equivalent to assess and monitor skills/competency and supportive training and learning environment. To improve the aspect related to knowledge capture some KM activities SUCH AS Some KM activities to capture knowledge are Identification of Critical Knowledge; Concept mapping; Communities of practice (CoPs); Coaching; and Mentoring. We can also encourage institute technicians workers to join the IRD Post Graduate Program to broaden their knowledge and also encourage the transfer of knowledge among co-workers. Maturity assessment for KM in the IRD was very helpful to discuss specific issues for the Institute and to guide the development of a knowledge management program for the IRD. The identification of KM practices to benefit and improve existing KM activities to support the organization's objectives is achieved. A study has already been carried out to identify the holders of critical knowledge of the technical areas of the IRD. [2]. And we are currently updating this result and expanding the identification to all areas of the IRD. As expected, KM tools shows its potential to detect and quantify issues to be addressed and prioritized by institutional decision makers.

References

- [1] IAEA - International Atomic Energy Agency. *Planning and execution of knowledge management assist visits for nuclear organizations*. (2019) TECDOC n° 1880, Viena- IAEA.
- [2] Rodrigues, D.M., Da Silva, A. A., Delgado, J.U.. *Mapping the Critical Intellectual Capital of IRD*. (2019). Brazilian Journal of Radiation Sciences, Vol. 7, pag. 1-12.

International Joint Conference Radio 2022

Análise sobre a distribuição dos serviços de medicina nuclear na região nordeste

Cunha I. E.M.; Silva Filho W.S.

Instituto federal de educação, ciência e tecnologia do Piauí - IFPI.

Campus Teresina central

ivynemiranda@gmail.com

Introdução: A medicina nuclear é uma área da radiologia em que se realizam exames diagnósticos e tratamentos terapêuticos por meio da união de radioisótopos e fármacos [1]. Dentre os métodos de diagnósticos, ela se tornou destaque por ser uma especialidade menos invasiva que possibilita melhor visualização da funcionalidade tecidual do organismo, por ser importante na identificação de doenças precoces, de seu local e de sua gravidade, através da análise das interações dos radiofármacos no meio administrado. [2]. Essas interações são observadas mediante o mapeamento feito pelos equipamentos como de Gama câmara ou os tomógrafos por emissão de pósitron (PET) que detectam as emissões de radiações eletromagnéticas, pósitrons, ou de partículas dos radionuclídeos [3].

Atualmente, este setor possui em torno de 484 instalações de medicina nuclear autorizadas pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) que estão funcionando no país [6]. Todas regularizadas e seguindo as regras da organização da CNEN, como a norma NN 6.02 que trata sobre os requisitos que as instituições que trabalham com materiais radioativos devem ter para ser uma organização licenciada; bem como a norma NN 3.05 que trata dos métodos de Radioproteção e segurança exigidos nos locais onde funcionam as atividades de medicina nuclear para que exerçam de acordo com o estabelecido pela CNEN. [4]

Considerando os benefícios de a medicina nuclear para a descoberta de doenças nos pacientes, surgiu o seguinte questionamento para a presente pesquisa: é suficiente o número de medicina nuclear presente nos Estados do Nordeste em relação ao restante do país? Com isso o objetivo da pesquisa é averiguar a distribuição dos serviços de medicina nuclear e os tipos de equipamentos usados nas instalações da região Nordeste. Verificar se a quantidade de serviços ofertados está de acordo com a demanda de cada Estado; comparar os resultados da região pesquisada com as demais do Brasil.

Metodologia: Este trabalho consistiu em uma pesquisa descritiva que se baseia em levantamento de dados e consiste em sua análise em tabelas, gráficos e resultados da melhor forma possível para a compreensão do estudo realizado [5]. Visto isso foi feita a análise dos dados fornecidos no site da CNEN no período de 19 de janeiro de 2022 sobre as instalações de medicina nuclear autorizadas a realizar procedimentos. Onde, esses dados coletados foram divididos regionalmente e por seguinte, as instalações da região nordeste foram separadas por estado. Além da CNEN, o DATASUS também foi utilizado como fonte de pesquisa no período de 12 de fevereiro de 2022 para visualizar a quantidade dos serviços disponíveis na região nordeste pelo SUS, e os tipos de equipamentos utilizados. Todas as informações obtidas foram feitas gráficos e tabelas no aplicativo Excel, e pesquisas bibliográficas em sites como SCIELO e Google acadêmico.

Resultados: no período da pesquisa existe um total de 484 instalações autorizadas a realizar seus serviços. Onde a maior concentração das instalações de medicina nuclear se encontra na região Sudeste, que possui um total de 260 instalações autorizadas pela CNEN sendo mais de 50% comparado as outras regiões. E a que possui menor quantidade dos serviços é o Norte, com apenas 25 serviços disponíveis.

Gráfico 1: Quantidade de instalações de medicina nuclear em todo o país, por região.



Fonte: Autor (2022)

A partir da divisão estadual da região nordeste a quantidade de instalações autorizadas pela CNEN em cada estado se encontrava da seguinte forma. Alagoas (7); Bahia (23); Ceará (10); Maranhão (5); Paraíba (5); Pernambuco (13); Piauí (5); Rio grande do norte (3); Sergipe (4). Além disso, o site em questão fornece informações sobre os radiofármacos utilizados por cada instalação com isso pode-se visualizar que a quantidade de instalações que utilizava o radiofármaco FDG- F18 (fluordesoxiglicose) que é essencial para o uso nos equipamentos de tomógrafos por emissão de pósitrons, nos estados do nordeste mostrando que a Bahia possui a maior quantidade com 7 instalações e o Piauí a menor com apenas 1 instalação usando o FDG- F18.

De acordo com o DATASUS durante o ano de 2021 no nordeste existia uma média de 128,5 equipamentos de gama câmara existentes, sendo que a média de equipamentos usados nesse período foi de 125,25. Além do mais a presente fonte de pesquisa mostra o estado do Piauí, Alagoas e Ceará, não disponibiliza atendimento pelo SUS com equipamentos de tomógrafos por emissão de pósitron.

Conclusões: Como visto nos resultados, a quantidade de instalações autorizadas pela CNEN na região pesquisada é menor que a Sudeste e a Sul. Com esta pesquisa também se percebeu que, é mínimo tanto as instalações quanto as pessoas que têm acesso a ela, principalmente a equipamentos mais atuais que são os tomógrafos por emissão de pósitron pois alguns estados não possuem o atendimento do equipamento pelo SUS.

Referências:

1. ALMEIDA, Rodrigo dos Santos. **Medicina nuclear:** do surgimento à atualidade pela ótica dos radionuclídeos. Orientador: Júlio Carlos Afonso. 2009. 72 p. Monografia (Licenciatura em Química), Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, 2009.
2. PISCO, João Martins. **Radiologia e análise de imagens.** São Paulo: Rideel, 2010.
3. POZZO, Lorena *et al.* O SUS na medicina nuclear do Brasil: avaliação e comparação dos dados fornecidos pelo Datasus e CNEN. **Radiol. Bras.,** São Paulo, v. 47, n. 3, p. 141–148, Maio/junho, 2014
4. BRASIL. Ministério da ciência, Tecnologia, inovações e Comunicações. CNEN. **Requisitos de segurança e proteção radiológica para serviços de medicina nuclear,** 2013. Norma CNEN NN 3.05, Resolução CNEN 159/13. disponível em: <https://www.gov.br/cnen/pt-br/acesso-rapido/normas/grupo-3/grupo-3-protacao-radiologica#3> acesso em: 03 maio 2021.
5. SILVEIRA, Denise Tolfo; CORDOVA, Fernanda Peixoto. A pesquisa científica. In: GERHARDT, Tatiana Engel; SILVEIRA, Denise Tolfo (org.). **Métodos de pesquisa.** Porto Alegre: Editora da UFRGS, 2009.
6. BRASIL. Ministério da ciência, Tecnologia, inovações e Comunicações. CNEN. **Instalações autorizadas, medicina nuclear.** Disponível em: <http://antigo.cnen.gov.br/index.php/instalacoes-autorizadas-2> acesso em: 06 janeiro 2022.
7. BRASIL. Ministério da Saúde. DATASUS. **Banco De Dados do Sistema Único De Saúde DATASUS, cadastro nacional de estabelecimento de atenção à saúde-** CNES recursos físicos, equipamentos. Disponível em: <http://tabnet.datasus.gov.br/cgi/defthtm.exe?cnes/cnv/equipobr.def> acesso em: 12 fevereiro 2022.

International Joint Conference Radio 2022

Ludicidade na divulgação científica da energia nuclear

Pastura, Valéria¹; Mol, Antonio Carlos de A.¹; Legey, Ana Paula²

¹ Instituto de Engenharia Nuclear, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasil

² UniCarioca, Brasil

vpastura@ien.gov.br

Introdução: Certos temas são de difícil compreensão, devido à sua natureza ou por não ser possível o contato físico com os mesmos e neste caso está inserida a energia nuclear, que permeia o universo do incompreensível e do intangível, porém, cada vez mais a aplicação desta forma de energia vem desempenhando um papel importante no nosso país. Uma das aplicações de grande relevância, para a sociedade em geral, é a geração de energia elétrica, que terá maior representatividade na matriz energética brasileira com a retomada das obras de construção da Usina de Angra 3. Outra atividade em franca expansão é a extração do minério de urânio, para fabricação dos elementos combustíveis das usinas nucleares, através do Projeto Santa Quitéria, cujo objetivo é explorar o urânio e o fosfato associado, sendo este último, utilizado na fabricação de fertilizantes e o urânio como combustível para suprir as três usinas do país [1]. A medicina nuclear é crescente em nosso país, seja pela instalação de novas unidades ciclotron ou da formação de mais de 660 médicos nucleares, segundo levantamento do Conselho Federal de Medicina e do Conselho Regional de Medicina do Estado de São Paulo [2], além da construção do Reator Multipropósito Brasileiro/MRB, para produção de radioisótopos. Como pode-se abordar e tornar um tema dito tão complexo em compreensível à públicos de diferentes idades e formações educacionais? Nesta perspectiva, o presente trabalho tem como objetivo tornar mais interessante e também estimular a curiosidade do público em aprender sobre a energia nuclear, neste contexto foi utilizada a ludicidade como elemento motivador. Para alcançar o objetivo, a estruturação do trabalho baseou-se na construção de uma maquete, constando de um trenzinho elétrico e uma edificação que simula o beneficiamento de minério de urânio. No percurso do trenzinho, são explicadas todas as fases do processo de beneficiamento de urânio, desde a prospecção até a fabricação dos elementos combustíveis das usinas nucleares de Angra dos Reis, no Rio de Janeiro e a partir daí, tem-se a oportunidade de apresentar alguns conceitos básicos de energia nuclear que tanto ocorrem no processo de beneficiamento do minério, tais como exposição, contaminação, taxa de dose, entre outros, que também são conceitos da medicina nuclear, por exemplo. Desta forma, o aprendizado se apresenta de forma mais prazerosa e muito mais interativa, e mostra que a energia nuclear pode estar presente no dia a dia da sociedade, Considerando que, ainda existe pouca cobertura por parte da imprensa brasileira em divulgar os benefícios da energia nuclear e alguns livros educacionais apontam de maneira errônea sua utilização, apontando apenas os acidentes/incidentes ocorridos no mundo, causando ainda mais impacto sobre a percepção da energia nuclear, o Instituto de Engenharia Nuclear/IEN da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) vem participando de diversos eventos de divulgação científica, promovidos pelo Ministério de Ciência, Tecnologia e Inovações para disseminar as aplicações e os benefícios da energia nuclear.

Metodologia: O princípio de criação deste trabalho surgiu da ideia de se construir uma maquete, isolada por um tampo de acrílico, que simulasse uma cidade onde há uma instalação de beneficiamento de urânio, e um trenzinho circundando toda a cidade e passando pela instalação (fig.1). Nos vagões são transportadas algumas rochas, e em um determinado vagão, há fragmentos de um minério de urânio, a autunita (as amostras são pequenas e não há risco de exposição e contaminação). Utiliza-se um detector de radiação, junto à maquete e fora de seu perímetro, para demonstrar que a radiação está presente no dia a dia das pessoas, criando uma oportunidade para explicar conceitos básicos de energia nuclear, até chegar à aplicação do urânio na fabricação dos elementos combustíveis e também abordar o processo de fissão que ocorre nos reatores nucleares das usinas de Angra dos Reis.



Figura 1 – Maquete de simulação de uma instalação de beneficiamento de mineiro de urânio

Após estas explicações iniciais, pede-se que olhem dentro da instalação e é aí que surge o “espetáculo lúdico”, pois quando o trenzinho passa por dentro da instalação, há uma lâmpada UV que provoca o fenômeno de fluorescência na cor verde limão na autunita (fig.2). O público fica extasiado com o fenômeno, então explica-se como ocorre e que não é uma propriedade por ser material radioativo, mas uma emissão de luz devida a incidência da luz UV. Também são dados exemplos de diversos minerais que fluorescem e não são radioativos.



Figura 2 – Fluorescência da autunita

Ao mesmo tempo em que há uma reação de êxtase com o fenômeno, o público fica receoso por se tratar de material radioativo e, é neste momento, que partindo do lúdico, se explica o processo de mineração, beneficiamento e uso do minério de urânio na fabricação dos elementos combustíveis das usinas nucleares do Brasil. A maquete é apresentada por uma física com larga experiência didática, porém com experiência informal em divulgação científica, cuja visão é tornar a aprendizagem mais descontraída, sem deixar de ser eficaz e eficiente em alcançar o interesse do público à um tema tão inóspito.

Resultados: Esta maquete vem sendo apresentada em eventos, como as Reuniões Anuais das SBPC; Semana Nacional de Ciência e Tecnologia/SNCT Regional Rio de Janeiro e de Brasília, desde 2016 até 2021, tendo alcançado um número expressivo de público de todas as formações educacionais, além do público em geral. Apenas, como exemplo, na 68ª Reunião Anual da SBPC, realizada em Porto Seguro/BA (fig.3), o público estimado foi superior a 8.000 pessoas. No ano de 2021 na 18ª SNCT de Brasília (fig. 4), foi gratificante receber, novamente, alunos de diversas escolas e, também de graduação, que estiveram presentes na reunião de 2018 e que retornaram trazendo novas dúvidas e colegas para ouvirem as explicações sobre a energia nuclear através da maquete. Um aluno disse que ficou tão entusiasmado com o tema que apresentou, naquele ano, na feira de ciências de sua escola de ensino médio, a energia nuclear e suas aplicações. Outro aluno do ensino médio, contou que pelo conhecimento obtido, se entusiasmou em participar das olimpíadas de ciências do seu colégio. Para este ano, o IEN participará, em julho próximo, da 74ª Reunião Anual da SBPC, em Brasília, cujo público estimado é de mais de 6.000 pessoas [3].



Figura 3 - 68ª Reunião Anual da SBPC



Figura 4 - 18ª SNCT de Brasília

Figura 4 - 18ª SNCT de Brasília

Conclusão: Ficou claro que o uso da ludicidade foi bem-sucedido como forma de atrair o público e envolvê-lo no processo de aprendizagem sobre a energia nuclear e, pode-se notar que a dificuldade do público em compreender o tema pode ser superada, pois o lúdico auxiliou na compreensão e demonstração de que a energia nuclear está mais próxima do que pensam, com tantas aplicações no seu cotidiano.

Esta proposta lúdica de divulgação científica além de propiciar o entretenimento, tem a intenção de levar à sociedade o uso desta forma de energia de uma maneira mais envolvente, difundindo informações corretas e assim, desmistificar o estigma que acompanha o tema há décadas, pois divulgar a energia nuclear não é uma tarefa fácil.

Referências:

- [1] <https://jornal.unesp.br/2022/01/20/discretamente-governo-federal-mira-na-expansao-da-producao-de-energia-nuclear-no-brasil/>
- [2] <https://portal.cfm.org.br/artigos/medicina-nuclear-avancos-e-desafios-de-uma-especialidade-promissora/?lang=en>
- [3] <https://noticias.unb.br/76-institucional/5566-sbpc-e-unb-definem-detalhes-da-74-reuniao-anual>

International Joint Conference Radio 2022

Minuto Nuclear

Koka A. C. S. S, Zamboni C. B.

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN\CNEN

Av. Prof. Lineu Prestes 2242 – Butantã, São Paulo – SP, 05508-000

anackoka.dfm@usp.br

Introdução

A Física Nuclear possui significativas aplicações em áreas como a medicina nuclear, por meio da produção de radioisótopos para o tratamento de câncer, a ressonância magnética, a produção de íons em engenharia de materiais, a datação através de radiocarbono, dentre outras. Porém, ainda há um senso comum voltado apenas aos aspectos negativos relacionados ao uso da ciência nuclear, atrelado à acidentes e armas nucleares. Nesse sentido, se faz necessário uma divulgação dos aspectos positivos, bem como da evolução na segurança no âmbito nuclear, com relação às aplicações da Física Nuclear, para que a sociedade possa tomar conhecimento de seu potencial uso nestas diversas áreas. O Projeto Jovem Cientista tem por objetivo divulgar a ciência em seus diversos ramos, inclusive a tecnologia nuclear, de forma didática, que atinja tanto o público leigo em relação aos assuntos abordados, quanto os pesquisadores. O “Minuto Nuclear” é um quadro dentro deste projeto, que tem a proposta de apresentar fundamentos, conceitos e aplicações da Física Nuclear em vídeos educativos, tratando de temas que envolvem desde conceitos básicos da Física do núcleo (como, por exemplo, meia-vida, isótopo, fissão) bem como temas na área de dosimetria, proteção radiológica, segurança nuclear, instalações nucleares, dentre outros.

Metodologia

O Minuto Nuclear (MN) descreve fundamentos, conceitos e aplicações da física nuclear em vídeos de aproximadamente 1 minuto, através de linguagem simples e direta, por meio de textos informativos que são conciliados com ilustrações animadas. Os vídeos são publicados no site jovemcientista.com.br (www.jovemcientista.com.br) e divulgado nas redes sociais: Instagram (@jovemcientista.com.br), Facebook (@jovemcientista.com.br), Youtube (Canal “Jovem Cientista”), TikTok (@jovemcientista.com.br) e LinkedIn, no perfil dos pesquisadores envolvidos.

Resultados

Para avaliar o conteúdo disponibilizado, a seguir apresentam-se 3 exemplos abordados no Minuto Nuclear relacionados com o conceito de propriedade de núcleo radioativo (meia-vida), área de atuação (dosimetria) e aplicação (saúde), respectivamente.

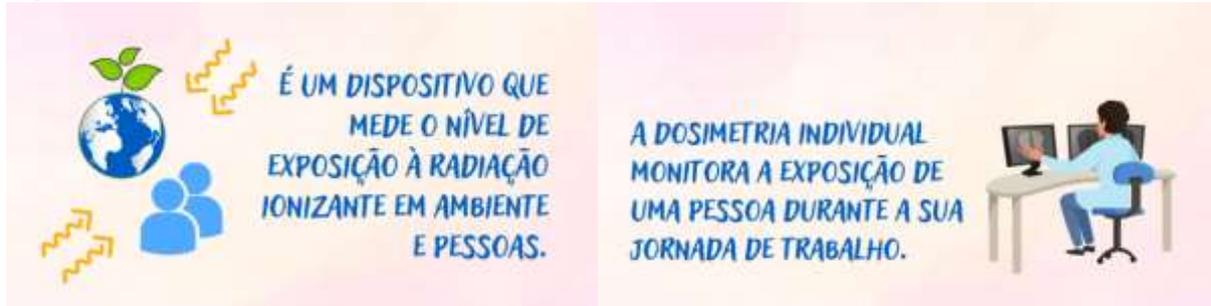
Figura 1 – Minuto Nuclear 2: Meia-vida dos Elementos



Fonte: Jovem Cientista, 2022 [1]

O Minuto Nuclear 2 (Figura 1) aborda a definição de meia-vida e sua aplicação na obtenção de informações sobre determinado elemento radiativo.

Figura 2 – Minuto Nuclear 11: Dosimetria



Fonte: Jovem Cientista, 2022 [2]

O Minuto Nuclear 11 (Figura 2) apresenta o dosímetro, onde e por quem ele deve ser utilizado, sua importância e a dosimetria natural e ambiental.

Figura 3 – Minuto Nuclear 12: Irradiação de Alimentos



Fonte: Jovem Cientista, 2022 [3]

O Minuto Nuclear 12 (Figura 3) aborda a irradiação de alimentos, um breve contexto histórico e mostra os benefícios de sua utilização no âmbito da saúde e comercial

Conclusões

O formato do Minuto Nuclear, considerando duração e produção audiovisual, apresentou um retorno muito satisfatório, atendendo a proposta inicial de atingir pesquisadores de áreas diversas, bem como o público geral.

Referências

- [1] <http://jovemcientista.com.br/minuto-nuclear-2-meia-vida/>
- [2] <http://jovemcientista.com.br/minuto-nuclear-11-dosimetria/>
- [3] <http://jovemcientista.com.br/minuto-nuclear-12-irradiacao-de-alimentos/>

International Joint Conference Radio 2022

Propostas alternativas para o conhecimento e uso da Energia Nuclear

Zamboni C.B., Giovanni D.N.S., Koka A.C., Almeida M.R.,

Medeiros I.M.M.A., Leão, A.R.

Introdução

O Laboratório de Espectroscopia e Espectrometria das Radiações (LEER), do IPEN-CNEN/SP, realiza atividades na área de ensino e comunicação direcionadas ao conhecimento da energia nuclear, para alunos desde o ensino médio até pós-graduandos, bem como para o público em geral. São desenvolvidas propostas alternativas que envolvem a elaboração de livros, textos em jornais e revistas, seminários, vídeos, bem como a realização de cursos práticos e workshops no LEER. O objetivo deste trabalho é apresentar um descritivo das diferentes atividades realizadas com alunos do Ensino Médio, Graduandos e Pós-graduando, de todas as áreas de conhecimento com foco no conhecimento e uso da energia nuclear em seu amplo contexto de aplicações. A elaboração do material didático compõe conceitos da física nuclear que envolvem parâmetros dos núcleos (tais como: meia-vida, seção de choque, atividade, dentre outros), bem como tópicos que abordam os aspectos relacionados à proteção radiológica, com ênfase na metrologia nuclear das radiações X, gama e nêutrons. A escolha desses tópicos tem como proposta de ensino apresentar o uso da energia nuclear e mostrar seu vínculo com proteção radiológica. São apresentados conceitos de radioproteção de modo a possibilitar ao aluno o conhecimento sobre segurança física para o trabalho com radiação ionizante, de modo a transmitir aspectos da cultura de segurança nuclear. O material didático é adaptado para cada estágio educacional envolvido além de ser constantemente atualizado. Recentemente, fazendo uso das Tecnologias de Informação e Comunicação (TIC), foi criado o site Jovem Cientista (www.jovemcientista.com.br) que auxilia na divulgação deste material didático além de possibilitar a interação com o público em geral.

Metodologia

Experiência com alunos do Ensino Médio: dados experimentais de parâmetros nucleares obtidos no LEER, para compor monografias e dissertação, são utilizados como material didático em sala de aula do Ensino Médio. Esta proposta requer:

- Atuação conjunta do LEER com os Professores, prioritariamente, das áreas de Física, Matemática e Informática das escolas de Ensino Médio participantes;
- Utilização de programas de computadores disponíveis na rede pública;
- Desenvolvimento de textos didáticos para abordagem em sala de aula.

Esta proposta didática foi implantada, pela primeira vez, em 2011 para alunos do 3º ano do Ensino Médio. Já foram realizadas atividades em sala de aula envolvendo medidas de radiatividade natural, meia-vida, datação de fóssil, dentre outras. Inicialmente dimensionada para 2 meses a proposta foi ampliada para realização semestral, sendo aprimorada constantemente. Com o crescente interesse de alunos e professores de outros estágios, as propostas foram sendo ampliadas e hoje são disponibilizadas para todos os estágios do Ensino Médio e encontram-se disponíveis no LEER para toda Rede Pública.

Experiência com alunos da Graduação: são realizadas atividades práticas com alunos selecionados das universidades parceiras dos projetos de pesquisas em andamento no LEER. A proposta engloba cursos práticos direcionados a aplicação da radiação em diversas áreas, tais como, saúde, meio ambiente, dosimetria, dentre outras. Esta proposta didática foi implantada pela primeira vez em 2015 no LEER, com o apoio do CNPq, e já teve a participação de graduandos de diversas áreas (Biomedicina, Engenharia Farmácia, Física, Matemática, Medicina, Química) bem como de alunos que atuam no âmbito da área técnica (radiologia, medicina nuclear, segurança nuclear). Atualmente, a procura para participar dessas atividades práticas é muito grande e já desperta o interesse de alunos que atuam em ciências humanas.

Experiência com alunos da Pós-Graduação: os doutores que atuam no LEER, bem como os professores colaboradores, participam da elaboração de material didático, bem como na preparação de seminários e vídeos, compondo o material empregado nas atividades práticas que ocorrem nas dependências do LEER.

Experiência com o público em geral: ocorre pelo site Jovem Cientista (www.jovemcientista.com.br) que possibilita dialogar sobre temas relacionados ao conhecimento (uso e segurança) da energia nuclear. O conteúdo do site envolve 4 menus: CURIOSIDADES, REPORTAGENS, ENTREVISTAS e o MINUTO NUCLEAR, sendo que, todo material produzido é disponibilizado em várias mídias sociais, como: o canal do YouTube (Jovem Cientista); o perfil no Instagram (@jovemcientista.com.br) associado a uma página no Facebook (@jovemcientista.com.br); o perfil no TikTok (@jovemcientista.com.br) e ainda pelo LinkedIn e Twitter no perfil dos editores do site. Além disso, o site disponibiliza um canal de comunicação com os editores para esclarecimentos de dúvidas, para avaliar as sugestões de temas sugeridos para os menus disponíveis, bem como atender as sugestões de nomes de profissionais experientes para discutir as questões relacionadas as áreas de atuação e perspectivas.

Resultados

A proposta de levar ao âmbito acadêmico tópicos relacionados a proteção radiológica tem-se mostrado bastante positiva, pois amplia a visão do aluno, independentemente de seu estágio educacional, no que diz respeito aos cuidados e diretrizes já existentes para a monitoração da radiação ionizante nas diversas áreas de utilização da energia nuclear. No âmbito do Ensino Médio, a possibilidade de introduzir conceitos em proteção radiológica contribui para uma divulgação positiva do uso de energia nuclear. A proposta para graduandos, com foco em atividades práticas no LEER, é bastante atrativa e a procura é crescente, o que motiva a elaboração de novos temas. Além disso, a possibilidade de usar TIC para divulgar temas diversos e correlacionados com o uso da energia nuclear tem se mostrado positiva tanto no âmbito acadêmico como com o público em geral, em função o número de acessos e das interações que ocorrem com as diferentes mídias sociais vinculadas ao site Jovem Cientista.

Conclusão

A experiência adquirida pelo LEER nesta última década de atuação, nos diferentes estágios acadêmicos, enfatiza que a proposta de levar tópicos vinculados ao uso de energia nuclear, bem como apresentar os aspectos da cultura de segurança nuclear, auxilia na sua disseminação positiva. Além disso, a possibilidade de dialogar sobre esses temas, com o público em geral, fazendo uso das redes sócias vinculadas ao site jovemcientista.com.br, compõe um modelo eficiente de comunicação.

International Joint Conference Radio 2022

Sobre compromisso com a divulgação científica para todos: uma visão deturpada, diante de um passado inolvidável, produzida pela mídia e o papel da divulgação científica pela Engenharia Nuclear da Universidade Federal do Rio de Janeiro

Xavier^a T. S. S. H., Silva^b G. C., Pennafirme^a S., Lima^a I.

^aPrograma de Engenharia Nuclear/Universidade Federal do Rio de Janeiro, Av. Horácio Macedo, 2030 - Bloco G, Sala 206 - Cidade Universitária da Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro - RJ, 21941-914

^bDepartamento de Engenharia Nuclear/Universidade Federal do Rio de Janeiro, Av. Horácio Macedo, 2030 - Bloco G, Sala 206 - Cidade Universitária da Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro - RJ, 21941-914

thaishauradou@coppe.ufrj.br, gabrielycarvalho@poli.ufrj.br

Introdução:

Quando o público em geral escuta/lê “Nuclear”, as primeiras intuições que vem à mente são negativas, logo são remetidos, pelo cérebro humano, os acidentes radioativos já ocorridos, como: Three Mile Island, em Philadelphia nos Estados Unidos da América (EUA); Chernobyl, em Oblast de Kiev, na Ucrânia (na época, o território fazia parte da União das Repúblicas Socialistas Soviéticas); Fukushima, em Fukushima no Japão; e o de Goiânia com Césio-137, em Goiânia no Brasil; bem como as bombas nucleares utilizadas na Segunda Guerra Mundial nas cidades de Hiroshima e Nagasaki^{1,2}. no Japão, pelos EUA. Somando essas terríveis lembranças ao alto custo de operação e à questão do armazenamento de rejeitos radioativos, a energia nuclear acaba adquirindo um papel de vilão aos olhos da sociedade². Tendo isso, a divulgação das atuais aplicações das Ciências e Tecnologias (C&T) Nucleares se faz imprescindível, essa deve zelar pela alfabetização científica do público leigo, com uma comunicação menos formal - em comparação a linguagem acadêmica, ou seja, com a proposta de substituir sempre que possível os jargões técnicos -, pois carece ser feita de forma a aproximar o público de quem produz ciência³. Ante o exposto, o Departamento de Engenharia Nuclear (DNC) e o Programa de Engenharia Nuclear (PEN) da Universidade Federal do Rio de Janeiro vem realizando uma série de projetos e atividades visando a disseminação das C&T Nucleares.

Nesse artigo, pretende-se discutir e evidenciar a suma importância da difusão científica, em especial para o setor nuclear. Apontando a distorção midiática e a influência da mesma sobre a construção do senso comum na contemporaneidade. Estudando o pensamento social e reiterando a importância e os resultados entregues pelos projetos da Engenharia Nuclear da Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ).

Metodologia:

Essa pesquisa é fundamentada nas baixas da aceitação popular quanto às Ciências e Tecnologias (C&T) Nucleares no Brasil e procura fazer uma análise não somente quantitativa, mas também qualitativa da efetiva percepção popular sobre a área. Uma pesquisa será passada entre cerca de 100 pessoas leigas sobre o setor e evidenciaremos os pontos positivos e negativos presentes no senso comum nacional. A partir disso, uma análise sobre a influência das grandes mídias será empregada com enfoque na explicação dos "porquês" das dificuldades sofridas para que o setor seja aceito popularmente. Além disso, o “paper” trará a participação dos discentes dos cursos de graduação e pós-graduação da Engenharia Nuclear/UFRJ em projetos e atividades que buscam propagar os benefícios propiciados pela área para a sociedade, demonstrando as verdadeiras adversidades de se falar sobre um assunto que ainda é considerado um tabu.

Em 2020, o Departamento de Engenharia Nuclear/UFRJ (DNC) criou um projeto de extensão, o Canal Irradiação no YouTube, com a proposta de tratar de assuntos técnicos de maneira informal e levar conhecimento científico para todo o Brasil. Ademais, o DNC promove a Semana de Engenharia Nuclear que visa mostrar aos discentes de outros setores as vantagens das C&T Nucleares. Em 2021, o Programa de Engenharia Nuclear/UFRJ (PEN) reuniu um grupo de voluntários para realizar divulgações do setor nuclear em diversas redes sociais, dentre elas estão: Facebook, Instagram, LinkedIn, Twitter e YouTube, visando intensificar a imagem dos cursos e as pesquisas nacionais nucleares. O PEN ainda promove eventos internos mensais que trazem especialistas para falar sobre suas façanhas para todo o corpo da universidade. Em comunhão, a Engenharia Nuclear/UFRJ organiza o World Nuclear Energy Day no Brasil, que engaja o público leigo com idas a locais públicos para espalhar conhecimento científico, além da organização de um evento no dia 2 de dezembro todos os anos.

A metodologia empregada é baseada na análise dos resultados desses projetos realizados pela Engenharia Nuclear/UFRJ. E, posteriormente, a análise qualitativa dos discernimentos da população brasileira sobre a área em questão.

Resultados:

Como proposto no desenvolvimento deste “paper”, a aceitação popular do setor nuclear sofre embargos midiáticos, culminando num senso comum de caráter negativo perante ao mesmo. Isso pôde ser atestado através da pesquisa, composta por uma série de questionamentos, realizada com pessoas leigas em relação à área.

Nossos projetos mais internos, culminaram em resultados extremamente positivos em relação ao envolvimento dos alunos de início de graduação, o alcance proporcionado pelas mídias sociais se mostrou relevante no aumento do número de participantes nos eventos. Além da crescente na participação de discentes de outros cursos.

Já eventos e atividades destinados ao público em geral, são muito bem aceitos e mostram cada vez mais interesse da população para ouvir e aprender sobre as Ciências e Tecnologias Nucleares.

Conclusões:

Muitos são os estudos sobre a atuação da grande mídia sob as grandes massas. É consenso que hoje o senso comum popular é ditado pela voz - gritante - da imprensa. Para o setor nuclear essa voz soa como ruído. Por isso, é primordial a realização de ações de divulgação das Ciências e Tecnologias Nucleares (C&T), buscando intensificar o conhecimento quanto aos benefícios das mesmas. Com o intuito, também, de gerar uma reação em cadeia que propicie o aumento dos investimentos no setor.

A pesquisa implementada neste “paper” reafirma a má distribuição de conhecimento científico na sociedade brasileira e, a partir disso, podemos apontar os déficits no entendimento sobre a área e, então, optar por solucioná-los através de nossos projetos já implementados. Além de servir de base para a criação de outros projetos pelo Brasil e pelo mundo.

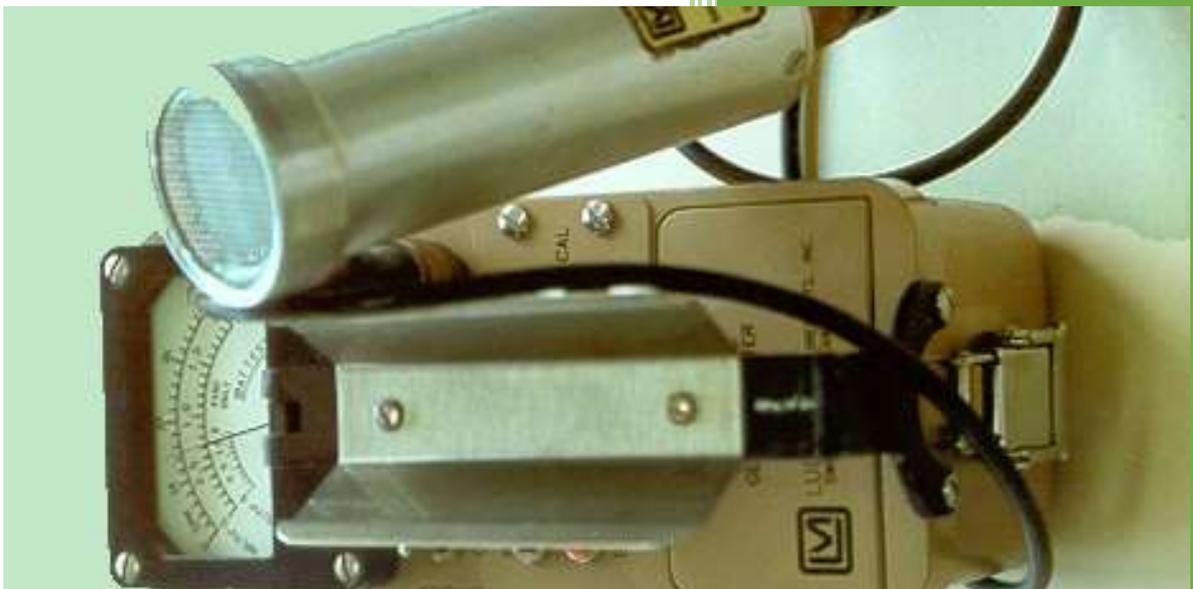
Neste quesito, as estratégias de comunicação apresentadas neste artigo configuram um cenário auspicioso para a difusão científica. Apesar disso, os dados coletados nesta pesquisa servirão de base para muitos aprimoramentos. Na Era Digital, a demanda por acesso ao conhecimento cresce exponencialmente, é dever dos pesquisadores entregarem conhecimento qualificado e acessível para toda a população. Os benefícios das C&T Nucleares devem ser veiculados em massa para fazer frente à memória - irreparável - dos acidentes e ataques bélicos, já que pela voz de muitos “O futuro é nuclear”.

Referências:

1. MACHADO TB. Desafios de Comunicação na Perspectiva da Área Nuclear no Brasil. Intercom - 40º Congresso Brasileiro de Ciências da Comunicação. 2017.
2. ZARUR, RR., COSTA, MAN. COMO MELHORAR A ESTRATÉGIA DE COMUNICAÇÃO DA QUESTÃO NUCLEAR NO BRASIL. IX Simpósio de Excelência em Gestão Tecnológica. 2012.
3. BUENO, WC. Comunicação científica e divulgação científica: aproximações e rupturas conceituais. Informação & Informação, 15.

Livro de RESUMOS

Instrumentação nuclear e dosimetria



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Elaboração de referências para grandezas físicas e de radioproteção para fonte de ^{252}Cf moderada em água leve

Gonçalves^a A. S., Silva^a F. S., Silva^a A. C. F., Fonseca^a E. S., Patrão^a K. C. S.,
Martins^a M. M., Pereira^a W. W.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD/CNEN

Av. Salvador Allende, 3773 - Barra da Tijuca, Rio de Janeiro - RJ, 22780-160
angela.souzagon@gmail.com

INTRODUÇÃO

A espectrometria de nêutrons tornou-se uma importante ferramenta para avaliação de problemas relacionados a dosimetria de nêutrons. Sem informações sobre o espectro de nêutrons a que estão expostos os indivíduos, nenhuma avaliação exata pode ser feita a partir das medições dos monitores de área ou dos monitores individuais [1]. Os coeficientes de conversão da fluência de nêutrons para $H^*(10)$ e $Hp(10)$, variam de acordo com a energia dos nêutrons, podendo resultar em altas ou em baixas doses [2]. Este trabalho tem como objetivo apresentar a importância da elaboração de referências para medidas da fonte de ^{252}Cf com e sem moderação, demonstrando a influência da fluência e da energia nas variações para $H^*(10)$ e $Hp(10)$.

METODOLOGIA

As medições experimentais foram realizadas no Laboratório de Baixo Espalhamento (LBE), que fica situado no Laboratório de Metrologia de Nêutrons (LN) pertencente ao Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD). A técnica utilizada para detectar os nêutrons consiste em operar um detector cintilador de iodeto de lítio (LiI) dopado com európio, inserido no centro de diversas esferas de polietileno com diâmetros de: 5,08 cm (2”), 7,62 cm (3”), 12,70 cm (5”), 20,32 cm (8”), 25,40 cm (10”) e 30,48 cm (12”). Estas esferas compõem o Espectrômetro de Multiesferas de Bonner (EMB), que é uma das técnicas mais precisas e confiáveis para medição da taxa de fluência de nêutrons para diferentes energias[1].

A distância entre a fonte e o detector foi invariavelmente, para todas as medições, de 100 centímetros (1 metro), as primeiras medições se deram com a fonte livre alinhada ao centro do detector, em seguida o mesmo processo foi utilizado para as medições com a fonte moderada. Para que houvesse a moderação dos nêutrons, foram utilizadas duas esferas de aço inoxidável, de 16 cm e 20 cm de raio, preenchidas com água destilada. Foi produzida uma proteção em acrílico transparente, com tampa rosqueável, para proteger a fonte e possibilitar o seu ajuste dentro da esfera, o sistema completo é apresentado na Figura 1.

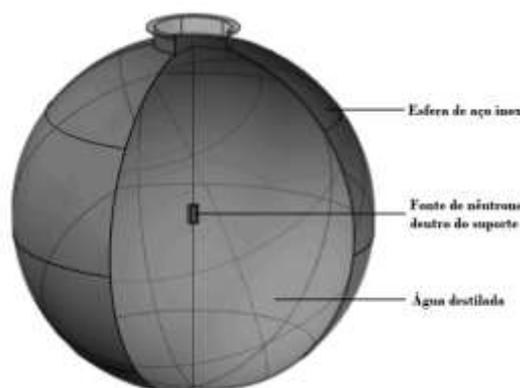


Figura 1: Modelo representativo da esfera moderadora com fonte inserida.

Em seguida, o mesmo processo se deu por meio de simulações utilizando o código de transporte de radiação MCNP (versão 2.7), que embora não seja a versão mais atual é a que o laboratório possui disponível para uso. O sistema foi reproduzido levando em consideração todos os materiais utilizados (fonte, detector, EMB e esferas moderadoras) além de seguir os mesmos parâmetros empregados nas medições dentro do laboratório, Figura 2.



Figura 2: Modelo representativo da simulação com sistema montado a 1 metro do detector

Após as simulações, as contagens obtidas pelas esferas do EMB foram processadas utilizando o método de redes neurais do programa NeuraLN [3], o espectro de nêutrons foi gerado possibilitando a aquisição de demais valores como energia média, taxa de fluência, $H^*(10)$ e $H_p(10)$.

RESULTADOS

Devido à interação dos nêutrons de menor energia emitidos pela fonte e sua absorção pelos átomos de hidrogênio presentes na água contida nas esferas de aço moderadoras, observa-se através da fluência, o processo de moderação, que neste caso criou uma redução nos nêutrons rápidos e uma redistribuição para a faixa epitérmica, Figura 3.

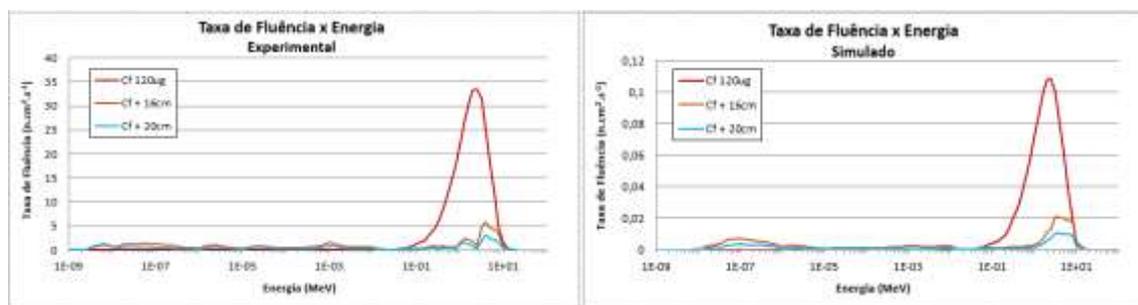


Figura 3: Espectros obtidos por meio do programa NeuraLN para medições com a fonte de ^{252}Cf .

Por meio dos resultados obtidos da fluência e através do programa NeuraLN houve a construção das referências pretendidas, apresentadas na Tabela 1.

Tabela 1: Referências para grandezas físicas e de radioproteção

^{252}Cf	Energia Média		Taxa de Fluência		Taxa $H^*(10)$		Taxa $H_p(10;0^\circ)$	
	E (MeV)		ϕ' (d) ($\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)		$H^*(10)$ ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)		$H_p(10,0)$ ($\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$)	
	Simulação	Experimental	Simulação	Experimental	Simulação	Experimental	Simulação	Experimental
Esfera								
0 cm	2,097±0,105	2,063±0,103	309,019±15,451	309,019±15,451	432,616±21,631	432,520±21,626	449,285±22,464	449,088±22,454
16 cm	1,886±0,0943	1,635±0,082	98,724±0,016	89,860±4,493	72,928±0,012	61,612±3,081	76,522±0,013	64,504±3,225
20 cm	1,960±0,0980	1,505±0,0753	49,274±0,008	54,405±2,720	0,123±0,006	35,892±1,795	0,129±0,006	37,529±1,876

Observa-se na Tabela 1 que os valores para $H^*(10)$ e $H_p(10)$ variam para a mesma fonte de acordo com a sua moderação, demonstrando que os valores da fluência influenciam diretamente nos valores das doses.

CONCLUSÃO

Para calibrar um monitor de nêutrons é necessário um campo de radiação padronizado, devido esta necessidade, foram desenvolvidas referências para representação das grandezas operacionais para nêutrons com fluências distintas, devido a moderação da fonte. Assim, auxiliando na ampliação da capacidade de medição de nêutrons em diversas faixas de energias, melhorando a dosimetria para nêutrons.

REFERÊNCIAS

- [1] AZA, E. et al., 2016. A Bonner Sphere Spectrometer for Pulsed Fields. Radiation Protection Dosimetry. Vol. 168, No 2, pp. 149-153
- [2] LNMRI, Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes. Grandezas e Unidades para Radiação Ionizante (Recomendações e definições). Rio de Janeiro, 2011
- [3] LEMOS, R. M., 2009. Desdobramento de Espectros de Nêutrons Utilizando o Método de Monte Carlo e Redes Neurais. Tese de D.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Caracterização do campo de nêutrons externos ao fluxo térmico padrão 1 do Laboratório de Metrologia de Nêutrons do IRD para testes de equipamentos na grandeza equivalente de dose ambiente $H^*(10)$

Farage^{a,b} H. M. A., Fernandes^{a,b} S. S., Ferreira^b, A. C., Gonçalves^b A. S., Patrão^b K. C. S.,
Fonseca^b E. S., Pereira^{a,b} W. W.

^a Fundação Técnico-Educacional Souza Marques, 21310-310, Rio de Janeiro-RJ, Brasil

^bInstituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD/CNEN

Av. Salvador Allende, 3773 - Barra da Tijuca, Rio de Janeiro - RJ, 22780-160

hasnamiranda@gmail.com

INTRODUÇÃO

O Laboratório de Metrologia de Nêutrons – LN, tem como missão a disseminação de campos de nêutrons de referência [1]. Sabendo que os equipamentos de monitoração de área ou individuais, são demasiadamente dependentes da energia, torna-se necessário o conhecimento da faixa energética ao qual os nêutrons se encontram [2]. Neste estudo, a fluência de nêutrons térmicos é mapeada utilizando fontes de radioisótopos em um dispositivo térmico apropriado chamado de Fluxo Térmico 1 – FT1, que apresenta facilidade de utilização e uma fluência de nêutrons térmicos estável [3]. Este trabalho tem como objetivo apresentar campos de referência para calibrações de equipamentos por meio do levantamento do campo externo ao FT1, mapeando as grandezas da fluência e do equivalente de dose ambiente $H^*(10)$ para diversas distâncias.

METODOLOGIA

As medições experimentais foram realizadas no Laboratório de Fluxo Térmico (LFT), que fica situado no LN pertencente ao Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD). O FT1 tem formato de uma caixa contendo materiais moderadores de nêutrons (grafite/parafina), Figura 1, e apresenta uma densidade de fluxo térmico de aproximadamente 1×10^3 n/cm² no interior do canal de irradiação [1].



Figura 1: Fluxo Térmico 1 dentro do LFT.

A metodologia utilizada para os levantamentos do equivalente de dose ambiente $H^*(10)$ e da radiação de fundo utilizou dois monitores de área, WEND II e FHT, figura 2. Para cada levantamento o monitor foi posicionado inicialmente a 50 cm de distância do FT1 e gradualmente distanciado até 150 cm, com uma variação de 10 cm em 10 cm para cada posição. Foi utilizada uma fonte de nêutrons de ²⁴¹AmBe de 185GBq inserida no FT1 para obtenção do $H^*(10)$, entretanto para a obtenção da radiação de fundo o mesmo esquema foi utilizado sem a fonte.



Figura 2: Vista frontal WEND II e vista lateral FHT posicionados em frente ao FT1.

Após as medições, os dados obtidos foram trabalhados para obtenção das curvas de interesse para cada monitor utilizado.

RESULTADOS

O FT1 necessita de novas medições para utilização de suas potencialidades em região externa ao canal de irradiação e caracterização metrológica de seus campos externos, sendo assim a partir dos valores de referência $H^*(10)$ obtidos com os monitores de área para nêutrons é possível caracterizar o campo de nêutrons térmicos. Por meio dos valores trabalhados é possível obter um gráfico, Figura 3, com os valores para o campo de referência.

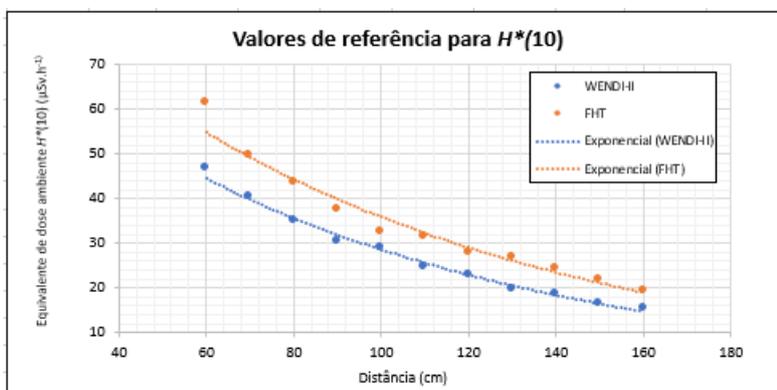


Figura 3: Valores de referência das taxas de equivalente de dose ambiente $H^*(10)$ em função da posição da face frontal do FT1.

CONCLUSÃO

A caracterização do campo externo de nêutrons em uma faixa de distância da face frontal habilita o uso do FT1 para o teste de diversos dispositivos voltados a medição da grandeza taxa equivalente de dose ambiente $H^*(10)$.

REFERÊNCIAS

- [1] - LNMRI, Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes. Grandezas e Unidades para Radiação Ionizante (Recomendações e definições). Rio de Janeiro, 2011
- [2] - FREITAS, B. M. Estudo da contribuição de espalhamento na determinação do valor do equivalente de dose individual para irradiações de monitores individuais de nêutrons em fontes de $^{241}\text{AmBe}$ no salão de baixo espalhamento do laboratório de nêutrons do laboratório nacional de metrologia das radiações ionizantes. Monografia, UFRJ/COPPE, Brasil, 2012.
- [3] – ASTUTO, A. FREITAS, B. M. Estudo da contribuição de espalhamento na determinação do valor do equivalente de dose individual para irradiações de monitores individuais de nêutrons em fontes de $^{241}\text{AmBe}$ no salão de baixo espalhamento do laboratório de nêutrons do laboratório nacional de metrologia das radiações ionizantes. Monografia, UFRJ/COPPE, Brasil, 2012.

International Joint Conference Radio 2022

Detectores de germânio hiper-puro para o teste de qualidade de tecidos não tecidos (tnt) e o seu grau de resistência ao uso

Almeida^a I. L., Arruda^a C. A., Magalhães, M.R.L., França^a E. J.

^a Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE) Av. Prof. Luís Freire, 200 - Curado, Recife - PE, 50740-437
ilas.ianalmeida@gmail.com

Introdução:

A atual pandemia proveniente do SARS-CoV-2, é um problema de saúde mundial, que teve seu início na China no final do ano de 2019. O surto começou na cidade Chinesa de Wuhan, a cidade chegou a ser isolada diante da problemática da doença, ainda assim a doença avançou numa escala global, que tiveram seu sistema de saúde posto à prova diante das enfermidades oriundas do Vírus de etiologia SARS-CoV-2 (HE, Xi et al., 2020). E para sua prevenção é necessário além do distanciamento social o uso de EPI's como recomenda a Organização Mundial da Saúde - OMS. [1] [2]

O reuso de EPI's tornou-se algo comum durante a pandemia do COVID-19, devido a demanda atual por esses equipamentos, visando o combate à pandemia. Porém não se tem uma noção do quanto esses equipamentos suportam, quantos ciclos de uso é o ideal para cada um destes, bem como qual o melhor material.

Conforme a norma NBR-13370, tecido não tecido é uma estrutura plana, flexível e porosa, constituída de véu ou manta de fibras ou filamentos, orientados direcionalmente ou ao acaso, consolidados por processo mecânico (fricção) e/ou químico (adesão) e/ou térmico (coesão) e combinações destes. Assim o trabalho visa, criar um parâmetro de controle, determinando o quanto de ciclos equipamentos como máscaras e jalecos feitos de TNT suportam. [3]

Metodologia:

A metodologia segue uma ordem de testes e simulações, buscando trazer um parâmetro de estresse do tecido e do material como um todo, a cada ciclo de uso, lavagem e secagem, o recorte da máscara será posto no detector de germânio hiper-puro, sendo exposto, durante o experimento, a uma fonte como Cs137 e Co60, por exemplo.

Porções das amostras de tecidos serão transferidas para lâminas de vidro, sendo expostas durante o teste a radiação provenientes de uma fonte de Europio-152 por um tempo de 2000 segundos. A radioatividade referente aos isótopos provenientes da fonte será analisada por Espectrometria Gama de Alta Resolução com detector HPGe da Camberra, modelo GC2018. O tempo de medição será definido após testes de calibração com a fonte em suspensão. Detalhes da metodologia podem ser consultados em Paiva et al. (2017). [4]

Deste modo este estudo busca aplicar esforços conjuntos para o combate à COVID-19 a partir de estudos do uso e reuso das máscaras confeccionadas em TNT, traçando um parâmetro de qualidade diante de padrões específicos para o reuso das máscaras utilizando HPGE germânio.

Resultados:

A quantidade de dados gerada por esse ensaio ultrapassou 1.000.000 de registros de contagens para as amostras de camadas internas e externas e filtros. Após as análises no The Unscrambler (CAMO Software), observa-se que, a região representada, corresponde aos canais de 500 a 1400, e justamente foi a região responsável pelas diferenças encontradas. [5]

Os resultados da Análise por Componentes Principais, indicaram o agrupamento entre os resultados dos fragmentos para brancos e máscaras utilizadas por 12, 24 e 36 horas.

Figura 1– espectros de radiação gama entre os canais 400 (100 keV) a 1600 (1200 keV) para os filtros de máscara nova (B_01_103_F), utilizada por 12 horas (12h_F6), 24 horas (24h_F1) e 36 horas (36h_F6)

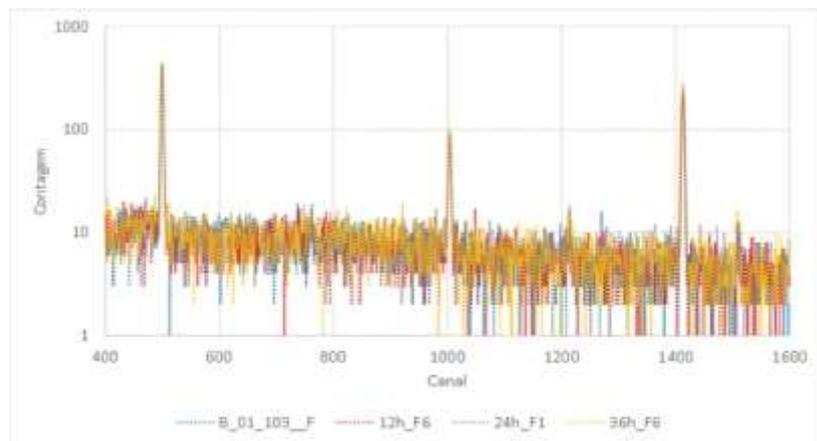
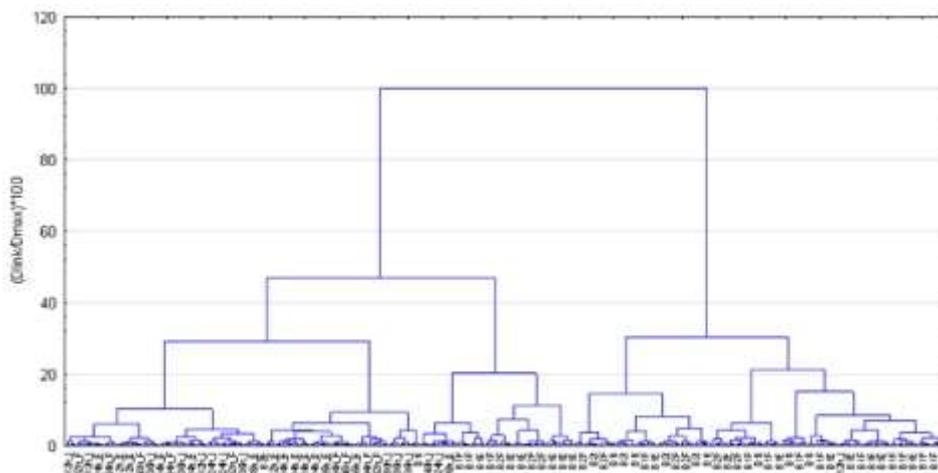


Figura 2– Dendrograma para os resultados da análise por componentes principais. Os tratamentos são identificados pelo uso (0 – B, 12, 24 ou 36 horas), seguido pela camada (I = interna, F = filtro, E = externa).



Conclusões:

Os resultados do ensaio não destrutivo apontaram para alterações nas camadas internas e externas e filtros das máscaras em uso prolongado. O fato de amostras da camada externa de um grupo de amostras do branco estarem agrupadas com as amostras pode indicar que essas amostras já sofreram algum estresse nas fibras. Todavia, os resultados desses ensaios indicaram, ainda mais, a necessidade de cuidado no manejo das máscaras em uso prolongado. O ensaio não destrutivo a partir de radiação gama foi capaz de identificar alterações nas camadas internas e externas e filtros de máscaras utilizadas por 12, 24 e 36 horas.

Referências:

- [1] HE, X.; LAU, E. H. Y.; WU, P.; DENG, X.; WANG, J.; HAO, X.; LAU, Y. C.; WONG, J. Y.; GUAN, Y.; TAN, X. Temporal dynamics in viral shedding and transmissibility of COVID-19. *Nature Medicine*, [S.L.], v. 26, n. 5, p. 672-675, 15 abr. 2020. Springer Science and Business Media LLC. <http://dx.doi.org/10.1038/s41591-020-0869-5>.
- [2] WORLD HEALTH ORGANIZATION - WHO. Rational use of personal protective equipments for coronavirus disease (COVID-19). Interim guidance. World Health Organization, 2020. Disponível em: https://apps.who.int/iris/bitstream/handle/10665/331215/WHO-2019-nCov-IPCPPE_use-2020.1-eng.pdf?sequence=1&isAllowed=y.
- [3] ABNT - Associação Brasileira de Normas Técnicas – Não tecido - Terminologia ABNT NBR 13370:2017
- [4] DE PAIVA, JOSÉ DANIEL S.; SOUSA, EVELY E.; DE FARIAS, EMERSON EMILIANO G.; CARMO, ANDRIUS M.; SOUZA, EBENEZER M.; **DE FRANÇA, ELVIS J.** Natural radionuclides in mangrove soils from the State of Pernambuco, Brazil. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry (Print)*, v. 307, p. 883-889, 2016.
- [5] CAMO SOFTWARE AS. *The Unscrambler Methods*. Montclair: Camo Software As, 2006. 288 p.

International Joint Conference Radio 2022

Estudo de Homogeneidade em Candidato a Material de Referência para Medidas de Concentração de Atividade de ^{40}K , ^{226}Ra e ^{228}Ra em Matriz de Areia Rica em Monazita

Marques^{ab} B. R., Filgueiras^a R. A., Silva^a A.X.

^a UFRJ, Av. Horácio Macedo, 2030, Bloco G - Sala 206 - CT, Cidade Universitária, Rio de Janeiro, RJ

^b IFRJ, Rua Antônio Barreiros, 212, Nossa Senhora das Graças, Volta Redonda, RJ

bianca.marques@ifrj.edu.br

Introdução

As areias do município de Guarapari localizado no estado do Espírito Santo, Brasil, são conhecidas por sua concentração de ^{232}Th acima da média, por isso, essas areias sempre despertaram interesse científico. Inclusive essas areias ricas em monazita utilizada durante o Projeto Manhattan, já que através delas foi possível produzir ^{233}U , utilizado no passado em bombas nucleares. Apesar de muito estudada, não existe uma referência metrológica (padrão) para esse tipo de areia. O padrão é importante para garantir a rastreabilidade, comparabilidade e confiabilidade aos valores estudados. Assim, o presente estudo visa criar um padrão de areia rica em monazita.

Materiais de Referência Certificados (MRC), ou ainda, simplesmente, Padrões, são materiais destinados à análise ou ensaio acompanhados por um certificado, com um ou mais valores de propriedade, certificados por um procedimento que estabelece sua rastreabilidade à obtenção exata da unidade na qual os valores da propriedade são expressos, com cada valor certificado acompanhado por uma incerteza para um nível de confiança estabelecido².

O MRC tem múltiplas utilidades dentro de um laboratório, sendo que dentre as várias possibilidades, as que mais se destacam são: a calibração e controle metrológico de equipamentos, a verificação da exatidão e da precisão de métodos analíticos, a validação de métodos e a garantia da qualidade dos resultados.

Um MRC é considerado homogêneo em relação a uma determinada propriedade, se a diferença entre os valores desta propriedade entre as diferentes porções do material é desprezível se comparada com uma das componentes de incerteza do material, como por exemplo, a caracterização (estudo que se determina os valores de propriedade). A homogeneidade é uma das mais importantes características do MRC. Ela é definida como o grau com que uma propriedade é aleatoriamente distribuída pelo material. Na prática um MR só é suficientemente homogêneo quando o conteúdo dos seus diversos frascos não difere entre si o bastante para afetar seus usos previstos no Guia 33.³

No entanto, ao optar pelo uso de um MRC de espectrometria gama nos deparamos com a escassez que existe no mercado nacional e a importação desses padrões normalmente tem um custo alto para o laboratório de pesquisa.

Um forte desafio para um MRC de areia monazítica é a heterogeneidade encontrada nesse tipo de materiais: níveis de atividade dos radionuclídeos, solos, minerais e afins.

O objetivo desse trabalho é estudar um candidato a MRC em areia naturalmente radioativa focando na etapa crucial e complexa da certificação, que é a homogeneidade do material.

Metodologia

As amostras de areias ricas em monazita foram coletadas na Praia Preta, Guarapari – ES (Brasil), em três pontos diferentes, no meio da praia (entre o mar e a estrada). As amostras foram coletadas descartando-se os primeiros 12 cm, a fim de evitar contaminações das amostras, como materiais orgânicos existentes na praia e até asfalto.

Após a amostragem, a areia foi seca por 24 h numa estufa a 110 °C. O envase foi realizado em potes de polietileno de alta densidade similares a do MRC de solo, do fabricante EVA, que será usado para as próximas etapas de certificação do candidato a MRC. Os potes foram enumerados em ordem de envase.

Após essa etapa as amostras foram fechadas por meio de tampa com rosca do mesmo material do pote. As amostras foram deixadas em repouso por, no mínimo, 30 dias para o alcance do equilíbrio secular. A fim de garantir a estanqueidade do pote e evitar fuga do gás radônio a tampa do recipiente recebeu ainda uma fita adesiva. Além disso, o recipiente foi envolvido em filme de PVC.

Foram escolhidos três potes aleatórios, medidos em duplicata, por meio do detector de germânio hiperpuro (HPGe) 30% de eficiência por 4 horas. Foi realizado um estudo anterior realizando contagem por 13 h. Verificou-se que

com 4 h teríamos um erro na área de $\pm 5\%$ para o ^{40}K de (radionuclídeo de menor concentração e maior erro). Esse erro foi considerável aceitável para os estudos iniciais de homogeneidade. A atividade específica do ^{40}K foi obtida por meio do seu fotopico de 1.460,8 keV

Resultados

Nesse primeiro momento, planejamos estudar os seguintes Radionuclídeos: ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra . Nas tabelas abaixo encontram-se os valores obtidos.

Tabela 1 – Apresenta os valores de concentração de atividades encontradas (em Bq/kg) nas amostras para o estudo da homogeneidade.

Amostra	^{40}K (1460,8 keV)	^{226}Ra (609,3 keV)	^{228}Ra (911,6 keV)
1	36,91	41,95	169,07
1	29,86	39,91	168,26
2	28,01	43,82	190,28
2	31,63	45,63	190,38
3	38,25	45,06	180,64
3	34,42	44,62	186,82

Após os resultados foi realizado o teste de análise de variância (ANOVA) para verificação do grau de homogeneidade da amostra. Somente o ^{228}Ra apresentou-se homogêneo para o teste com o $F_{\text{calculado}}$ de 9,55 menor que o F_{tabelado} de 38,11, apresentando cerca de u_{hom} 1,72%. Os demais radionuclídeos tiveram seu $F_{\text{calculado}}$ maior que o F_{tabelado} . Portanto, foi calculado coeficiente de variação (CV%) na amostra, que seria o grau de heterogeneidade aceitável para a mesma com base na incerteza estimada para o MRC. Os dados estão apresentados na Tabela 2, onde Valor é a média da atividade encontrada nas amostras e U é a incerteza estimada do candidato a MRC.

Tabela 2 – Apresenta os valores de propriedade e estimativa de incerteza do candidato a MRC que não apresentaram homogeneidade na ANOVA.

Radionuclídeo	Valor em Bq/kg	U Bq/kg	U %	CV %
^{40}K	33,18	9,95	20	12,61
^{226}Ra	43,51	8,70	10	9,93

Observa-se que a incerteza calculada com base na heterogeneidade da amostra engloba em média metade da incerteza total esperada para o MRC.

Conclusão

Com os dados apresentados acima, verificou-se que precisamos rever o planejamento inicial, já que o estudo mostra a não homogeneidade do candidato a MRC (exceto para o ^{228}Ra). Será ampliado o número de amostras estudadas e o número de replicatas, a fim de diminuir a variação encontrada. Caso, mesmo assim o material se encontre não homogêneo iremos fazer um novo levantamento bibliográfico de como minimizar ao máximo a heterogeneidade da areia, interferindo minimamente na mesma para que seja o mais perto da realidade possível e que o usuário do MRC não necessite de equipamentos e tratamentos custosos para tratar sua amostra, tal como a moagem da amostra

Referências

- 1- INMETRO. <http://www.inmetro.gov.br/metcientifica/mrc.asp>
- 2- ABNT ISO Guia 33, Boas Práticas no Uso de Materiais de Referência, 2019.
- 3- ABNT ISO Guia 35, Materiais de referência – Guia para caracterização e avaliação da homogeneidade e estabilidade, 2020.

International Joint Conference Radio 2022

Metodologia para determinação de radônio e torônio e de seus produtos do decaimento radioativo

Vilar P^a. Curzio^b R.C. Santos^a A., Domingos^a D.O., Araujo-Moreira, F.M.

^a Instituto Militar de Engenharia (IME) / Seção de Engenharia Nuclear (SE/07).

Praça General Tibúrcio, 80, 22290-270, Urca, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

^b Instituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN) / Seção de Defesa Radiológica e

Nuclear (SDRN). Avenida das Américas, 28.705,

Guaratiba, 23020-470, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

E-mail: pvgonzales@hotmail.com

Introdução:

Este trabalho desenvolve uma metodologia que possibilita a determinação das concentrações de radônio e torônio e de seus produtos do decaimento radioativo, partindo de um estudo comparativo entre diversas técnicas do método passivo (detecção de traços) e método ativo (técnica dos dois filtros, técnica de kusnetz e outras) fazendo uma análise da presença simultânea dos produtos decaimento radioativo de radônio e torônio no processo de amostragem, por meio de métodos matemáticos e de medidas experimentais. Para atingir esse objetivo, são feitas variações na construção da metodologia utilizada. Com efeito, os resultados experimentais obtidos comprovam as hipóteses assumidas pela nova metodologia.

Metodologia:

Neste trabalho são abordadas técnicas para medição do gás radioativo radônio, que vem apresentando crescente preocupação para ambientes fechados. O radônio (^{222}Rn) e o torônio (^{220}Rn) são produzidos como resultado do decaimento do rádio (^{226}Ra) e do (^{224}Ra) na crosta terrestre, e a partir da interação da radiação cósmica com os gases atmosféricos. Os métodos comumente empregados para detecção de radônio se dividem em métodos do tipo passivo e métodos do tipo ativo.

Em relação ao método passivo, o emprego desta técnica compreende a utilização de dispositivos contendo detectores sensíveis às partículas alfas na região de interesse. O detector mais comumente empregado é o de estado sólido para traços nucleares, também podendo ser utilizados os detectores termoluminescentes ou as emulsões nucleares. Com relação ao método ativo, as principais técnicas referentes a este método compreendem: a técnica de dois filtros, a técnica de Rolle, a técnica de Kusnetz, a técnica das duas contagens e a técnica de medição de radônio em detectores de traço nuclear.

Na técnica de dois filtros, todos seus produtos do decaimento do radônio são coletados do ar amostrado por intermédio de dois filtros no instrumento, e a concentração de radônio é então deduzida da contagem no segundo filtro. O ar é aspirado através de um tubo de metal equipado com um filtro de alta eficiência em cada extremidade. O filtro de entrada remove todas as “filhos” do radônio, admitindo apenas radônio junto com ar no tubo. O radônio decai parcialmente, sendo uma parte desses produtos de decaimento coletada no filtro de saída, e o restante depositado na parede do tubo. Após um curto período de amostragem, o filtro de saída é removido e imediatamente analisado em um contador alfa.

No método Rolle, a contagem se inicia dentro de um intervalo de 1 a 6 minutos de amostragem, dependendo do tempo de contagem em cada medição. Este método sugere um período de 10 minutos para amostragem e contagem, e um atraso de 2,63 min, aumentando com isso sua precisão. Para ambientes contendo apenas produtos do radônio, o método Rolle é preferível, pois ser mais rápido. Geralmente, tempos de atraso mais longos resultam em contagens mais baixas aumentando com isso as incertezas associadas ao processo de medição, além do limiar de detecção. Em relação ao método de Kusnetz, este difere do método Rolle apenas na escolha da amostragem e o número de

contagens realizadas. Já a técnica baseada em duas medidas consiste em um aprimoramento da técnica de uma medida. Apesar de ter menos praticidade, sobretudo por conta da baixa estatística de contagem, apresenta uma melhor precisão.

Em relação à detecção de radônio por meio de detectores de estado sólido de traço nuclear, verifica-se que, quando as partículas alfa do radônio (ou seus produtos de decaimento) colidem com certos tipos de plástico, podem causar danos a esses materiais por conta da interação com a radiação, denominado de traços latentes. Os traços podem ser detectados por ataque químico ou eletroquímico. Um pedaço desse plástico pode ser usado como detector se colocado em um copo com ar contendo radônio por um determinado período. O número de rastros no material é igual ao número de partículas alfa que atingiram o plástico e, portanto, pode estar relacionado à concentração média de radônio. Como esta técnica não requer bombas ou equipamentos eletrônicos, é a maneira menos dispendiosa de medir as concentrações médias de radônio.

Resultados:

Por meio da metodologia ora proposta, combinando diferentes métodos de medição de radônio e torônio, bem como os seus produtos de decaimento, o presente estudo pretende viabilizar maior mobilidade nas técnicas utilizadas na prevenção de incidentes e/ou acidentes envolvendo material radioativo e na preservação ambiental, favorecendo com isso o suporte técnico ao processo decisório quando da ocorrência desses eventos que impactam, em alguma medida, a qualidade do ar atmosférico, e num estágio mais avançado, a saúde do ser humano. Nesse sentido, como resultados advindos desta pesquisa, espera-se a possibilidade de propor novas técnicas para que seja possível controlar a segurança das instalações radiativas e/ou nucleares que manipulam substâncias radioativas que possam causar danos à natureza, mantendo os procedimentos de segurança tanto do indivíduo ocupacionalmente exposto (IOE), como do indivíduo de público.

Conclusões:

A proposição de novas metodologias para determinação de radiações ionizantes fornece subsídios para avaliação dos diferentes níveis de concentração de material radioativo presente no ar atmosférico. Este estudo dedicou-se a apresentar diferentes técnicas para determinação de radônio e torônio, que uma vez combinadas, permitem a identificação da presença dos produtos de seus decaimentos que são, em grande parte, metais pesados, e que podem afetar, em diferentes níveis, a continuidade das atividades de uma instalação radiativa e/ou nuclear. Nesse sentido, espera-se que os resultados a serem apresentados possam confirmar a eficácia da metodologia ora proposta nas medições do gás radônio no ar, em baixas e altas concentrações, por meio da análise dos parâmetros de exatidão, reprodutibilidade e controle das incertezas das medições, compatível com a grandeza analisada, sobretudo nas atividades ligadas ao monitoramento ambiental

Referências:

- [1]. IELSCH, G. Mise au point d'une méthodologie prédictive des zones à fort potentiel d'exhalation du Radon. France, Thèse de Doctorat de l'Université de Bretagne Occidentale. Rapport CEA-R-5968. France (2000).
- [2]. ICRP 65 – Annals of the International Commission on Radiological Protection Publication n.65 – Protection Against Radon-222 at Home and Work (1993).

International Joint Conference Radio 2022

Metodologia de calibração “in situ” de Ativímetros para ^{111}In e ^{123}I

Martins E. W. e Potiens M. P. A.

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Avenida Lineu Prestes, 2242

Cidade Universitária, São Paulo – SP, CEP 05508-000

elainewirney@yahoo.com.br

Introdução

Em um Serviço de Medicina Nuclear (SMN), para a prática de diagnósticos ou terapias, é necessário que haja a confiabilidade no valor de atividade do radiofármaco antes de ser administrado no paciente. Para este fim os ativímetros devem estar bem calibrados, caso contrário podem acrescentar incertezas nas suas medições resultando em diagnósticos duvidosos ou terapias inadequadas. Normalmente os ativímetros estão localizados em áreas controladas, salas quentes, de difícil acesso tanto para a manipulação, quanto para o encaminhamento a um Laboratório de Calibração. Pensando nisso o Laboratório de Calibração de Instrumentos (LCI) do IPEN desenvolveu três metodologias de calibração “in situ” de medidores de atividade em que não há a necessidade de transporte dos equipamentos e sim do radiofármaco utilizado como fonte de referência que foi o ^{99}Tc [1].

O objetivo deste trabalho foi implementar a metodologia que é exclusiva para o controle e calibração dos ativímetros pertencentes ao setor de produção de radiofármacos do Centro de Radiofarmácia (CERAF) do IPEN utilizando os radionuclídeos ^{111}In e ^{123}I .

Metodologia

Desde o desenvolvimento da nova metodologia e a execução do presente trabalho, todas as etapas para a calibração de ativímetros tiveram como base a metodologia aplicada no Laboratório de Padronização Primário National Physical Laboratory (NPL), Inglaterra[2]. O setor de produção do CERAF produz a amostra, realiza a medição em seus ativímetros e depois a encaminha ao LCI para a medição no mesmo frasco. Na sequência é transferido para o frasco de referência para a realização de nova medição.

Foram utilizados:

- ⇒ radionuclídeos de ^{111}In e ^{123}I .
- ⇒ dois tipos de frascos de vidro com geometrias diferentes: o frasco IPEN, utilizado pelo CERAF para produção e comercialização dos radiofármacos e o frasco 10R Schott utilizado pelo National Physical Laboratory, suas características são mostradas na Tabela 1.
- ⇒ três ativímetros da marca Capintec foram avaliados: um pertencente ao LCI (nº de série 252669) e dois ao CERAF (nºs de séries: 252535 e 510191), apresentados na Figura 2.

Tabela 1: Dimensões dos frascos de vidro

Frascos	10R Schott	IPEN
Altura (mm)	45,0 ± 0,5	57,7 ± 0,02
Diâmetro (mm)	24,0 ± 0,2	26,05 ± 0,02
Espessura da parede (mm)	1,00 ± 0,04	1,2 ± 0,02
Volume máximo (ml)	13,5	22,9 ± 0,02

Resultados

Na Tabela 2 são apresentados os valores de medição inicial no frasco IPEN contendo o radionuclídeo ^{111}In .

Tabela 2: Testes realizados com o radionuclídeo ^{111}In – Frasco IPEN

Ativímetro	Atividade Inicial (GBq)
CRC-15 BT (CERAF)	3,93
CRC-25R (CERAF)	3,96
CRC-25R (LCI)	3,99

Após realizadas as primeiras medições para verificar o valor da atividade inicial apresentado em cada ativímetro, o conteúdo foi transferido para o Frasco 10R Schott e em seguida foram realizadas as medições neste frasco e depois no Frasco IPEN novamente, seus resultados são demonstrados na Tabela 3.

Tabela 3: Testes realizados com o radionuclídeo ^{111}In – Frasco 10R Schott

Ativímetro	Frasco 10R Schott (GBq)	Frasco IPEN (MBq)
CRC-15 BT (CERAF)	4,25	64,2
CRC-25R (CERAF)	4,28	63,9
CRC-25R (LCI)	4,31	63,6

Para as medições com o radionuclídeo ^{123}I o CERAF disponibilizou as amostras em forma de gota diretamente em cada frasco sem a possibilidade de transferência do material entre eles, sendo assim, as medições foram realizadas imediatamente em cada ativímetro, seus resultados põem ser observados na Tabela 4, considerando que cada gota equivale a 0,05ml.

Tabela 4: Testes realizados com o radionuclídeo ^{123}I

Ativímetro	Frasco 10R Schott (GBq)	Frasco IPEN (GBq)
CRC-15 BT (CERAF)	105,5	107,2
CRC-25R (CERAF)	106,9	105,9
CRC-25R (LCI)	106,6	109,9

Conclusões

A variação nas respostas dos ativímetros se deram devido a diferença de dimensão dos frascos. Em ativímetros com as paredes da câmara de ionização mais finas juntamente com radionuclídeos que emitem fótons de alta e baixa energia essas variações podem ser significativamente maiores que é o caso do ativímetro CRC-15 BT. Os dois ativímetros testados em relação ao ativímetro de referência pertencente ao LCI apresentaram coeficiente de variação de $\pm 1,2\%$ não excedendo a 3% que é o valor máximo aceitável para instrumentos medidores de radiação utilizados em sistemas de radiodiagnóstico [3].

Referências

- 1 Kuahara, L., Correa, E., & Potiens, M. (2013). Análise da distribuição de radiofármacos para serviços de medicina nuclear no Brasil. (P. Recife, Ed.) International Nuclear Atlantic Conference, INAC 2013.
- 2 National Physical Laboratory. Protocol for establishing and maintaining the calibration of medical radionuclide calibrators and their quality control. A National Measurement Good Practice. Middlesex, United kingdom: 2006 (Guide n.93).
- 3 International Electrotechnical Commission. Medical electrical equipment – Dosimeters with ionization chambers and/or semi-conductor detectors as used in X-ray diagnostic imaging. Geneva, 1997.

International Joint Conference Radio 2022

Identificação e quantificação de neodímio através da técnica de ativação neutrônica no reator argonauta

Garcêz^a R. W. D., Ramos^a L. L., Nunes^a R. C., Carvalheira^a L., Ferreira^a F. J. O.

^aInstituto de Engenharia Nuclear, Cidade Universitária, Rua Hélio de Almeida, 75

rgarcez@nuclear.ufrj.br

Introdução

O estado do Espírito Santo possui uma extensa área anômala que se estende do litoral do Rio de Janeiro ao litoral da Bahia, com alta concentração de elementos terras raras e tório. Um dos responsáveis por tal condição é a presença do mineral monazita [1]. Uma das razões para esta condição é a formação do solo, que apresenta cerca de 2/3 dos solos originários de rochas graníticas e gnáissicas [2].

O reator de pesquisa Argonauta, localizado no Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), desde 1962 oferece diversos serviços à sociedade brasileira por meio de seus programas de extensão, pesquisa, ensino e treinamento [3].

A técnica de ativação de nêutrons é baseada em processos nucleares onde os elementos que compõem a amostra, quando irradiados por nêutrons, ficam excitados e emitem radiação. Esta técnica converte identificar e quantificar os elementos que compõem as amostras [4].

A espectrometria gama é uma técnica não destrutiva que permite identificar e quantificar as concentrações de radionuclídeos emissores de radiação gama presentes em uma amostra sem fazer tratamentos rigorosos nas amostras antes da medição [5].

Os objetivos deste trabalho são: verificar se a técnica de Ativação Neutrônica pode ser utilizada para o Neodímio e identificar e quantificar a concentração de Neodímio em uma amostra ambiental de areia.

Metodologia

Foram utilizados uma amostra de areia da praia da Areia Preta (Guarapari-ES), localizada em (-20.674592, -40.498646) e um padrão de Neodímio. Ambos foram ativados, ao mesmo tempo, no canal J-9 do Reator Argonauta, com um fluxo de 10^9 nêutrons/s, operando a potência de 340W, durante 60 minutos.

Após a ativação, os materiais foram analisados no Laboratório de Medidas Nucleares I – LMN I, localizado no prédio anexo ao Argonauta, no complexo de laboratórios.

O sistema de detecção do LMN I, utilizado neste trabalho, é composto por um espectrômetro de alta resolução, o detector semicondutor de germânio hiperpuro (HPGe), com eficiência relativa de 20% e modelo GEM-F5930 da ORTEC.

Resultados:

Durante o processo de ativação, o Nd-146 recebe um nêutron e se transforma em Nd-147 e emite uma radiação gama, e das energias possíveis, as duas mais prováveis são as energias de 91,1 keV (28,4%) e 531 keV (12,7%) [6]. A figura 1 exibe o espectro do padrão contendo Nd-147 com suas duas principais energias, e também mostra a parte inicial do espectro de areia onde aparece a energia mais provável do Nd. A Figura 1 – Espectro do padrão contendo Na à esquerda e o espectro da amostra de areia à direita.

O Neodímio apresenta na natureza 5 isótopos estáveis e 2 radioisótopos, o Nd-146 apresenta abundância natural de 17,19%, e o padrão utilizado apresenta pureza de 66,3%. Com estes dados e as contagens no espectro de areia de Nd-147 foi calculado a concentração de 14,98 miligramas na amostra de areia.

Conclusões:

A técnica se mostrou efetiva e pode ser usada para identificar e quantificar o elemento.

Agradecimentos

Os autores agradecem o fomento e as novas possibilidades a FINEP.

Referências

- [1] LOUREIRO, F. E. L.; SANTOS, R. L. C. Terras raras no Brasil: reservas e características químico-mineralógicas de suas ocorrências e depósitos.. In: O Brasil e a reglobalização da indústria das terras raras. Rio de Janeiro: CETEM/MCTI, 2013. p.69-144. Disponível em: < <http://mineralis.cetem.gov.br/handle/cetem/1854> >. Acesso em: 24/06/2022.
- [2] EMBRAPA - Empresa Brasileira de Pesquisa Agropecuária. Serviço Nacional de Levantamento e Conservação de Terras. Boletim Técnico nº 45: Levantamento do Reconhecimento do Solo no Estado do Espírito Santo. Rio de Janeiro, 1978.
- [3] CARVALHEIRA, L.; NUNES, R. C.; FERREIRA, F.J.O. Ciência nuclear, educação e treinamento no reator de pesquisa Argonauta no Brasil. Revista Científica Multidisciplinar Núcleo do Conhecimento. (2020), 05-18.
- [4] Minc, L. Neutron activation analysis, Encyclopedia of Archaeology. (2008), 16991683.
- [5] KNOLL, G. F. Radiation Detection and Measurement, 4th edition, USA, John Wiley and sons, 2010.
- [6] LNHB. Atomic and Nuclear data. Nd-147 tables. Acessado em 24.06.22. Disponível em <http://www.lnhb.fr/nuclides/Nd-147_tables.pdf>.

International Joint Conference Radio 2022

Detección de gas radón en las unidades educativas de nivel superior del distrito de educación 06d01 Chambo-Riobamba con infraestructura antigua de la Ciudad de Riobamba

Caty Santillán*¹, T. Tene^{1,2}

¹Escuela Superior Politécnica de Chimborazo/ Physics and Mathematic School,
Panamericana Sur km 11/2, Riobamba EC060155, Ecuador.

cat-mitsy@hotmail.es

El radón es el único elemento gaseoso que es radiactivo en todos sus isotopos, es químicamente inerte por lo que se conoce como un gas noble. En condiciones ambientales el radón escapa de su fuente a la atmosfera, y si el lugar no es ventilado, tiende a acumularse en interiores. En lugares cerrados, el mecanismo principal de entrada es el flujo de gas del suelo impulsado por presión a través de grietas en el piso, esto se debe a que el aire dentro de las viviendas normalmente está a una presión ligeramente más baja que el aire en el exterior, esta baja presión es la consecuencia de que el aire dentro de las viviendas sea más cálido que en exterior, lo cual produce un flujo de aire continuo. Esta investigación tuvo como objetivos detectar el gas Radón (²²²Rn) en las Unidades Educativas de Nivel Superior del distrito de educación Chambo-Riobamba con infraestructura antigua de la ciudad de Riobamba, calcular la dosis efectiva anual por inhalación de este gas y así elaborar un mapa con los datos obtenidos. Para las medidas de concentración de radón en las U.E, se utilizó un detector pasivo ALPHA-E, el equipo está basado en una cámara de difusión con un diodo de silicio interno, la sensibilidad es de 1 cph equivalente a 100 Bq/m³, el rango de medida es de 20 Bq/m³ a 10 MBq/m³, además posee un sensor de inmersión para medir la temperatura del aire, la humedad, la presión, y el software (DATA VIEW) que permite la descarga y visualización de datos. El Distrito de Educación Chambo-Riobamba que comprende los cantones de Riobamba y Chambo de la provincia de Chimborazo está formado de 200 U.E, que para este estudio se tomó 23 U.E, con infraestructuras que van desde el año 1815 hasta el 2005.

Las zonas escogidas para el monitoreo de radón estarían ubicadas en la planta baja de las U.E. El tiempo de monitoreo fue de 8 días para las U.E antiguas (1815-1970) y de 4 días para las U.E modernas (1975-2005), todos en intervalos de ciclo de medición de 1 hora. Las medias aritméticas de concentraciones de radón en las U. E con infraestructura antigua y moderna fueron bajas con un máximo menor a la mitad de los niveles de referencia propuestos por la Unión Europea y EE. UU, a excepción de la U.E SFN que supera los niveles de referencia. En conclusión, la media de la concentración de radón en las construcciones antiguas es mayor que en las modernas. Finalmente se evaluó la dosis equivalente por inhalación de radón en cada una de las U.E en base a las concentraciones promedio de radón respectivas.

REFERENCIAS:

1. ARNAUD, M.I., LÓPEZ, F.O. Y OLIVEIRA, A.A. Mediciones de gas radón en el interior de viviendas de la Republica de Argentina. Canoba, A.C, 1998, ARN, págs. 29-45.
2. ARPANSA. ‘‘Radiation Health & Safety Advisory Council for the CEO of ARPANSA’’, Naturally-Occurring Radioactive Material (NORM) in Australia: Issues for Discussion., Vol. II, 10(2005) , págs. 118-138.
3. BAEZA A., NAVARRO E., ROLDÁN C., FERRERO J.L., JUANES D., CORBACHO J.A., GUILLÉN F.J, Informacion general sobre el gas radon , Indoor radon levels in buildings in the Autonomous Community of Extremadura (Spain),2003, págs. 263-268.
4. BEIR-VI. Health Effects of Exposure to Radon: BEIR VI, National Research Council,1999, págs. 1-487.
5. BROGIOLI, DORIANO Y VAILATI, ALBERTO. Diffusive mass transfer by nonequilibrium fluctuations: Fick’s law revisited. 2000, PHYSICAL REVIEW, Vol. 63, págs. 2-3.
6. B.V, LENNTECH. [En línea] 30 de 05 de 2017.
<http://www.lenntech.es/periodica/elementos/rn.htm#ixzz4ibgnzXvy>.

7. **CANOBA, et.al.** Indoor radon measurements in six Latin American countries. 4, 2000, Geofísica Internacional, Vol. 41, págs. 453-457.
8. **DOI, MASAHIRO Y KOBAYASHI, SADAYOSHI.** Vertical distribution of outdoor radon and thoron in japan using a new discriminative dosimeter. 1994. 263, SCIELO, Vol. I, págs. 385-391.
9. **DORN, ERNST.** Über die von radioaktiven Substanzen ausgesandte Emanation, 2007, Universitätsbibliothek Johann Christian Senckenberg, Vol. 23, págs. 1-15.
10. **EDUCACIÓN DEL MINISTERIO.** Informe de Rendición de cuentas Distrito de Educación 06D01 Chambo-Riobamba . [En línea] Enero-Diciembre de 2015. [Citado el: 30 de 7 de 2018.] <https://educacion.gob.ec/wp-content/uploads/downloads/2016/02/06D01.pdf>.
11. **EDUCANET.** Chambo Alcaldia Red Agua Potable. [En línea] 2017. [Citado el: 05 de 08 de 2018.] <https://www.gobiernodechambo.gob.ec/chambo/index.php/343-agua-potable-cambio>.
12. **EMAPAR. 2017.** ILUSTRE MUNICIPIO DE RIOBAMBA. [En línea] 2017. [Citado el: 5 de 08 de 2018.] <https://sustainabledevelopment.un.org/content/documents/3369salvador.pdf>.
13. **FELMLEE, KAREN Y CADIGAN, ROBERT ALLEN.** Radium and uranium concentrations and associated hydrogeochemistry in ground water in southwestern Pueblo County, Colorado. 1979. 54, Colorado : s.n, págs. 112-116.
14. **GAD** Plan de Ordenamiento Territorial de la Parroquia Cacha. [En línea] 05 de 2015. [Citado el: 05 de 08 de 2018.] http://app.sni.gob.ec/sni-link/sni/PORTAL_SNI/data_sigad_plus/sigadplusdiagnostico/0660820590001_DIAGNOSTICO%20PARROQUIA%20CACHA%202015%20_15-05-2015_23-46-38.pdf.
15. **GUEVARA, CARMEN ISABEL.** P lan de Desarrollo y Ordenamiento Territorial., Gobierno autonomo pesentralizado parroquial rural Licto, 2015, págs. 2-5.
16. **HARLEY, CHITAPORN Y NAOMI, PASSAPORN.** Indoor and outdoor 222Rn measurements in bangkok and chiang mai, thailand, Cognizant Communication Corporation, 2000. 1-4, Vol. VII, págs. 491-495.
17. **ICRP-50.** Lung Cancer Risk from Exposures to Radon Daughters, ICRP Publication, 1987. 17, 1, Vol. 1, págs. 22-45.
18. **ICRP-65.** Protection Against Radon-222 at Home and at Work., ICRP Publications, 1993, 23 Vol. 2, págs. 4-43.
19. **KELLER G1, HOFFMANN B, FEIGENSPAN T.** Radon permeability and radon exhalation of building materials, 2001, ELSEVIER, págs. 1-8.
20. **MORAWSKA, L. Y PHILLIPS, C.R.** Determination of the radon surface emanation rate from laboratory emanation data, Canadá , 1991, 106, Elsevier Science Publishers , Vol. III, págs. 254256.
21. **M. DURCIK, F. HAVLIK, M. VICANOVA AND D. NIKODEMOVA.** Radon Risk Assessment in Slovak Kindergartens. 1997. 3, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 71, págs. 201206.
22. **NUCETELLI, C. Y BOCHICCHIO, F.** The Thoron Issue: Monitoring Activities, Measuring Techniques and Dose Conversion Factors, 1998, 1, Nuclear Technology Publishing, Vol. 71, págs. 59-64.
23. **P.PEREYRA, M.E. LÓPEZ, B. PEREZ.** Mediciones de la concentracion de Radon222 en residencia de Lima. Lima, Perú : s.n., 13 de Abril de 2014.
24. **QUANFU, SUN,.** Main meteorological parameters to influence indoor radon level. 2002. 51, Journal, Vol. Iii, págs. 120-126.
25. Environmental impacts of phosphogypsum. **Rutherford, Dudas y Samek. 1994.** 1-2, 1994, Vol. 149, págs. 1-38.
26. **SHANE, LYLE.** The Geology of Radon in Kansas, 2007, Kansas Geological Survey, págs. 2-3.
27. **UNSCEAR.** Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Report to the General Assembly, with scientific annexe,1993, United Nations sales publication E.94.IX.2.
28. **UNSCEAR.** Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Report to the General Assembly, with annexe.. 1988, United Nations sales publication E.88.IX.7.
29. **UNSCEAR.** Sources and Effects of Ionizing Radiation, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 2000, Vols. I-II, pág. 497.
30. **VERTES, ATTILA, NAGY, SÁNDOR Y KLENCSÁR, ZOLTÁN.** Handbook of Nuclear chemistry. Basic of nuclear Science. 2011, Germany : Springer, págs. 300-302.

International Joint Conference Radio 2022

Distribuição de scanners de bagagens e contêineres nos estados do Brasil: Uma abordagem quantitativa.

Sousa¹ L. A., Filho¹ W. S. S

¹Instituto Federal do Piauí – IFPI, Endereço: R. Álvaro Mendes, 94 Centro Norte, Teresina – PI, CEP 64001-270

E-Mail: luizambrosio1986@gmail.com

1- Introdução

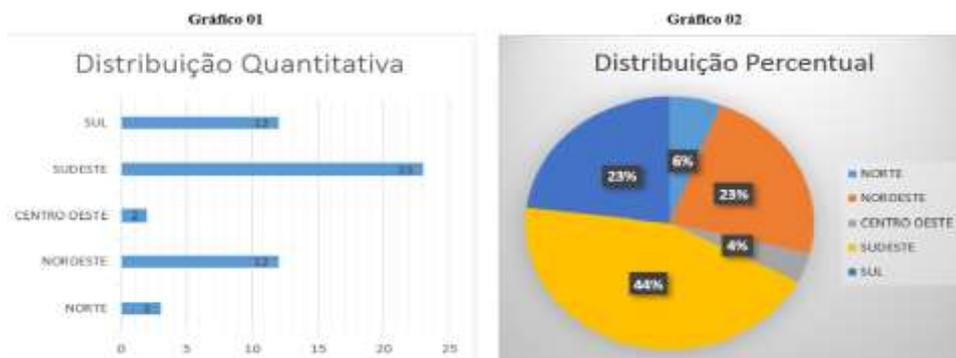
O scanner de bagagem e contêiner, traz segurança, e faz a fiscalização de volumes que a princípio, podem ou não estar transportando materiais, substâncias perigosas ou proibidas. Nos portos é primordial fazer a leitura do conteúdo de bagagens sem a necessidade da abertura do volume, sendo que essa leitura é feita por aceleradores lineares, dando otimização e segurança ao serviço portuário ou alfandegário (DA SILVA et al 2020). A história dos scanners de bagagens e contêineres no Brasil, assim como no mundo, tornou-se um fenômeno global após os atentados de 11 de setembro de 2001. Segundo Stelzer et al (2007) e Ferraz et al (2018), o mundo mudou sua maneira de ver o bioterrorismo e a partir de então surgiram novas práticas de segurança como Public Health Security and Bioterrorism Preparedness and Response (Segurança da Saúde Pública e Preparação para Bioterrorismo e Resposta), lei de Bioterrorismo, criada nos Estados Unidos. No Brasil existem espalhados nas regiões brasileiras, 52 instalações autorizadas pela CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear), em que se faz o escaneamento de bagagens e contêineres por aceleradores lineares fornecendo imagens do conteúdo interno dos contêineres, em tempo real, evitando o contrabando, o tráfico de drogas e ou mesmo o transporte ilegal de substâncias perigosas e nucleares. O presente trabalho, tem como objetivo realizar uma análise quantitativa e distributiva das instalações de bagagens e contêineres em solo brasileiro definidas pela norma 6.02 seção III da CNEN que trata dos aceleradores de partículas tipos 7B e 7C que produzem energias entre 0,10 e 0,60 MeV, e entre 0,60 e 50 MeV respectivamente. Porém não serão explicitados os tipos individuais de cada scanner neste trabalho. A análise dos dados será por regiões e estados devidamente licenciadas pela CNEN, e será dividida por regiões e estados em relação ao número de habitantes de cada local e a quantidade de scanners de bagagens e contêineres.

2- Metodologia:

Este trabalho utilizou uma abordagem descritiva e quantitativa a partir de dados oficiais do site da CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear), órgão de fiscalização e controle em segurança radiológica no estado brasileiro. Desse modo, foi realizado uma coleta de dados e uma quantização de todas as instalações devidamente credenciadas pelo órgão fiscalizador (CNEN) em atividade, fazendo-se a análise dos dados dispostos na plataforma digital do órgão estatística por regiões e estados em relação ao número de habitantes de cada local e a quantidade de scanners de bagagens e contêineres.

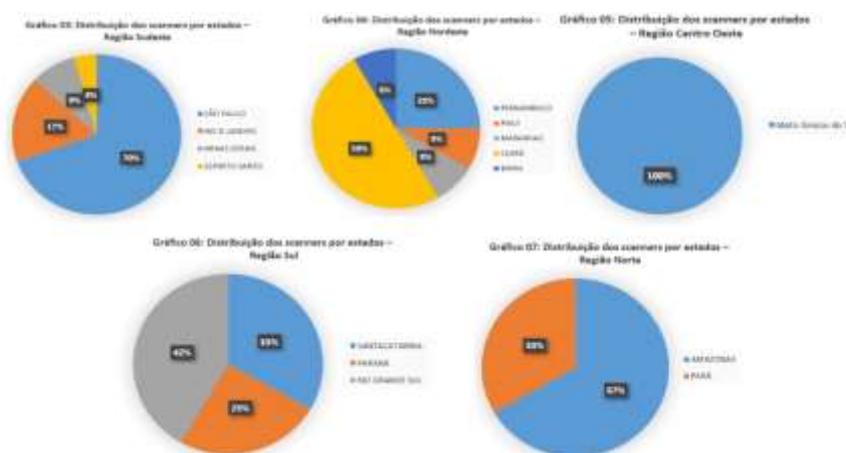
3- Resultados:

Ao todo existem 52 instalações de bagagens e contêineres espalhados nas 05 regiões brasileiras (CNEN 2021), sendo a região Sudeste a mais populosa e assim a que possui uma maior quantidade de instalações, como veremos no **Gráfico 01**.



Fonte CNEN (2021)

No **Gráfico 02**, é mostrado a distribuição percentual dos scanners de bagagens e contêineres em todo o território brasileiro. A região Sudeste possui em porcentagem (44%), quase a metade de todos os equipamentos de scanners de bagagens e contêineres do Brasil, seguida pelas regiões Nordeste com 23% dos scanners, a região Sul, igualando com 23%, a região Norte com 6% e por último, a região Centro Oeste com apenas 4% dos equipamentos. Na região Sudeste, como é mostrado no **Gráfico 03**, a distribuição dos 23 scanners de bagagens e contêineres nos estados (CNEN 2021), não segue o mesmo princípio da distribuição por regiões do País, ou seja, com exceção do estado de São Paulo, os estados mais populosos não possuem uma quantidade maior do serviço. O **Gráfico 04**, mostra a distribuição de scanners de bagagens e contêineres da região Nordeste. Ao todo são 12 equipamentos distribuídos nos seguintes estados: Ceará possui a metade deles, 50%, seguido pelo estado de Pernambuco com 03 equipamentos ou 25% do total. Seguidos pelos estados do Maranhão, Piauí e Bahia, ambos com apenas 01 equipamento. Enquanto isso, A região Centro-Oeste, com quase 17 milhões de habitantes (IBGE 2021), é a região com o serviço mais precário de scanner de bagagem e contêiner do País, apenas o Estado do Mato Grosso do Sul, o menos populoso, com 2,8 milhões de habitantes (IBGE 2021), possui os 02 únicos serviços de scanners de bagagens e contêineres da região (**Gráfico 05**). Já a região Sul do Brasil (**Gráfico 06**), com um pouco mais de 30 milhões de habitantes (IBGE 2021) e a terceira região mais populosa da nação, possui quantitativamente o número mais equilibrado de scanners de bagagens e contêineres. Ao todo são 12 equipamentos sendo o Estado do Rio Grande do Sul com 42% dos equipamentos e 11 milhões de habitantes (IBGE 2021). Enquanto isso, a região Norte (**Gráfico 07**), segunda região menos populosa do País, com quase 19 milhões de habitantes (IBGE 2021), possui apenas 03 scanners de bagagens e contêineres localizados nos 02 maiores estados da região: Amazonas e Pará.



Gráficos das distribuições dos scanners por Estados

Fonte: CNEN (2021)

4. Conclusões

Portanto, pode-se perceber a predominância de scanners de bagagens e contêineres na região Sudeste com 44%, quase metade de toda a quantidade dos equipamentos do País, por ser uma das regiões com maior demanda do serviço e por ter a população mais numerosa (IBGE 2021). Já as regiões Nordeste e Sul possuem 23% dos scanners. As regiões menos servidas e com defasagem do serviço são as regiões norte, com apenas 6% dos equipamentos e a região centro oeste com 4%.

5 Referências

- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR – CNEN. Instalações autorizadas. Disponível em: <http://antigo.cnen.gov.br/index.php/instalacoes-autorizadas-2>. Acesso em: 01 de outubro 2021.
- DE INSTALAÇÕES RADIATIVAS, Licenciamento. Norma CNEN-NE-6.02. **Aprovada Através da Resolução CNEN-09/84, Publicada No DOU de**, v. 14, p. 84, 1984.
- INSTITUTO BRASILEIRO DE GEOGRAFIA E ESTATÍSTICA – IBGE. Regiões brasileiras. Disponível em: <https://www.ibge.gov.br>. Acesso em: 02 de outubro de 2021.
- INSTITUTO BRASILEIRO DE GEOGRAFIA E ESTATÍSTICA – IBGE disponível em <https://biblioteca.ibge.gov.br/index.php/biblioteca-catalogo?view=detalhes&id=449774>. Acesso em 19 de novembro de 2021.
- DA SILVA FILHO, Wilson Seraine; PELEGRINELI, Samuel Queiroz. Descrição de eventos em instalação radiativa de inspeção de segurança de cargas e contêineres rodoviários. *Brazilian Journal of Health Review*, v. 3, n. 3, p. 5963-5972, 2020.
- FERRAZ, Gustavo Borges; BECHEPECHE, Anna Paula. aeroportos brasileiros e a fiscalização de embarque sob a ótica do terrorismo. *Flammae*, v.4, n.3, p123-151, 2018.
- STELZER, J.; GONCALVES, E. N. Comércio e Atividade Portuária sob a ótica da segurança internacional contemporânea. In: Congresso Nacional do CONPEDI, 2007, Campos de Goytacazes. *Anais do XVI Encontro Preparatório para o Congresso Nacional do CONPEDI*. Florianópolis: Fundação Boiteux, v. 1. p. 1112-1131. 2007.

International Joint Conference Radio 2022

Quality conquered: ISO 17025 accreditation and maintenance of an ionizing radiation test methods governmental laboratory in Brazil

Bonifacio R. L., Vasconcellos, M. T., Silva N. C., Silva, D. M. R., Nascimento, M. R. L.

Laboratory of Poços de Caldas (LAPOC)/ Brazilian National Nuclear Energy Commission (CNEN), PO Box 913, 37701-970, Poços de Caldas, Minas Gerais, Brazil

rodrigo.bonifacio@cnen.org.br, marcos.vasconcellos@cnen.gov.br, nivaldo.silva@cnen.gov.br, daniela.silva@cnen.gov.br, marcos.nascimento@cnen.gov.br,

Introduction

The Laboratory of Poços de Caldas (LAPOC) of the Brazilian National Nuclear Energy Commission (CNEN) was the first Brazilian laboratory accredited by the national accreditation body (Cgcre/INMETRO) for the standard ISO/IEC 17025:2017 [1] in the field of ionizing radiation test methods. After five years from the initial accreditation, LAPOC has established a solid body of knowledge on this field. While operating an ISO 17025 accredited management system, the standard was updated the newest 2017 version, thus requiring LAPOC to review a set of policies to keep its accreditation status. This extended abstract reports the historical background of the LAPOC accreditation process, focusing on the challenges and outcomes related to this 5-year period running an accredited test methods scope, for the measurement of both chemical and ionizing radiation parameters.

Methodology

Throughout the world, accreditation is the process recognized by most countries to assign confidence on tests and production management systems. Coordinated by the International Laboratory Accreditation Cooperation (ILAC) and the International Accreditation Forum (IAF), the focal point at Brazil is the General Coordination of Accreditation (Cgcre) of National Institute of Metrology, Quality and Technology (INMETRO). ILAC has now 106 signatories of its Mutual Recognition Arrangement (MRA), over 120 accreditation bodies members and almost 100,000 Accredited Conformity Assessment Bodies (CAB) [2] throughout the world. IAF has 90 accreditation bodies members [3], mostly one per country. Accreditation confers confidence in conformity assessment in several fields, as management systems, products, processes, services, personnel, validation, and verification. The whole international commerce relies on CABS, while they perform tests and inspections for products or samples to comply with national and international regulations. Tests and inspections performed by ISO 17025 accredited bodies shall present reliability and confidence on its results, presenting evidence of competence, consistent operation and impartiality.

LAPOC currently acts on licensing, monitoring and decommissioning nuclear and radioactive facilities; in controlling nuclear materials; in radioecological research and in the general assessment of environmental impacts from radiation. The chemical and radioactive analysis which integrate the accredited scope provide support to these activities, of which impartiality and reliability are core requirements.

The laboratory first obtained its accreditation in January 2017, with a scope [4] of 4 radiation measurement test methods (Radium-226, Radium-228 and Lead-210 activity evaluation in soil and sediment and Cesium-137 activity measurement in foodstuff by gamma spectrometry) and 11 chemical test methods (Uranium, Thorium, Cadmium, Lead, Copper, Nickel, Arsenic, Selenium and Mercury determination in environmental samples by atomic spectroscopy techniques and induced coupled plasma – mass spectrometry). Having obtained its accreditation in the 2005 version of ISO/IEC 17025, LAPOC has managed to renew the accreditation status through periodic audits since then. Compliance to ISO/IEC 17025 has been demonstrated via audits, interviews, documentation, records, and test performances indicators with the ultimate goal of ensuring the validity of results emitted by the lab.

In November 2017, it was published the 2017 version of ISO/IEC 17025. In order to comply with the new standard requisites, LAPOC had to review its Quality Management System (QMS) policies according to the five broad areas of this standard version: general, structural, resources, process and management. The updated QMS was approved by the national accreditation body inspectors in 2019.

Being part of CNEN, a federal government institution, LAPOC's operation is constrained by governmental rules. That results in low flexibility for allocating resources to run the lab QMS, such as limited funding, personnel hiring restrictions and time-consuming purchase processes. Although this scenario sometimes poses difficulties to the QMS maintenance and its continuous improvement, the adoption of creative actions undertaken, according to a risk-based mindset, has been found to be effective.

In 2021, the Brazilian Congress has approved a law creating a National Authority of Nuclear Energy (ANSN) [5]. The new institution is to be responsible for monitoring, regulating and inspecting nuclear safety and radiological protection on nuclear facilities and their activities in Brazil, activities currently attributed to CNEN. As there is a high possibility that LAPOC may join the newly created ANSN, the relevance of performing accredited tests will become even more crucial in this context.

Results

Having obtained the initial accreditation in 2017, LAPOC underwent three external Cgcre audits (the latest in April 2021). All of them have recommended the renewal of the accreditation status. In the following year, other two private-owned laboratories in Brazil have been accredited in the field of ionizing radiation test methods.

Since 2019, LAPOC has received an average of 210 analysis requests per year, resulting in more than 3000 chemical and radiochemical tests. All sample information is managed by the custom-made software GeRanIO, which is regarded as the source for reporting radioanalytical results obtained. About 20% of the results were reported as accredited parameters.

From the initial accreditation (ISO 17025:2005) to the last audit in 2021 (ISO 17025:2017), the standard evolved and was subject to mild changes, such as a reorganization of its content, alignment with ISO 9001:2015 [6] and the introduction of a risk-based thinking, which demanded an extensive revision of documents, records, and forms. The risk-based thinking assumes that the laboratory is independent to take decisions and improvement base on a risk approach process, aiming to fulfill the standard requirements in a less prescriptive way. The same occurs with opportunities, which are expected to be pursued in order to expand the management system reaching and effectiveness. Therefore, a suitable risk/opportunity balance has defied the usual PDCA methodology in providing meaningful gains for the lab performance. As a example of that, LAPOC developed its own laboratory information management system; managed the admission of personnel from other government institutions to grow its headcount and, finally, performed satisfactorily in all proficiency tests it has been assigned to, with the future vision of expanding its scope of accredited test methods.

Along the years 2020-2022, the Covid-19 pandemic affected laboratory operations, though the established QMS provided valuable guidance in ensuring quality for essential operations which didn't cease. Alongside with all these difficulties, the QMS proved robust to manage and overcome such a burden.

Conclusions

As a result of the pioneering LAPOC accreditation, CNEN has been partially supplied with accredited results for a high-quality decision-making process about inspecting and licensing nuclear facilities in Brazil. Additionally, radiological protection of its facilities and personnel are assured due to proper handling of test samples and items.

Working on an adequate quality level, LAPOC has made intense efforts, in a difficult scenario of scarce resources and bureaucratic operating, to maintain its accreditation and excellence-driven organizational culture.

References

- [1] ABNT - Associação Brasileira de Normas Técnicas/ ISO – International Organization for Standardization/ IEC - International Electrotechnical Commission. ABNT NBR ISO/IEC 17025:2017 - **Requisitos Gerais para Competência de Laboratórios de Ensaio e Calibração**. Rio de Janeiro: ABNT, 2017. 32 p.
- [2] ILAC – International Laboratory Accreditation Cooperation, accessed 5th May 2022, <https://ilac.org/>.
- [3] IAF – International Accreditation Forum, accessed 5th May 2022, < <https://iaf.nu/en/home/>>.
- [4] INMETRO – Instituto Nacional de Metrologia, Qualidade e Tecnologia. LAPOC Accreditation Scope. Rio de Janeiro: INMETRO, 2017. 4p. Available at: < <https://bit.ly/3vEG4c5> >. Accessed: 5th May 2022.
- [5] Brasil, Lei 14.522 - Cria a Autoridade Nacional de Segurança Nuclear (ANSN), 10/15/2021, accessed 5th May 2022.
- [6] ABNT - Associação Brasileira de Normas Técnicas/ ISO – International Organization for Standardization/ IEC - International Electrotechnical Commission. ABNT NBR ISO/IEC 9001:2015 – **Sistemas de gestão da qualidade - Requisitos**. Rio de Janeiro: ABNT, 2015. 44 p.
- [7] BONIFACIO, R. L.; DIAS, D. C. S.; BÓCOLI, D. A.; TADDEI, M. H. T.; SILVA, N. C.; NASCIMENTO, M. R. L. **ISO/IEC 17025 accreditation of radiation measurement tests in the Brazilian National Commission for Nuclear Energy – Laboratory of Poços de Caldas**. Brazilian Journal of Radiation Sciences 6(3), 2018. <https://doi.org/10.15392/bjrs.v6i3.361>

International Joint Conference Radio 2022

Effect of Neutronic activation in the Biodegradable PEG-Thiol polymer associated with Gold Nanoparticles.

Lima^{a*} N.R.B., Lima^a I.C.B., Carvalheira^b L., Nunes^b R. C.,
Ferreira^b F. J.O., Cunha^b V.L.L

^a. Programa de Engenharia da Nuclear, COPPE, Centro de Tecnologia-Cidade Universitária, av. Horacio Macedo, 2030, bloco G. sala 206, Universidade Federal de Rio de Janeiro, Brasil

^b. Instituto de Engenharia Nuclear, IEN, Cidade Universitária, Rua Hélio de Almeida, 75, Universidade Federal de Rio de Janeiro, Brasil

nathali.lima@coppe.ufrj.br

Introduction: In recent years, several studies have been dedicated to understanding the effects of ionizing radiation on organic molecules, especially those that have the potential to be used in medical and pharmacological applications (1). Due to their variety, versatility, and properties, polymeric materials are the class of materials most investigated in the development of systems to be applied in medicine (2,3). Polyethylene glycol (PEG) is a chemically stable polymer, it is regularly used in cosmetics and as a filler for pharmaceutical products, as the body expels it without being metabolized. Furthermore, PEG particles escape recognition and capture by phagocytic cells after in vivo administration, remaining for a longer time in the systemic circulation (4,5). Its use in radiopharmacy has taken place in different ways, mainly it is of our interest to study its association with gold nanoparticles (AuNPs) and the application of these particles both for imaging exams and for therapy (6,7). Surface functionalization of AuNPs with polyethylene glycol (PEG) is one of the most frequently used techniques that significantly reduces nonspecific binding to cells and serum proteins and considerably increases the circulating half-life in vivo (8). Normally, this connection between PEG and AuNPs occurs through the chemical bond between gold and a Thiol group (PEG-SH) (9,10). The high energy emitted by radioactive sources causes the formation of free radicals that can recombine, leading to a rearrangement of the polymer chains. This process can result in crosslinking or degradation of the irradiated material. The objective of this study is to evaluate the effects of the neutron activation of the complex formed by AuNPs-SH-PEG, observing if there is radiolysis of this polymer or any degradation in this system. This study will also provide us with information on the minimum dose necessary for the activation of this complex, which is of extremely important not only for patients but also for the radiological protection of all professionals involved in the process.

Methodology: The nanosystem was irradiated in the J9 channel with a neutron flux of $108 \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ in the Argonauta reactor, the irradiation time of 1h for each sample, 2 samples will be obtained each containing a 3 ml aliquot of the nanosystem. The samples were divided according to the applied dose, the first sample being that the first sample did not receive any type of irradiation and the others received 2.10 Gy. Dynamic Light Scattering (DLS), Transmission Electron Microscopy (TEM), Atomic Force Microscopy (AFM), and UV-Visible Absorption Spectroscopy (UV-vis) techniques were used to characterize the size and geometry of the nanoparticles in addition to confirm your connection with PEG. To analyze the effects of neutron activation on the nanosystem, several characterizations were performed, before irradiation, in the pure polymer, and after irradiation of the nanosystem, the characterizations were as follows: Infrared Spectroscopy (FTIR); UV-vis; DLS, Nuclear Magnetic Resonance (NMR) and thermogravimetric analysis (TGA) and Differential Scanning Calorimetry (DSC) and energy dispersive spectroscopy (EDS). Gamma spectrometry was performed to observe, in the spectra obtained, the possible presence of interfering radionuclides.

Results: The results of TEM and AFM microscopy and the DLS technique confirmed the formation of monodisperse AuNPs with an average diameter of $28 \pm 0.6 \text{ nm}$. The UV-Vis shows a curve with maximum absorption of around 524 nm. For AuNPs-SH-PEG, the analyzes show incipient agglomeration of the nanoparticles, thus, the size becomes 644 nm, so in the UV-vis curve, there is a shift of the peak to the right of the

graph with the peak located at 550 nm in the absorption spectrum. Through the TEM it was possible to see that the AuNPs have a spherical shape. The interaction of gold nanoparticles with the polymer was confirmed by several analyzes such as EDS, FTIR, and NMR techniques, and these techniques also show that after neutron activation the polymer remained intact. This fact is corroborated by the Thermal analysis, since the thermal stability of the samples was preserved after irradiation, according to the results obtained by the TGA and DSC techniques. The spectrum obtained in Gamma spectrometry confirmed the main characteristic energy of gold which is 411 Kev and has a half-life of 2.7 days.

Conclusions: The coating of AuNPs with PEG developed in this study is a useful tool for obtaining functionalized nanomaterials suitable for subsequent binding to drugs containing antitumor activity or for use as diagnostic contrast agents. In the functionalization with thiol-PEG molecules, fusion, agglomeration, and an increase in nanoparticle size were observed. Through the analyzes carried out, the neutron activation of the material did not result in loss of characteristics and beneficial properties in the polymer to be used as a coating for AuNPs and as a carrier of antitumor drugs. Therefore, the AuNPs-PEG system proved to be suitable to be used in nuclear medicine both for diagnosis and for further functionalization with drugs.

References:

1. Ponce P, Parra DF, Carr LG, Sato JS. INFLUÊNCIA DA RADIAÇÃO IONIZANTE E DO USO DE PLASTIFICANTES NAS PROPRIEDADES MECÂNICAS E DE BARREIRA DE FILMES BIODEGRADÁVEIS. 2005;6. <https://www.ipen.br/biblioteca/2005/inac/10562.pdf>
2. Adams CF, Delaney AM, Carwardine DR, Tickle J, Granger N, Chari DM. Nanoparticle-Based Imaging of Clinical Transplant Populations Encapsulated in Protective Polymer Matrices. *Macromolecular Bioscience* [Internet]. 2019;19(2). Disponível em: <https://www.scopus.com/inward/record.uri?eid=2-s2.0-85057712821&doi=10.1002%2fmabi.201800389&partnerID=40&md5=121df3c1921861cc541bfb3155a4905a>, <https://doi.org/10.1002/mabi.201800389>
3. Abbasian M, Massoumi B, Mohammad-Rezaei R, Samadian H, Jaymand M. Scaffolding polymeric biomaterials: Are naturally occurring biological macromolecules more appropriate for tissue engineering? *Int J Biol Macromol*. 1º de agosto de 2019;134:673–94. <https://doi.org/10.1016/j.ijbiomac.2019.04.197>
4. Barrios-Gumiel A, Sánchez-Nieves J, Pedziwiatr-Werbicka E, Abashkin V, Shcharbina N, Shcharbin D, et al. Effect of PEGylation on the biological properties of cationic carbosilane dendronized gold nanoparticles. *International Journal of Pharmaceutics* [Internet]. 2020;573. Disponível em: <https://www.scopus.com/inward/record.uri?eid=2-s2.0-85076223481&doi=10.1016%2fj.ijpharm.2019.118867&partnerID=40&md5=4220727313ac867c24e75a527b1e99f5> <https://doi.org/10.1016/j.ijpharm.2019.118867>
5. Cai Y, Xu Z, Shuai Q, Zhu F, Xu J, Gao X, et al. Tumor-targeting peptide functionalized PEG-PLA micelles for efficient drug delivery. *Biomater Sci*. 12 de março de 2020; <https://doi.org/10.1039/C9BM02036>
6. Chanda N, Kan P, Watkinson LD, Shukla R, Zambre A, Carmack TL, et al. Radioactive gold nanoparticles in cancer therapy: therapeutic efficacy studies of GA-198AuNP nanoconstruct in prostate tumor-bearing mice. *Nanomedicine: Nanotechnology, Biology and Medicine*. 1º de abril de 2010;6(2):201–9. <https://doi.org/10.1016/j.nano.2009.11.001>
7. Chabloz NG, Perry HL, Yoon IC, Coulson AJ, White AJP, Stasiuk GJ, et al. Combined Magnetic Resonance Imaging and Photodynamic Therapy Using Polyfunctionalised Nanoparticles Bearing Robust Gadolinium Surface Units. *Chemistry - A European Journal*. 2020;26(20):4552–66. <https://doi.org/10.1002/chem.201904757>
8. Dobrovolskaia MA, Patri AK, Zheng J, Clogston JD, Ayub N, Aggarwal P, et al. Interaction of colloidal gold nanoparticles with human blood: effects on particle size and analysis of plasma protein binding profiles. *Nanomedicine*. junho de 2009;5(2):106–17. <https://doi.org/10.1016/j.nano.2008.08.001>
9. Gao Y, Kang J, Lei Z, Li Y, Mei X, Wang G. Use of the Highly Biocompatible Au Nanocages@PEG Nanoparticles as a New Contrast Agent for In Vivo Computed Tomography Scan Imaging. *Nanoscale Res Lett*. 4 de março de 2020;15(1):53. <https://doi.org/10.1186/s11671-020-3286-2>
10. Wang W, Wei QQ, Wang J, Wang BC, Zhang S hui, Yuan Z. Role of thiol-containing polyethylene glycol (thiol-PEG) in the modification process of gold nanoparticles (AuNPs): Stabilizer or coagulant? *Journal of Colloid and Interface Science*. agosto de 2013;404:223–9. <https://doi.org/10.1016/j.jcis.2013.04.020>

International Joint Conference Radio 2022

An alternative way to determine the efficiency of ^{226}Ra by LSC.

Sampaio^a C. S., Medeiros^a G. C. O., Mesquita^a S. A, Sousa^a W. O.

^aLBIOVT/DIDOS/IRD, Av. Salvador Allende

camilla.sampaio@ird.gov.br

Introduction:

^{226}Ra is important from a radiological protection point of view due to its relatively long half-lives, presence in nature as radionuclide from the uranium decay series, and high dose conversion factors.[1] Radium radioisotopes can be easily incorporated into bones and can be anthropomorphic enhanced in environment, being considered a NORM. ^{226}Ra is primarily an alpha emitter, which makes its bioassay more complex and therefore time-consuming. Therefore, the development of a faster technique for the determination of ^{226}Ra would be of significant importance in the area of internal dosimetry. [2]

Methodology:

This work presents an alternative way of constructing the efficiency curve for the determination of ^{226}Ra by liquid scintillation counter, considering the total contributions to the spectrum, before and after the secular equilibrium. This technique is similar to one previously developed.[3,4] The efficiency curve was evaluated by comparing the results obtained from samples with known activity from the National Intercomparison Program (PNI) in Brazil with its reference value.

Results:

Figure 1 shows the efficiency curve obtained from the first day of ^{226}Ra precipitation until 70 days later. This method considers all contributions in time from ^{226}Ra and from its daughters, even before secular equilibrium is reached.

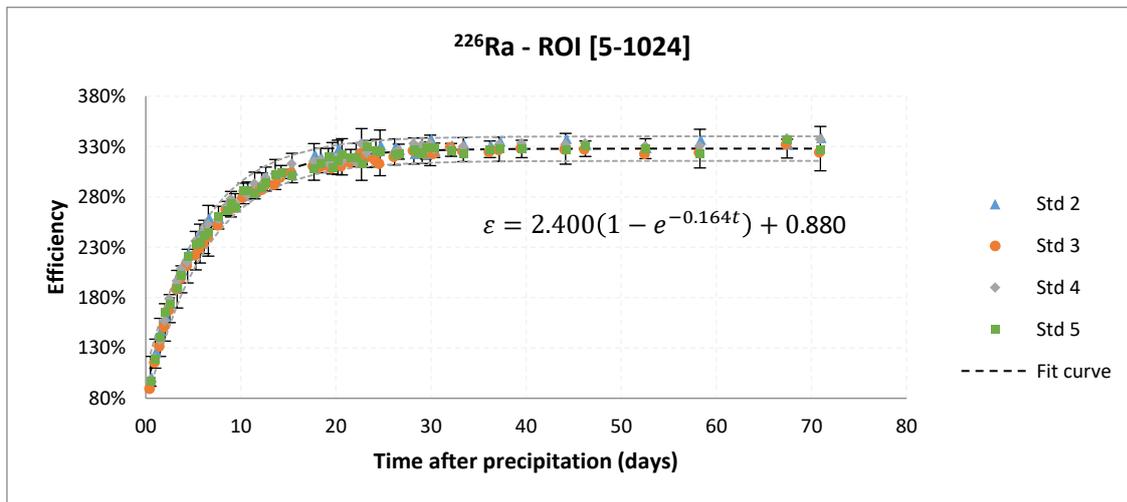


Fig. 1 – ^{226}Ra time-dependent efficiency curve.

To assess this curve, we analyzed samples from the PNI and compared the results obtained with its reference value. The preliminary study showed satisfactory results when evaluated according to the criteria established in the National Intercomparison Program promoted by the IRD, as shown in table 1.

Table 1- Comparison of the results obtained from the sample from PNI with the reported reference value, in terms of D, z-score and bias and at various times after precipitation.

Time after precipitation (days)	Analytical results (Bq/L)	Reference value (Bq/L)	D	z-score	bias
6.4	1.251 ± 0.077	1.360 ± 0.200	- 0.9	- 0.5	- 8%
9.0	1.321 ± 0.070		- 0.3	- 0.2	- 3%
16.7	1.311 ± 0.057		- 0.4	- 0.2	- 4%
24.4	1.260 ± 0.052		- 0.9	- 0.5	- 7%
30.1	1.310 ± 0.053		- 0.4	- 0.3	- 4%
40.0	1.324 ± 0.054		- 0.3	- 0.2	- 3%

Table 2 shows the results obtained when comparing different PNI samples.

Table 2 – Comparison of the results obtained in different samples of the PNI, considering the counts carried out 10 days after the precipitation.

Sample	Analytical results (Bq/L)	Reference value (Bq/L)	D	z-score	bias
1	1.187 ± 0.058	1.360 ± 0.200	- 1.5	- 0.9	- 13%
2	1.364 ± 0.066		0.0	0.0	0%
3	1.345 ± 0.065		- 0.1	- 0.1	- 1%
4	1.242 ± 0.091		- 1.0	- 0.6	- 9%

Despite the satisfactory results obtained in this preliminary study, there seems to be a trend of results below the reference value, indicating that it is necessary to investigate this matter further.

Conclusions: The technique proved to be promising, with the possibility of shortening the analysis time of the samples, and its use can be studied for faster results, especially in emergency cases. There is a need for a more in-depth study to verify the possible trend presented, and the possibility of using this curve in internal monitoring.

References:

[1] A procedure for the rapid determination of ²²⁶Ra and ²²⁸Ra in drinking water by liquid scintillation counting. IAEA/AQ/39. IAEA, Vienna, 2014 <https://www.iaea.org/publications/10796/a-procedure-for-the-rapid-determination-of-ra-226-and-ra-228-in-drinking-water-by-liquid-scintillation-counting>

[2] ICRP, 2017. Occupational intakes of radionuclides: Part 3. ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46(3/4) <https://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP%20Publication%20137>

[3] Development and validation of a technique for the determination of ²²⁶Ra and ²²⁸Ra by liquid scintillation in liquid samples. P.C.P. Fernandes, W.O. Sousa, L.M.Q.C. Julião, B.M. Dantas. Radiation Protection Dosimetry (2011), Vol. 144, No. 1–4, pp. 335–338 <https://doi.org/10.1093/rpd/ncq434>

[4] A new approach for the determination of ²¹⁰Pb by liquid scintillation counting. C.S. Sampaio, G.C.O. Medeiros, S.A. Mesquita, B.M. Dantas, W.O. Sousa. Applied Radiation and Isotopes 156 (2020) 108972 <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2019.108972>

International Joint Conference Radio 2022

3D Slicer como Ferramenta para Dosimetria Interna

Xavier^a F. H. D. H., Berdeguez^b M. T., Silva^a A. X.

^aPrograma de Engenharia Nuclear - Universidade Federal do Rio de Janeiro

Avenida Horácio de Macedo 2030, G – 206

21941-914, Cidade Universitária, RJ, Brasil

^bDosimagem

R. Hélio de Almeida, S/nº - Sala 10

21941-614 – Cidade Universitária, RJ, Brasil

harley@coppe.ufrj.br

Introdução: A Medicina Nuclear possui a finalidade de realizar diagnósticos e terapias por meio fármacos marcados com radioisótopos. Uma vez que a terapia realizada pela Medicina Nuclear utiliza radiação ionizante, se faz necessário avaliar a dose na região de interesse.^{1,2} Pacientes de radioterapia externa recebem um tratamento personalizado com base em imagens tomográficas e simulações computacionais de tratamento. Os pacientes de medicina nuclear não recebem esse tipo de tratamento, não há uma personalização de acordo com sua bioquímica e metabolismo, então eles são tratados com dosagens fixas que as vezes são ajustadas de acordo com o peso do paciente. Uma das etapas para se realizar a dosimetria específica de um paciente de medicina nuclear é a caracterização da geometria do paciente por meio de imagens anatômicas.^{1,2,3} Este trabalho tem como objetivo mostrar que é possível ser realizada essa etapa de caracterização da geometria com o uso de uma ferramenta open-source o 3D Slicer.

Metodologia: Foi realizado a segmentação do fígado, baço e rins com o módulo Segment Editor, disponível na instalação padrão do 3D Slicer e em seguida realizada a quantificação do volume de cada órgão segmentado com o módulo Quantification para ser calculado então as suas massas.⁴

Resultados: Os resultados mostraram grandes diferenças entre os valores das massas dos órgãos obtidos por meio da segmentação de imagens tomográficas e os valores de referência encontrados na ICRP 110.⁵

Conclusões: O 3D Slicer se mostra uma poderosa ferramenta para a dosimetria interna, uma vez que podemos obter o valor da massa dos órgãos para cada paciente específico e assim pudermos realizar uma dosimetria mais direcionada para cada indivíduo.

Referências:

1. Berdeguez MBT. DESENVOLVIMENTO DE UMA METODOLOGIA DE PLANEJAMENTO INDIVIDUAL DE DOSE EM RADIOSINOVIORTESE. 2016. Tese de Doutorado, Disponível em: <http://www.con.ufrj.br/wp-content/uploads/2015/07/Tese-Mirta-Berdeguez.pdf>.
2. Massicano F. Modelagem de um sistema de planejamento em Radioterapia e Medicina Nuclear com o uso do código MCNP6. 2015. Tese de Doutorado Disponível em: <https://teses.usp.br/teses/disponiveis/85/85133/tde-11032016-093447/publico/2015MassicanoModelagem.pdf>.
3. Ramos SMO, Thomas S, Pinheiro MA, Coelho FdARFB, Albernaz MdS, Santos CLGd, et al. Internal Radiation Dose and Modeling Codes in Nuclear Medicine: A Fresh Look at Old Problems. International Journal of Radiology & Radiation Therapy. 2017: p. 439-443, Disponível em: <https://medcraveonline.com/IJRRT/internal-radiation-dose-and-modeling-codes-in-nuclear-medicine-a-fresh-look-at-old-problems.html>.
4. Fedorov A, Beichel R, e Kalpathy-Cramer J, Finet J, FillionRobin JC, Pujol S, et al. 3D Slicer as an Image Computing Platform for the Quantitative. Magnetic Resonance Imaging. 2012 Nov: p. 1323-1341, Disponível em: <https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0730725X12001816?via%3Dihub>.
5. ICRP, 2009. Adult Reference Computational Phantoms. ICRP Publication 110. Ann. ICRP 39 (2), Disponível em: https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1177/ANIB_39_2.

International Joint Conference Radio 2022

Fatores de correção para medições de atividade de ^{99m}Tc em seringas utilizadas em medicina nuclear

Cunha P. G., Rodrigues S. S. C. e Magalhães L. A. G.
Laboratório de Ciências Radiológicas/UERJ, Rua São Francisco Xavier 524
Pavilhão Haroldo Lisboa da Cunha Sala 136 – Térreo 20550-900
pcunha.lcr@gmail.com

Introdução

Os ativímetros utilizados em medicina nuclear para a medição da atividade contida nos radiofármacos administrados nos pacientes são calibrados em relação à fontes padrão produzidas por Laboratórios Nacionais. Essas fontes estão na forma líquida, em recipientes de vidro. O tipo e dimensões do recipiente e o volume da solução radioativa variam de acordo com o laboratório que a produziu. Normalmente, em ampolas ou frascos. No Brasil, as fontes padrão produzidas pelo Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes /IRD estão contidas em frasco tipo 10R Schott contendo 4 ml de solução do radionuclídeo. Contudo, em Medicina Nuclear, a maioria das medições de atividade é realizada nas seringas utilizadas para injetar o radiofármaco no paciente. A diferença entre estes recipientes pode representar uma das maiores contribuições do erro verificado na medição da atividade (1). Esse erro deve ser corrigido. Alguns fabricantes de ativímetros recomendam fatores genéricos para correções dos resultados das medições em seringas (2). Contudo, seringas não são fabricadas com rigor metrológico e variações em suas dimensões podem ocasionar erros significantes nas correções propostas. Adicionalmente, diferenças na capacidade das seringas e volumes de solução do radionuclídeo também podem adicionar erros às medições (2-10). Deste modo, é recomendável que sejam obtidos fatores de correção para cada situação encontrada na rotina médica.

No presente trabalho são obtidos, experimentalmente, os fatores de correção para o resultado de medições realizadas no ativímetro modelo 25 CRC 25-R Capintec/USA) em seringas de diversas capacidades e com diferentes volumes de solução salina de ^{99m}Tc .

Materiais e Métodos

As seringas estudadas possuem capacidade de 1 ml, 3 ml e 5 ml, da marca BD (Becton Dickinson), contendo diversos volumes de solução salina de ^{99m}Tc .

O ativímetro CRC-25R da Capintec foi calibrado com uma fonte padrão rastreada ao padrão metrológico para ^{99m}Tc , mantido pelo Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes – LNMRI/IRD. Esse padrão, na forma líquida com volume de 4 ml, é contido em um frasco tipo 10R fabricado pela SCHOTT Pharmaceutical Systems.

Para cada seringa, foi retirado do frasco 10R, com 4 ml de solução de ^{99m}Tc , um determinado volume (inicial) e transferido para a seringa. Todos os volumes foram medidos com pipetas calibradas da marca Eppendorf. Foi adicionado solução salina ao frasco 10R, no mesmo volume de solução de ^{99m}Tc retirada.

Os frascos foram medidos antes e após a retirada da solução de ^{99m}Tc , sempre com 4ml de solução. A diferença dos valores das medições das atividades foi atribuída à atividade transferida para a seringa. Para cada seringa, o acréscimo de volume foi obtido com a adição de solução salina, mantendo deste modo a atividade inalterada.

Resultados

Na tabela 1 são apresentadas para cada tipo de seringa, os volumes iniciais da solução de ^{99m}Tc e as correspondentes atividades.

Os erros nos resultados das medições da atividade de ^{99m}Tc contida em seringas de 1 ml da marca BD são subestimadas de 2 a 3 %, dependendo do volume da solução. Para seringas de 3ml e 5 ml, a atividade é superestimada de 1 % a 2 % (tabela 2). Os fatores de correção, para uma mesma seringa, referente aos diversos volumes de solução radioativa contida na mesma, variam, no máximo 1 %.

Conclusões

Os resultados obtidos indicam que, na prática, não há necessidade de empregar fatores de correção para cada um dos volumes de solução contida na seringa. Para cada tipo de seringa, pode ser utilizado apenas um fator de correção para todos os volumes utilizados de solução radioativa. O mais adequado seria utilizar o fator de correção referente ao volume de solução mais usual na rotina clínica.

Tabela 1: Características geométricas das seringas e atividades de ^{99m}Tc utilizadas.

Capacidade seringa [ml]	Volume inicial da solução na seringa [ml]	Atividade [MBq]
1	0,2	5,36
3	1	40,3
5	1	30,3

Tabela 2: Fatores de correção para medições de ^{99m}Tc realizadas nas seringas em ativímetro calibrado com frasco 10R com 4 ml de solução.

Seringa - 1 ml		Seringa - 3 ml		Seringa - 5 ml	
Volume da solução [ml]	Fator de correção	Volume da solução [ml]	Fator de geometria g	Volume da solução [ml]	Fator de correção
0,2	1,020	1	0,983	1	0,987
0,4	1,016	2	0,982	2	0,987
0,6	1,027	3	0,990	3	0,987
0,8	1,025			4	0,990
1	1,030			5	0,993

Agradecimentos

À Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado do Rio de Janeiro – FAPERJ pela bolsa de estudo concedida (processo SEI-260003/009494/2021)..

À Clínica de Medicina Nuclear Vilella Pedras por permitir a utilização de suas instalações para a realização das medições.

Referências

1. The Selection, Use, Calibration and Quality Assurance of Radionuclide Calibrators Used in Nuclear Medicine - AAPM REPORT NO. 181, 2012.
2. Owner's Manual, CRC® -25R, Capintec, Inc., Rev. H, 2013.
3. Tyler, D.K., Woods, M.J. Syringe calibration factors for the NPL Secondary Standard Radionuclide calibrator for selected medical radionuclides. Appl. Radiat. Isot. 59, 367-372, 2003.
4. Santos, J.A.M., Carrasco, M.F., Lencart, J., Bastos, A.L. Syringe shape and positioning relative to efficiency volume inside dose calibrators and its role in nuclear medicine quality assurance programs. Appl. Radiat. Isot. 67, 1104-1109, 2009.
5. Tyler, D.K., Baker, M., Woods, M.J., NPL secondary standard radionuclide calibrator. Syringe calibration factors for radionuclides used in nuclear medicine. Appl. Radiat. Isot. 56, 343-347, 2002.
6. Ceccatellia, A., Benassia, M., D'Andrea, M., De Felice, P., Faziob, A., Nocentini, S., Strigari, L. Experimental determination of calibration settings of a commercially available radionuclide calibrator for various clinical measurement geometries and radionuclides. Appl. Radiat. Isot. 65, 120-125, 2007.
7. Bauwens, M., Pooters, I., Cobben, R., Visser, M., Schnerr R., Mottaghy, F., Wildberger, J., Wierst, R. A comparison of four radionuclide dose calibrators using various radionuclides and measurement geometries clinically used in nuclear medicine. Physica Medica 60, 14-20, 2019.
8. Correia, A. R., Iwahara, A., Tauhata L., Rezende, E. A., Chaves, T. O., Oliveira, A. E., Oliveira, E., M. Fatores de correção volumétrica na medição de atividade de ^{99m}Tc e ^{123}I em calibradores de radionuclídeos. Radiol. Bras.; 45(2),93–97, 2012.
9. Protocol for Establishing and Maintaining the Calibration of Medical Radionuclide Calibrators and their Quality Control NPL No 93, 2006

International Joint Conference Radio 2022

Desenvolvimento de um Modelo Computacional Para Obtenção das Camadas Semirredutoras de Materiais Utilizados Como Blindagem Contra Radiação X Por Meio Do Código Monte Carlo N-Particle eXtended

Silva¹ M. L. N., Lima² F. R. A., Silva³ V. H. F. F

¹Centro Universitário Brasileiro - UNIBRA, lululuiza600@gmail.com

²Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste - CRCN-NE

³Departamento de Energia Nuclear da Universidade Federal de Pernambuco - DEN/UFPE

Introdução:

Desde a descoberta dos riscos que o uso da radiação ionizante oferece aos indivíduos em geral, a proteção radiológica é um tema bastante abordado no meio médico e científico com a finalidade de limitar a exposição à radiação para indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE) e membros do público em geral [1]. Deste modo, a blindagem estrutural serve para atenuar o nível de radiação do ambiente que se deseja controlar e a sua eficiência depende do material a ser utilizado, do tipo e energia da radiação emitida pela fonte, além da geometria do campo irradiado^[1]. Partindo dessa premissa, o Código Monte Carlo N-Particles eXtended (MCNPX) estuda simulações para obtenção de valores aproximados de dados experimentais, visando reproduzir, em um ambiente controlado virtualmente, o que se passa no mundo real, isto é, nos setores de radiodiagnóstico o MCNPX simula o transporte da radiação, bem como quantifica os fótons do efeito Compton e Fotoelétrico^[2]. Sendo assim, o presente trabalho tem como objetivo avaliar a atenuação de raios X de baixa energia (por exemplo, aquela utilizada em Mamografia) através de simulações computacionais e comparar com resultados experimentais.

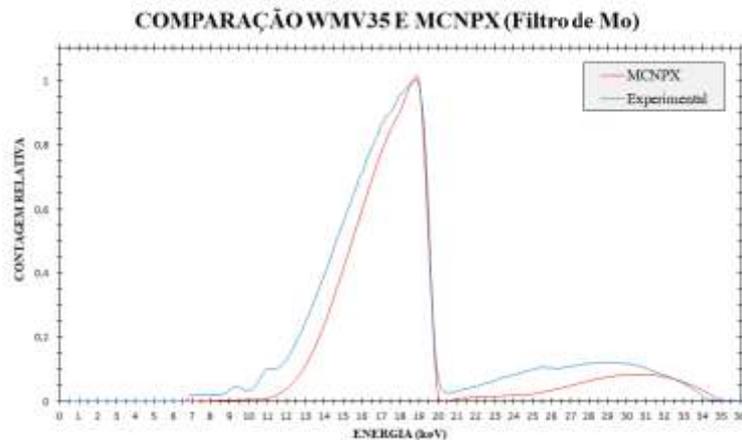
Metodologia:

Esta pesquisa foi elaborada obedecendo as seguintes etapas: estudo das literaturas de artigos científicos publicados relacionados ao tema; criação do arquivo de entrada (INPUT); construção da geometria para executar a simulação em MCNPX; comparação das medidas experimentais e dos parâmetros simulados do equipamento de raios X com qualidade WMV35; obtenção dos espectros de raios X, simulação da fonte, números de histórias e valores das curvas de transmissão; e validação da simulação por meio dos dados experimentais obtidos na literatura, integrando os métodos computacionais. Ademais, as atividades deste trabalho foram executadas por meio do uso de um computador com as versões mais atuais do MCNPX e do Microsoft Corporation, instaladas em um ambiente Windows 10 Home Single Language, com processador Intel® Core™ CPU @ 2.40GHz; memória RAM 12,0 GB e memória permanente de 1 TB; além de antivírus e de acesso à internet. Sendo assim, para simular o transporte de radiação e avaliar seus coeficientes de atenuação foi necessário construir a geometria dos seguintes itens: fonte de raios X, janela do tubo, colimador da saída da fonte e filtração adicional de molibdênio; da câmara de ionização, colimador do detector e volume sensível do detector colocados a uma distância de 100 cm em relação fonte. Por fim, todos os dados obtidos foram organizados em um arquivo de texto (txt) a ser lido pelo código MCNPX para comparar as medidas experimentais do espectro de raios X nas qualidades WMV35 para as energias de 35 keV com os parâmetros obtidos na simulação do número de histórias, contagem de interações e curva de transmissão.

Resultados:

Os resultados dessa pesquisa foram divididos em 4 fases: leitura e simulação dos dados organizados no arquivo de texto pelo código MCNPX; montagem de uma tabela com os resultado das simulações, número de contagem, número de contagem relativa e o tempo da simulação; determinação das curvas de transmissão MCNPX; comparação das curvas de transmissão WMV35 experimental e MCNPX, com a finalidade de validar a simulação. Logo, para cada irradiação foi escolhido 100 milhões de histórias, no total foram realizadas 35 simulações e as simulações duraram cerca de 43,2 horas para a obtenção dos resultados. Dessa forma, a partir dos resultados da simulação uma tabela foi desenvolvida com a finalidade de obter os valores dos números de contagem relativa.

Em seguida, portanto, foi gerado o gráfico com as curvas de transmissão experimental e MCNPX com os valores das interações dos fótons de raios X com o volume sensível do detector.



(Gráfico 1, fonte: o autor)

Conclusões: Neste trabalho foi simulado a atenuação de um espectro de raios X com qualidade WMV35 para energia de 35 KeV utilizando o código MCNPX e comparado com resultados experimentais. Sob esse ponto de vista, a comparação entre os resultados simulado e experimental demonstrou uma boa concordância.

Referências:

1. Lins, J.A.G, “APLICAÇÃO DO MATERIAL GESSO E DA MISTURA GESSO E BARITA COMO BLINDAGEM PARA BAIXAS ENERGIAS NA ÁREA DE RADIODIAGNÓSTICO ”, Brazilian Journal of Radiation Science, V. 8, pp. 16-17, 2020. <https://doi.org/10.15392/bjrs.v8i1.976>.
2. Silva, V.H.F.F, “INTEGRAÇÃO DE SIMULAÇÕES TOMOGRÁFICAS MCNPX ATRAVÉS DE IMPORTAÇÃO DA GEOMETRIA CFD DE FLUXO GÁS-SÓLIDO EM RISER A FRIO”, Repositório Digital da UFPE, pp. 30-39, 2019. <https://repositorio.ufpe.br/handle/123456789/35931>.

International Joint Conference Radio 2022

X- ray experimental set-up for *in-vivo* nail test

Zamboni^a C.B., Giovanni^a D.N.S., Almeida^a M.R.,
Todo^a A.S., Rodrigues Jr.^a O.

^aInstituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares-IPEN, Brasil
Av. Professor Lineu Prestes 2242
05508-000 São Paulo, SP, Brasil
czamboni@ipen.br

Introduction

In recent years, alternative techniques to investigate specific ions and metals, of clinical relevance, in the human body have made significant progress. These biochemical tests on body fluids like, for example, in serum, plasma and urine are very useful for various clinical diagnoses and for routine analysis (check-up). In the last years, X-ray Fluorescence (XRF) techniques have been applied to this clinical finality at IPEN/CNEN-SP, in collaboration with research centers from Brazil. The success in this alternative procedure for clinical analyses motivated us to verify the use a portable X-ray Fluorescence Spectrometry for *in-vivo* nail test as a diagnostic of some specific dysfunctions, such as, the evaluation of bone dysfunctions by measurement of Ca (bone decalcification) as well providing data on body hydration (Cl and K). In addition, provide useful data for sports medicine, mainly by the evaluation of S, responsible in the organism for collagen production and maintenance of muscle tissues.

In this investigation, a portable and compact equipment for X-ray Fluorescence, using targets of Ag and Au and low voltages (tens of KV) and current (few μ A), were evaluated for *in-vivo* nail test. Experimental conditions for current, voltage and exposition time, for both targets, and dose evaluation were investigated.

Experimental

The XRF analysis was performed using a compact X-ray spectrometer model X-123 SDD with Au/Ag X-ray targets. The characteristic X-ray fluorescent intensity of K_{α} lines were measured with a Si Drift detector (25 mm² x 500 μ m) with Be window (12.5 μ m). For the spectrometer calibration, certified standard solutions containing varying concentrations of Ca, Cl, K and S were prepared. All the spectral analysis was performed using WinQxas software (IAEA, version 1.3). The experimental conditions for voltage, current, as well as the appropriate choice of collimators and filters were investigated to reduce radiation exposure, to enable *in- vivo* analysis on nails.

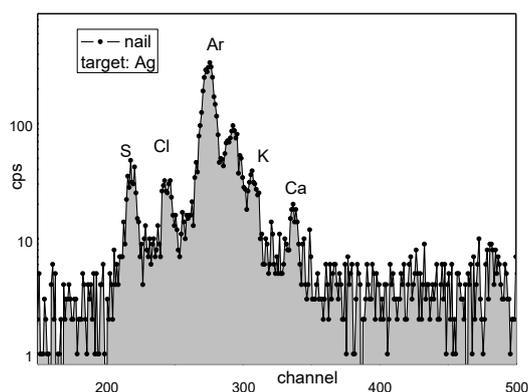
Results

In table 1 are present the optimized experimental conditions for *in-vivo* nail tests using compact XRF experimental set-up. This evaluation was performed using the emission line K_{α} (2.1 keV for S; 2.6 keV for Cl; 3.3 keV for K and 3.6 keV for Ca). To illustrate, in figure 1 is presented a XRF spectra for nail using the optimized experimental condition for Ag target (15 kV, 50 μ A, 10 s). In this figure, the Argon peaks (Ar) are due to its presence in air. The execution is faster (10s -15s), allows simultaneous analyzes of Ca, Cl, K and S and the dose exposition is below the established limits.

Table 1. Experimental conditions for XRF experimental set-up analysis

Experimental conditions	Targets	
	Ag	Au
Voltage, kV	15	30
Current, μ A	50	40
without vacuum	atmosphere	atmosphere
Detector /type	Silicon Drift	Silicon Drift
	with Be widow	with Be widow
Collimator, mm	5	2
Time count, s	10	15

Figure 1. Nail spectrum using X-ray experimental set-up with Ag target



Conclusion

There are several motivations and positive expectations for this clinical application, but the great advantage is the feasibility of using this facility in underserved regions, without a clinical laboratory. In addition, this X-ray experimental facility can be adapted for use in a Basic River Health Unit.

International Joint Conference Radio 2022

Assessment of energy and angular dependence of LiF:Mg,Ti dosimeters irradiated in the quality $H_p(0.07)$

Nascimento^a G. G., Silva^b C. R., Campos^a V. P., Campos^a L. L.

^aInstituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Av. Lineu Prestes, 2242, Cidade Universitária, São Paulo – SP

^bFaculdade Santa Marcelina, Rua Utupanema, 40, Itaquera, São Paulo - SP
gabrielgn@usp.br

Introduction: Dosimeters are devices that have the purpose of quantifying the dose that the worker received in a certain region of the body during his period of activities involving ionizing radiation [1, 2]. A dosimeter must have, at least, one physical property that varies as a function of the measured dosimetric quantity [3], in addition to the physical properties, the dosimeter must pass the calibration tests; the energy dependence and angular dependence tests are essential tests for the dosimeter calibration process [3]. Dosimeter calibration is essential both in the medical area (technicians, technologists, nurses, and doctors) and in the research area (production of radiopharmaceuticals and performance in different stages of the fuel cycle). In Brazil, so far, there are no standards for extremity dosimeters, therefore, in this work the recommendations of the Evaluation Committee of Testing and Calibration Services (CASEC) for whole-body dosimeters adapted for extremity dosimeters were used [1; 2]. The objective of this work is to evaluate the dependence of the dose evaluated in thermoluminescent dosimeters as a function of the energy and incidence angle of radiation.

Methodology: The irradiations were performed in the quality $H_p(0.07)$ using a phantom rod in a Cs-137 source and an irradiator Pantak/Seifert model Isovolt160 HS in the clinical radiodiagnostic range (50 kV - 150 kV) with energies of 48, 65, 83 and 118 KeV and dose of 10 mSv.

In the angular dependence test angles of 0, 20, 40 and 60° were evaluated using energy of 118 KeV and dose of 10 mSv. The Harshaw model 4500 reader was used for dosimeter readings and in the heat treatment process.

Results: To the energy dependence test 10 TLDs were irradiated 10 times with each energy and the TL response evaluated. To the angular dependence test 10 TLDs were irradiated 10 times at each angle and the TL response evaluated.

The average of the TL readings (\bar{A}_i) and the standard deviation (s_i) were obtained and are compared to the specified by the CASEC recommendations relative to energy and angular dependence of LiF:Mg, Ti dosimeters that using mathematical equations, must present the following limits: $0.7 > \frac{\bar{A}_i}{\bar{A}_5} \pm I_i \leq 1.3$ for energy dependence and $0.85 > \frac{\bar{A}_i}{\bar{A}_5} \pm I_i \leq 1.15$ for angular dependence. Tables 1 and 2 show the results of the energy dependence and angular dependence tests, respectively.

Energy keV	\bar{A}_i mSv	s_i	$0.7 \geq \frac{\bar{A}_i}{\bar{A}_5} \pm I_i \leq 1.3$
48	9.58	0.265	1.13
65	10.17	0.378	1.27
83	10.57	0.341	1.28
118	10.83	0.322	1.30
Cs-137	10.16	0.419	1.30

Table 1: Energy dependence test: average TL response and standard deviation as a function of incident energy.

Angle	\bar{A}_i mSv	s_i	$0.85 \geq \frac{\sum_{i=1}^4 \bar{A}_i}{4\bar{A}_1} \mp I_i \leq 1.15$
0°	10.52	0.229	1.146
20°	10.31	0.205	1.148
40°	10.29	0.198	1.145
60°	10.19	0.189	1.149

Table 2: Angular dependence test: average TL response and standard deviation as a function of incidence angle.

Conclusions: The results obtained in the energy and angular dependence tests present a small range of variation $\pm 0,5\%$ for energy dependence and $\pm 0,001\%$ for angular dependence, according to the CASEC recommendations. The results indicate that the dosimetry system studied meets the calibration requirements in the quality $H_p(0.07)$, using a phantom rod recommended by ICRU in Report 47 [4] in gamma radiation field (Cs-137) and X radiation at energies of 48, 65, 83 and 118 KeV recommended by CASEC and adapted to the equipment used.

References:

1. NASCIMENTO, G. et al. *Characterization and calibration of thermoluminescent dosimeters of LiF: Mg, Ti in the quantity $H_p(0.07)$* , INAC 21, 2021.
2. CASEC, Comitê de Avaliação de Serviços de Ensaio e Calibração, Desempenho de Monitoração Individual – Critérios e Condições, 2013.
3. OKUNO, Emico; YOSHIMURA, Elisabeth Mateus. Física das radiações. Oficina de Textos, 2016.
4. ICRU, International Commission on Radiation Units and Measurements, *Measurement of Dose Equivalent from External Photon and Electron Radiation*, Report 47, 1992.

International Joint Conference Radio 2022

Medidas experimentais do campo de raios X de um irradiador autoblindado do IDQBRN/CTEx

de Amorim^a A. S., Balthar^b M.C.V., Carvalho^a B. M. R., Cautivo^b R. M., da Silva^b V.C., Guedes^b W. B., Rocha^b F. C. I. M., Silva^a T. M. S., Curzio^a R. C.

^a Instituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN) / Seção de Defesa Radiológica e Nuclear (SDRN). Av. das Américas 28.705 - Guaratiba
23020-470 Rio de Janeiro - RJ - Brasil

^b Fundação Técnico Educacional Souza Marques. Av. Ernani Cardoso 335 - Cascadura 21310-310 Rio de Janeiro - RJ - Brasil
aneurideamorim@gmail.com

Introdução: O Laboratório de Raios X do Instituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN)/Centro Tecnológico do Exército (CTEx) foi criado em 2021 com o objetivo de estudar as interações de raios X com células, tecidos e agentes químicos e biológicos. Para tal, neste laboratório há um irradiador autoblindado de raios X (Smart 200, YXLON International X-Ray GmbH) que dispõe de uma bancada giratória de irradiação com 350 mm de diâmetro (Figura 1).

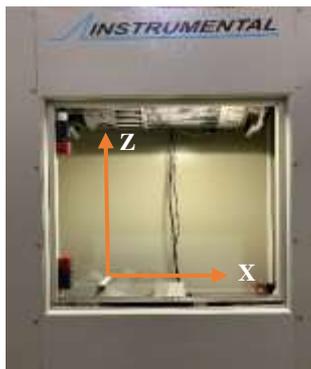


Figura 1 – Interior do irradiador autoblindado de raios X do IDQBRN/CTEx, destacando a bancada de irradiação.

Este estudo tem como objetivo realizar medidas experimentais do campo de radiação desse irradiador usando o sistema RaySafe Xi (RaySafe™) e o sistema de revelação digital de radiografia da Konica Minolta Regius Model 110. Neste intuito mediu-se o tamanho do campo de irradiação, a distribuição da dose absorvida sobre a bancada de irradiação, a variação da dose absorvida com a distância vertical da fonte-detector (a fim de verificar se essa atende à Lei do Inverso do Quadrado da Distância) e a linearidade do sistema (variação da dose absorvida em função do tempo de irradiação) [1].

Metodologia: Inicialmente, foram realizadas duas radiografias: uma com o chassi apoiado sobre a bancada de irradiação (afastada 655 mm da fonte) e outra com o chassi na distância de 355 mm da fonte para a determinação do tamanho de campo no plano xy . Adotou-se como parâmetros: tensão de 60 kV; corrente de 0,5 mA e tempo de irradiação de 60 s. Após o alinhamento do eixo central do irradiador com o centro geométrico da bancada de irradiação, definiu-se esse como o ponto de coordenadas ($x = 0$; $y = 0$; $z = 655$ mm). As medições da distribuição de dose absorvida sobre a bancada foram realizadas ajustando o equipamento com os seguintes parâmetros: 130 kV; 2,5 mA e 60 s nos dois sentidos dos eixos cartesianos x e y em pontos afastados de 50 mm, 100 mm, 150 mm e 160 mm da origem. As medições ao longo do eixo z foram realizadas considerando $x = y = 0$ com parâmetros de 130 kV; 2,5 mA e 60 s variando a distância do detector à fonte para as seguintes distâncias (z): 355 mm, 425 mm, 455 mm, 505 mm, 555 mm e 655 mm - sendo nessa última quando se posiciona o detector sobre a bancada de irradiação. Para verificação da linearidade do sistema realizou-se a medição da dose absorvida (parâmetros de 130 kV e 2,5 mA) para seguintes tempos de exposição: 30 s, 60 s, 300 s, 600 s, 900 s e 1200 s.

Resultados:

Tamanho do campo: As Figuras 2 e 3 mostram as radiografias do tamanho do campo com o chassi posicionado a 655 mm e a 355 mm, respectivamente, da fonte radioativa.



Figura 2 – Radiografia do tamanho de campo a 655 mm da fonte.

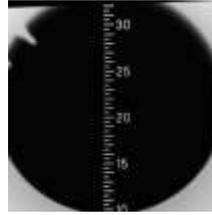


Figura 3 – Radiografia do tamanho de campo a 355 mm da fonte.

Distribuição da dose absorvida sobre a bancada de irradiação: A Figura 4 representa os gráficos com os resultados das medições experimentais caracterizando a distribuição de dose absorvida sobre a bancada nos dois sentidos dos eixos cartesianos x e y .

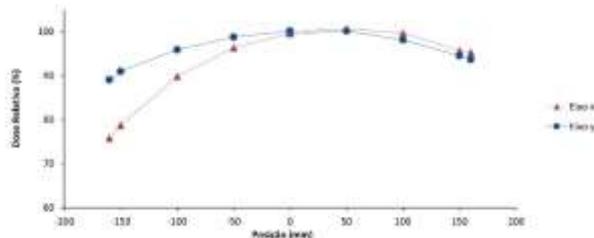


Figura 4 – Distribuição de dose absorvida no plano xy em $z = 655$ mm.

Lei do Inverso do Quadrado da Distância (LIQD): Na Figura 5 observa-se as medições experimentais da distribuição da dose absorvida ao longo do eixo vertical (z), bem como a equação do modelo matemático (potência) que melhor se ajustou ao conjunto de dados experimentais e o coeficiente de determinação (R^2).

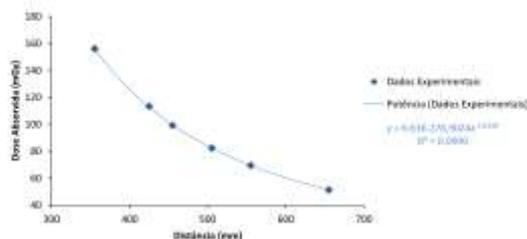


Figura 5 – Distribuição da dose absorvida ao longo do eixo vertical (z).

Linearidade do sistema: As medições para verificação da linearidade do sistema encontram-se explicitadas na Figura 6, assim como a equação do modelo matemático (linear) que melhor se ajustou ao conjunto de dados experimentais e o respectivo coeficiente de determinação R^2 .

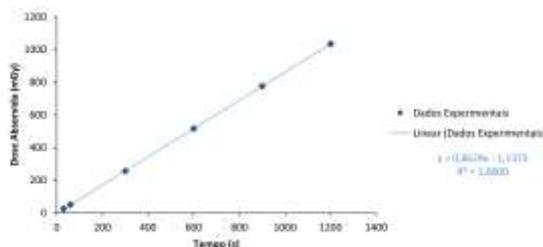


Figura 6 – Linearidade do sistema de 0,5 s a 1200 s.

Conclusões: A avaliação visual das radiografias realizadas permitiu estimar o diâmetro do campo de irradiação em 300 mm a 655 mm de distância da fonte e em 230 mm a 355 mm da fonte (Figuras 2 e 3, respectivamente). A distribuição da dose absorvida sobre a bancada de irradiação no plano xy (Figura 4) demonstra que existe um comportamento assimétrico para os valores ao longo do eixo x . Já para o eixo y , esta distribuição apresenta maior simetria. Assim, constatou-se que para irradiar de forma homogênea uma amostra centralizada na bancada, essa não deve ter um diâmetro superior a 200 mm. Confirmou-se que a variação da dose absorvida com a distância da fonte (z) corrobora um comportamento compatível com a LIQD para mais de 99,99 % das variáveis (Figura 5). Ademais, verificou-se o comportamento linear ($R^2 = 1$) do sistema para a variação da dose absorvida em função do tempo de irradiação (Figura 6), tornando possível calcular o tempo de irradiação de uma amostra em função da dose desejada.

Referências: [1] A. Colello Bruno et al. Biological X-ray irradiator characterization for use with small animals and cells. Brazilian Journal of Medical and Biological Research (2017) 50(3): e5848, <http://dx.doi.org/10.1590/1414-431X20165848> ISSN 1414-431X

International Joint Conference Radio 2022

Aplicação de fitas OSL na dosimetria em TC conforme a metodologia da AAPM

Terini^a, R. A., Oliveira^b, J. D., Yoshimura^a, E. M.

^a Instituto de Física, GDRFM, Universidade de São Paulo, São Paulo, SP, Brasil

^b Universidade Federal do ABC, CCNH, Santo André, SP, Brasil

E-mail de contato do autor: rterini@if.usp.br

Introdução: A Tomografia Computadorizada (TC) proporciona imagens em fatias, que permitem avaliação clínica dos pacientes com mais precisão. Apesar dos benefícios, entretanto, há forte preocupação dos trabalhadores da saúde, pacientes e público em geral, com os riscos devidos às doses de radiação absorvidas nesse tipo de procedimento, maiores do que na radiografia geral. Apesar dos esforços dos fabricantes, pesquisadores de vários países têm reportado doses cumulativas relativamente altas, devido em particular à repetição de exames¹. Artigos têm reportado análises sobre os modos possíveis de redução de dose em TC na prática². Para isso, é fundamental desenvolver métodos para quantificar a dose em TC com a maior confiabilidade possível. A metodologia usual para a dosimetria dos feixes de TC utiliza câmaras de ionização tipo “lápis” (de 10 cm) para a medição do CTDI (*CT Dose Index*) e grandezas derivadas (CTDI_w, CTDI_{vol}, DLP), parâmetros também fornecidos por muitos equipamentos clínicos de TC. Embora ainda utilizadas, essas métricas já não são mais apropriadas para os protocolos que usam feixes mais largos ou varredura helicoidal, pois foram definidas para feixes axiais e sem movimento da mesa de exames, e também para pacientes de tamanho padronizado, em função do uso de simuladores (*phantoms*) convencionais³. Em várias pesquisas feitas nas últimas décadas, verificou-se que a medida usual de CTDI₁₀₀ e CTDI_{vol} (este fornecido pelos *scanners* de TC) subestima a dose acumulada no centro do *gantry* em protocolos helicoidais e multi-slices, por não medir toda a contribuição do espalhamento da radiação.

O relatório do grupo TG111 da AAPM (*American Association of Physicists in Medicine*)⁴ propôs, então, uma metodologia unificada que utiliza uma câmara de ionização de pequeno volume (0,6 cm³), para levantar perfis de dose e integrá-los ao longo do eixo de um *phantom* longo o suficiente para se ter equilíbrio de dose, para varreduras de diferentes comprimentos L⁵. Obtendo-se, então, a dose de equilíbrio no centro e na periferia do simulador, pode-se calcular a *Dose de Equilíbrio Planar média* (D_{eqm}), grandeza proposta que se aproximaria mais da dose absorvida pelo paciente.

Também é possível medir-se perfis de dose usando dosímetros opticamente estimulados (OSLD)⁶. Desse modo, pode-se ganhar tempo e ainda obter valores de D_{eqm} com boa confiabilidade. Em trabalho recente⁷, apresentamos perfis de dose em TC, obtidos usando fitas OSL de Al₂O₃:C calibradas contra câmaras de ionização padrão. O objetivo do presente trabalho é contribuir para otimizar a dosimetria em TC, comparando perfis de dose obtidos com fitas OSL, com medições obtidas por outros autores.

Metodologia: Pelo menos 80 fitas OSL (Landauer Luxel™) de Al₂O₃:C com 220 mm de comprimento, 3,0 mm de largura e 0,3 mm de espessura, foram preparadas e inseridas em canudos plásticos pretos opacos, cujas extremidades foram vedadas. As fitas foram previamente submetidas a um processo adequado de *bleaching*. Inserindo-as nos orifícios de simuladores de PMMA cilíndricos *convencionais* de tórax e cabeça, levantou-se diversos perfis de dose de raios X num tomógrafo clínico, modelo GE HD750 Discovery, para feixes axiais de 100, 120 e 140 kV, entre outros, com colimação de 10 e 40 mm. A leitura das fitas OSL irradiadas foi feita posteriormente usando um leitor de fitas OSL construído pelo GDRFM no IF-USP. A calibração das fitas foi feita igualando os valores de CTDI₁₀₀ obtidos a partir dos perfis medidos e das leituras de câmara de ionização, em cada protocolo de irradiação.

Para verificação da metodologia, as razões entre os valores de CTDI₁₀₀ determinados neste trabalho no eixo central e na periferia (R₁₀₀ = CTDI_c/CTDI_p) – que evidenciam a distribuição de dose no interior do *phantom* – foram comparadas com aquelas obtidas para um scanner GE Lightspeed VCT⁶ também usando fitas OSL mas com um *phantom* longo, e com valores calculados⁸ para o tomógrafo GE HD750 a partir de diferentes medições feitas com câmara de ionização, conforme a recomendação do TG111 da AAPM.

Com os perfis calibrados, obteve-se curvas de aproximação ao equilíbrio e, com as doses de equilíbrio medidos no centro (D_{eq,c}) e na periferia (D_{eq,p}), calcula-se os valores de D_{eqm} para cada protocolo:

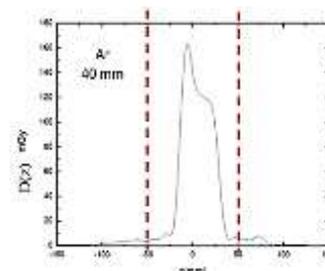
$$D_{eqm} = \frac{1}{2} (D_{eq,c} + D_{eq,p}) \quad (1)$$

Resultados: A Fig. 1 mostra um exemplo de perfil de dose (no ar, no caso) obtido com as fitas OSL. Pela Tab. 1, verifica-se que, com colimação de 40 mm, os valores de R_{100} , com o simulador de cabeça diferem entre 0,5 e 2,5% entre este trabalho e o de outros autores, e, com o simulador de tórax, entre -1,2 e 4,2%. Os valores não mudam muito com $nT = 10$ mm.

Tabela 1: Comparação, para $nT = 40$ mm, dos valores de R_{100} determinados neste trabalho⁷ a partir dos perfis de dose obtidos com fitas OSL, com aqueles obtidos por Ruan et al⁶, também com OSL, e por Li et al.⁸, com câmara de ionização.

Equipamentos			$R_{100} = \text{CTDI}_c/\text{CTDI}_p$		
Scanner	Fonte	Simulador	100 kV	120 kV	140 kV
GE HD750	Este trabalho ⁷ (OSL)	Cabeça	0,891	0,904	0,923
		<i>Tórax</i>	0,429	0,473	0,500
		<i>Tórax</i> ($nT=10$ mm)	0,443	0,463	0,501
GE HD750	Li et al. ⁸ (<i>bowtie</i> médio)	Cabeça	0,87	0,90	0,91
		<i>Tórax</i>	0,43	0,47	0,50
GE VCT	Ruan et al. ⁶ (OSL)	Cabeça	0,872	0,897	0,908
		<i>Tórax</i>	0,434	0,454	0,480

Fig. 1: Perfil de dose medido no ar, calibrado, traçado suavizado, para $nT = 40$ mm. As linhas delimitam a área para cálculo de CTDI_{100} .



As incertezas dos valores obtidos com os perfis OSL foram avaliadas em cerca de 3%. Assim, as diferenças entre as razões R_{100} dos três trabalhos não são significativas.

Além disso, os valores de CTDI_{vol} (obtidos a partir dos CTDI_{100}) derivados dos perfis de dose obtidos, foram inferiores em 25 a 32% aos valores de D_{eqm} (obtidos a partir das curvas de aproximação ao equilíbrio), para o simulador padrão de *cabeça*, e em 26 a 29% para o simulador de *tórax*. Tais diferenças são similares àquelas encontradas usando simuladores estendidos (450 mm ou mais)^{4,6,8}.

Conclusão: A diferença entre os valores de CTDI_{vol} e os valores de Dose de equilíbrio planar sugere que o risco radiológico aos pacientes é subestimado com o uso da informação reportada pelos equipamentos de TC. O método do CTDI pode ser executado com os simuladores padrões em tempo reduzido. Já o método do TG111 da AAPM é demorado e relativamente difícil de realizar em um ambiente clínico, embora produza resultados mais próximos às doses absorvidas no paciente. Nesse sentido, a obtenção de perfis de dose usando fitas OSL nos protocolos desejados pode ser uma boa alternativa, pois, além da boa precisão, utiliza bem menos tempo de clínica (pode-se medir até 5 perfis com uma única exposição), deixando o restante para análise externa. Além disso, os resultados mostram que, mesmo com um simulador padrão, ainda é possível evidenciar quase toda a diferença de dose absorvida que pode ser obtida com um *phantom* longo.

Referências:

- BRAMBILLA, M., VASSILEVA, J., KUCHCINSKA, A., REHANI, M.M. Multinational data on cumulative radiation exposure of patients from recurrent radiological procedures: call for action. *Eur. Radiol.* 30(5): 2493-2501, 2020.
- DEMB, J., CHU, P., NELSON, T. et al. Optimizing radiation doses for Computed Tomography across institutions: dose auditing and best practices. *JAMA Intern Med.* 177: 810–817, 2017.
- McCOLLOUGH, CH., LENG, S., YU L., CODY, DD., BOONE, JM., McNITT-GRAY, MF. CT dose index and patient dose: they are not the same thing. *Radiology.* 259(2): 311-316, 2011.
- AMERICAN ASSOCIATION OF PHYSICISTS IN MEDICINE (AAPM). Comprehensive methodology for the evaluation of radiation dose in X-ray computed tomography. AAPM report no. 111. Report of AAPM Task Group 111: The future of CT dosimetry. College Park, MD: AAPM, 2010.
- AMERICAN ASSOCIATION OF PHYSICISTS IN MEDICINE (AAPM). The design and use of the ICRU/AAPM CT radiation dosimetry phantom: an implementation of AAPM report 111. In: Bakalyar DM, Angel E, Boedeker KL, eds. The Report of AAPM Task Group 200. AAPM, 2020.
- RUAN, C., YUKIHARA, EG., COUSE, WJ. et al. Determination of multislice computed tomography dose index (CTDI) using optically stimulated luminescence technology. *Medical Physics* 37(7): 3560-3568, 2010.
- OLIVEIRA, J.D.; YOSHIMURA, E.M.; TERINI, R.A. Otimização na Avaliação de Doses em TC usando Dosímetros OSL em forma de Fita. *Revista Brasileira de Física Médica* (online) 15, 615, 2021.
- LI, X., ZHANG, D., AND LIU, B. Calculations of two new dose metrics proposed by AAPM Task Group 111 using the measurements with standard CT dosimetry phantoms. *Medical Physics* 40, 081914, 2013.

International Joint Conference Radio 2022

Deconvolução: uma análise de sua relevância para a área nuclear

Ramos^a M., Delgado^a J. U., Razuck^a F. B.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Av. Salvador Allende, 3773, Rio de Janeiro,
Brasil

ramos@ird.gov.br; delgado@ird.gov.br; fernando.razuck@ird.gov.br

Introdução

Em matemática, pode-se dizer que tanto a convolução quanto a deconvolução (que é operação inversa da convolução) são utilizadas para o processamento de sinais e imagens. Particularmente, na área de análise funcional e processamento de sinal, a convolução é um operador linear que, a partir de duas funções dadas, resulta em uma terceira que mede a soma do produto dessas funções ao longo da região subentendida pela superposição delas em função do deslocamento existente entre si [1]. O conceito de convolução está ligado à integral de superposição na óptica de Fourier, à integral de Duhamel na teoria das vibrações, ao Teorema de Borel no estudo de sistemas lineares invariantes no tempo, ao conceito de média móvel, às funções de correlação e de autocorrelação em estatística e em processamento de sinais, e a diversos conceitos usados em análise de imagens, como: digitalização, alisamento, embaçamento e aberração cromática [1]. Assim, é possível recuperar um sinal original após um filtro (convolução) usando um método de deconvolução com um certo grau de precisão, podendo ser aplicada em diversas áreas do conhecimento, como astronomia (radioastronomia), biologia (microscopia), física (física nuclear) e geologia (sismologia), por exemplo [2]. Neste sentido, tendo em vista a variedade de aplicações e a relevância do processo de deconvolução, mas tendo em vista a lacuna de revisões sobre a aplicação desta metodologia no Brasil, principalmente na área nuclear, este trabalho tem o objetivo avaliar, junto ao Banco de Teses e Dissertações da (BTD) da Coordenação de Apoio de Pessoal de Nível Superior (Capes), a produção sobre a temática na área nuclear [3].

Metodologia

Por entender-se o BTD como um importante indicador de produção bibliográfica [3; 4], foi realizada uma pesquisa qualitativa-quantitativa [5], identificando-se e classificando-se os trabalhos (pesquisa qualitativa) e fazendo-se uma análise por Área do Conhecimento (análise quantitativa), por meio da palavra-chave “deconvolução”. Isto porque pretende-se verificar ao final, a relevância da temática especificamente na área nuclear. Foram selecionados os trabalhos cuja palavra-chave “deconvolução” foi encontrada ou no título, ou no resumo ou nas palavras-chave ou até mesmo no corpo do texto.

Resultados e Discussão

Resultado geral por Áreas de Concentração e de Avaliação

Foram encontrados no total 343 trabalhos ao se utilizar como palavra-chave “deconvolução”, sendo deste total 122 teses (doutorado) e 197 dissertações (mestrado, sendo 196 acadêmicos e 1 profissionalizante), entre os anos de 1988 e 2021. No total foram encontrados trabalhos em 8 Áreas do Conhecimento⁶ [8], sendo assim distribuídas: Ciências Agrárias (5); Ciências Biológicas (10); Ciências da Saúde (15); Ciências Exatas e da Terra (191); Ciências Humanas (1); Ciências Sociais Aplicadas (1); Engenharias (78); Multidisciplinar (18). Observa-se aqui uma maior concentração nas áreas de Ciências Exatas e da Terra, seguida por Engenharias, o que é natural,

⁶ De acordo com a Capes, existem 9 Grandes Áreas do Conhecimento (Ciências Exatas e da Terra; Ciências Biológicas; Engenharias; Ciências da Saúde; Ciências Agrárias; Ciências Sociais Aplicadas; Ciências Humanas; Linguística, Letras e Artes; Multidisciplinar), as quais se distribuem em 49 Áreas de Avaliação.

tendo em vista as aplicações matemáticas. Porém, é possível encontrar trabalhos em todas as áreas do conhecimento (exceto da Linguística), mostrando a aplicabilidade do método.

Resultados para a área nuclear

Especificamente para a área nuclear, foram encontrados 23 trabalhos, entre os anos de 1993 e 2021, sendo 7 de mestrado e 16 de doutorado, em 9 Programas de Pós-Graduação de 8 Instituições diferentes:

- Tecnologia Nuclear -7 (3M e 4D da Universidade de São Paulo/Instuto de Pesquisa Energéticas e Nucleares);
- Física – 3 (2D da Universidade de São Paulo e 1D da Universidade Federal de Sergipe);
- Engenharia Nuclear – 3 (1M e 2D da Universidade Federal do Rio de Janeiro);
- Alimentos e Nutrição –1 (1D da Universidade Estadual de Campinas);
- Tecnologias Energéticas Nucleares – 1 (1D da Universidade Federal de Pernambuco);
- Química – 1 (1D da Universidade Federal do Rio de Janeiro);
- Radioproteção e Dosimetria – 5 (1M e 4D do Instituto de Radioproteção e Dosimetria);
- Engenharia Biomédica – 1 (1M da Universidade Tecnológica Federal do Paraná); e
- Ciência e Tecnologia das Radiações, Minerais e Materiais – 1 (1M do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais).

Assim, os trabalhos envolveram diferentes aplicações na área nuclear, como no estudo de: Radiação Gama; Reações fotonucleares; Espectrometria de nêutrons; Análise de perfis de difração de raios X; Probabilidade de emissão de fótons; Espectroscopia de massa por tempo de voo; Metrologia; Padronização Primária; Dosimetria; Proteção Radiológica e Radioterapia, Fontes como ^{133}Ba , ^{223}Ra e Eu^{+3} ; e métodos matemáticos, como Algoritmos genéticos, Análise de Fourier, Método de Warren-Averbach, Inteligência artificial e Modelagem computacional.

Conclusão

Apesar de ser um campo de aplicação e estudo na pós-graduação (o primeiro trabalho somente foi realizado em 1988), observa-se a variedade de aplicações da Deconvolução, haja vista a presença de trabalhos em 8 das 9 Áreas de Avaliação e 40 das 49 Áreas de Concentração da Capes. Especificamente com relação à utilização da Deconvolução na área nuclear, foram encontrados um total de 6,71% trabalhos (23 com relação ao total de 343), sendo o primeiro da área em 1993, o que demonstra uma atenção e aplicação do método nos diversos programas de pós-graduação. Por fim, vale ressaltar que um dos principais objetivos deste trabalho foi de se fazer uma revisão bibliográfica sobre a Deconvolução, uma vez que não foi possível encontrar maiores dados na bibliografia nacional.

Referências

- [1] BRACEWELL, R. **The Fourier Transform and Its Applications**. 3rd. Edition, New York: McGraw-Hill, 2000.
- [2] O'HAVER, T. **Intro to Signal Processing - Deconvolution**. University of Maryland at College Park. 2007.
- [3] BRASIL. Capes. **Banco de Teses e Dissertações (BTD)**. 2022.
- [4] AMORIM, F. D. C., FILHO, P. P. D. Q.; RAZUCK, F. B. Scientific knowledge management about Monte Carlo method: a bibliometric analysis on IRD Postgraduate Program in Radiation Protection and Dosimetry. **Brazilian Journal of Radiation Sciences**, 9(2B). 2021.
- [5] GIL, A. C. **Métodos e Técnicas de Pesquisa Social**. 5 ed. São Paulo: Atlas, 2007.

International Joint Conference Radio 2022

A importância do método de Deconvolução para a Espectroscopia de Massa na área nuclear

Ramos^a M., Delgado^a J. U., Razuck^a F. B.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Av. Salvador Allende, 3773, Rio de Janeiro, Brasil

ramos@ird.gov.br; delgado@ird.gov.br; fernando.razuck@ird.gov.br

Introdução

A Metrologia Nuclear é uma área da ciência da medição que possui diversos métodos de análises, com vários modelos de estudo, em que a extração correta dos dados se torna uma questão essencial na elaboração do método escolhido, sendo a opção considerada um fator que influencia diretamente a rastreabilidade destes resultados aos já estabelecidos [1, 2]. Neste sentido, o conhecimento de espectros de energia de radiações ionizantes incidentes ou espalhadas é importante nas áreas de física nuclear, física das radiações e física médica, por exemplo. Assim, a espectrometria⁷ é uma técnica comprovadamente eficiente e não destrutiva. Entretanto, para radionuclídeos cujos decaimentos são mais complexos, necessitam-se de métodos de análise que permitam discriminar energias próximas ou entrelaçamentos de dados estatísticos inerentes aos fenômenos nucleares. O documento que resume esta complexa cadeia de eventos é o espectrograma, produzindo as estimativas das contagens de fontes emissoras de fótons, em função das energias distribuídas em centenas de canais nos detectores semicondutores. A modelagem deste espectro é feita por meio de ajustes de dados experimentais e regressões não-lineares, que podem levar à solução com um número reduzido de parâmetros, tendo assim o observador um limite duvidoso na confiança deste sinal. É neste ponto em que a deconvolução do espectro entra como um método diferenciado, pois há linhas de energias muito próximas ou picos superpostos compondo o espectro [2]. A maioria dos espectrogramas dos radionuclídeos instáveis tem sido analisados e revistos nesses últimos anos, para vários emissores de fótons. Na busca de melhorias nos parâmetros do decaimento deste emissor alfa, usam-se os métodos de ajuste e deconvolução aplicados às geometrias dos detectores semicondutores, que estão presentes na espectrometria gama. Para o radionuclídeo sob análise, a estrutura das probabilidades relacionadas ao espectro de decaimento podem ser depuradas, comparando-se métodos e *softwares* empregados e suas diferenças ou particularidades. A qualidade dos dados espectrométricos, devido às radiações ionizantes, está fundamentada na identificação correta da existência de picos, e em uma boa estimativa dos parâmetros de suas posições e intensidades (áreas). Esses picos são os principais transportadores de informações, que estão compactados quando avaliados na resolução dos detectores. Os métodos de convolução e deconvolução representam as ferramentas mais eficientes para melhorar esta resolução nos dados. Com a decomposição dos picos sobrepostos e a identificação dos multipletos, o método é suficiente para melhorar a determinação das posições e intensidades dos picos de energia nos espectros gama [3;4]. Neste sentido, tendo em vista a variedade de aplicações e a relevância do processo de espectrometria, este trabalho tem o objetivo avaliar, junto ao Banco de Teses e Dissertações da (BTD) da Coordenação de Apoio de Pessoal de Nível Superior (Capes) [5], a produção sobre o uso da Deconvolução no processo de Espectrometria na área nuclear, tendo em vista a falta de uma revisão sobre a aplicação desta metodologia no Brasil.

Metodologia

Por entender-se o BTD como um importante indicador de produção bibliográfica [5], foi realizada uma pesquisa qualitativa-quantitativa, identificando-se e classificando-se os trabalhos (pesquisa qualitativa) e fazendo-se uma análise por área do conhecimento (pesquisa quantitativa), por meio da palavra-chave “Deconvolução”. Foram

⁷Em geral, a espectroscopia é a ciência do estudo (parte teórica) da interação entre matéria e energia irradiada, enquanto a espectrometria é o método (parte prática) usado para adquirir uma medida quantitativa do espectro; ou seja, a espectrometria é a medida da intensidade da radiação usando um dispositivo eletrônico. Vale destacar que a espectrometria de massa também é chamada de espectrometria de fótons.

selecionados os trabalhos cujo termo foi encontrado ou no título, ou no resumo ou nas palavras-chave, ou até mesmo no corpo do texto [6; 7]. Após esta busca, foi feita uma análise individual daqueles trabalhos que utilizaram a deconvolução na área nuclear. Para isso, foi realizado um refinamento (trabalho por trabalho) para aqueles que utilizaram algum termo relacionado à Espectro*, como “espectrometria”, “espectrograma”, “espectro” ou “espectrômetro”, por exemplo, no título, no resumo nas palavras-chave ou até mesmo no texto.

Resultados e Discussão

Foram encontrados no total 343 trabalhos ao se utilizar como palavra-chave “deconvolução”, sendo deste total 122 teses (doutorado) e 197 dissertações (mestrado, sendo 196 acadêmicos e 1 profissionalizante), entre os anos de 1988 e 2021. No total foram encontrados trabalhos em 8 Áreas do Conhecimento⁸, sendo assim distribuídas: Ciências Agrárias (5); Ciências Biológicas (10); Ciências da Saúde (15); Ciências Exatas e da Terra (191); Ciências Humanas (1); Ciências Sociais Aplicadas (1); Engenharias (78); Multidisciplinar (18). Especificamente para a área nuclear, foram encontrados 23 (vinte e três) trabalhos. Desses 23 trabalhos, 19 utilizaram algum termo relacionado à Espectro*. Os trabalhos foram produzidos entre os anos de 1993 e 2021, sendo 6 de mestrado e 13 de doutorado, em 8 Programas de Pós-Graduação de 7 Instituições diferentes:

- Tecnologia Nuclear -5 (2M e 3D da Universidade de São Paulo/Instuto de Pesquisa Energéticas e Nucleares);
- Física – 3 (2D da Universidade de São Paulo e 1D da Universidade Federal de Sergipe);
- Engenharia Nuclear – 3 (1M e 2D da Universidade Federal do Rio de Janeiro); ;
- Tecnologias Energéticas Nucleares – 1 (1D da Universidade Federal de Pernambuco);
- Química – 1 (1D da Universidade Federal do Rio de Janeiro);
- Radioproteção e Dosimetria – 4 (1M e 3D do Instituto de Radioproteção e Dosimetria);
- Engenharia Biomédica – 1 (1M da Universidade Tecnológica Federal do Paraná); e
- Ciência e Tecnologia das Radiações, Minerais e Materiais – 1 (1M do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais).

Conclusão

Apesar de terem sido encontrados poucos trabalhos que utilizam a Deconvolução na área nuclear (23 no total), praticamente todos (19) foram aplicados com relação à espectrometria de massa (fótons), mais especialmente na emissão gama. Neste sentido, é possível verificar a relação intrínseca existente entre Deconvolução e Espectrometria, em diversas áreas de pesquisa relacionadas à área nuclear.

Referências

- [1] VIM. **Vocabulário Internacional de Metrologia: Conceitos Fundamentais e Gerais e Termos Associados**. Instituto Nacional de Metrologia, Normalização e Qualidade Industrial (INMETRO), Led. brasileira. Rio de Janeiro. 2012
- [2] VAN GRIEKEN, R. E.; MARKOWICZ, A. A. **Handbook of x-ray spectrometry: Methods and techniques**. United States: N. p., 984. 1992.
- [3] MORHAC, M.; MATOUSEK, V. High-resolution boosted deconvolution of spectroscopic data. **Journal of Computational and Applied Mathematics**, 235, 1629- 1640 . 2011.
- [4] DELGADO, J. U.; MOREL, J.; ETCHEVERRY, M. Measurements of photon emission probabilities from the decay of ²²⁶Ra and daughters. **Applied Radiation and Isotopes**, v. 56, n. 1,p. 137- 143,2002.
- [5] BRASIL. Capes. **Banco de Teses e Dissertações (BTD)**. 2022.
- [6] AMORIM, F. D. C., FILHO, P. P. D. Q.; RAZUCK, F. B. Scientific knowledge management about Monte Carlo method: a bibliometric analysis on IRD Postgraduate Program in Radiation Protection and Dosimetry. **Brazilian Journal of Radiation Sciences**, 9(2B). 2021.
- [7] GIL, A. C. **Métodos e técnicas de pesquisa social**. 6. ed. São Paulo: Atlas, 2008.

⁸ De acordo com a Capes, existem 9 Grandes Áreas do Conhecimento (Ciências Exatas e da Terra; Ciências Biológicas; Engenharias; Ciências da Saúde; Ciências Agrárias; Ciências Sociais Aplicadas; Ciências Humanas; Linguística, Letras e Artes; Multidisciplinar), as quais se distribuem em 49 Áreas de Avaliação.

International Joint Conference Radio 2022

Detection limit calculation according ISO 11929 for in vitro radiobioassay ²¹⁰Pb determinations by LSC.

Sampaio^a C. S., Martins^a M. M., Sousa^a W. O.

^aDIDOS/IRD/CNEN, Av. Salvador Allende

camilla.sampaio@ird.gov.br

Introduction: In 2010 the International Organization for Standardization (ISO) abandoned the concept of minimum detectable amount (MDA) used in ISO 12790-1:2001 [1] in favor of detection limit (DL) presented in ISO 11929:2010 [2]. In the same way, ISO 28218:2010 “Performance criteria for Radiobioassay” [3] utilizes the concept of detection limit introduced by ISO 11929:2010 in its content. In 2013, the In Vitro Bioassay Laboratory (LBIOVT) from the Dosimetry Division (DIDOS) of the Institute of Radioprotection and Dosimetry (IRD) developed a new approach for the determination of ²¹⁰Pb by liquid scintillation counter (LSC) [4]. In that paper [4], LBIOVT/DIDOS/IRD calculated DL on the methodology developed in according to ISO 28218:2010 and compared it with the MDA value.

Methodology: The value of DL indicates the ability of a laboratory to detect a radionuclide in a sample. Firstly, the decision threshold shall be calculated to determine if the count rate from the measurand under analysis is different from the count rate of the appropriate blank [3]. According to ISO 28218:2010, the model for general chemical analytics is presented as:

$$y = (x_1 - x_2) \cdot w \quad (1); \quad w = \frac{x_6 x_8 \dots}{x_5 x_7 \dots} \quad (2)$$

The standard uncertainty $u(y)$ is as follow:

$$u^2(y) = w^2[u^2(x_1) + u^2(x_2)] + y^2 u_{rel}^2(w) \quad (3); \quad u_{rel}^2(w) = \sum_{i=5}^m \frac{u^2(x_i)}{x_i^2} \quad (4)$$

Considering $y = 0$ (with the approximation of $x_1 = x_2$): $u^2(0) = 2w^2 u^2(x_2)$ (5)

The decision threshold (y^*) and detection limit ($y^\#$) is calculated as, respectively:

$$y^* = k_{1-\alpha} \tilde{u}(0) \quad (6)$$

$$y^\# = y^* + k_{1-\beta} \tilde{u}(y^\#) \quad (7)$$

Results: Applying the methodology for ²¹⁰Pb measurements in water samples with liquid scintillation counter from (1) and (2):

$$A = \frac{n_s - n_0}{t \cdot \varepsilon \cdot Q \cdot Y}; w = \frac{1}{t \cdot \varepsilon \cdot Q \cdot Y} \quad (8)$$

Where:

- A is the activity measured in the sample;
- n_s is the gross counts of the sample;
- n_0 is the gross counts of the appropriated blank;
- t is the sample counting time;
- ε is the counting efficiency value for the given time after the precipitation;
- Q is the quantity of the sample measured;
- Y is the chemical yield.

Following equation (2): $y = A$; $x_1 = n_s$; $x_2 = n_0$; $x_5 = t$; $x_7 = \varepsilon$; $x_9 = Q$; $x_{11} = Y$

Setting the uncertainties: $u^2(x_1) = n_s$; $u^2(x_2) = n_0$;

$$u^2(x_5) = 0; u^2(x_7) = u^2(\varepsilon); u^2(x_9) = u^2(Q); u^2(x_{11}) = u^2(Y)$$

On the base of equation (4): $u_{rel}^2(w) = \frac{u^2(\varepsilon)}{\varepsilon^2} + \frac{u^2(Q)}{Q^2} + \frac{u^2(Y)}{Y^2}$ (9)

From equation (3): $u^2(y) = \frac{n_s+n_0}{(t \cdot \varepsilon \cdot Q \cdot Y)^2} + y^2 \left(\frac{u^2(\varepsilon)}{\varepsilon^2} + \frac{u^2(Q)}{Q^2} + \frac{u^2(Y)}{Y^2} \right)$ (10)

From equation (5) and (6): $y^* = k_{1-\alpha} w \sqrt{2n_0}$ (11)

On the basis of equation (8): $n_g = yw + n_0$ (12)

Replacing n_g from equation (12) in (10):

$$u^2 = w^2 \left(\frac{y}{w} + 2n_0 \right) + y^2 u_{rel}^2(w) \quad (13)$$

From equation (7) and (13):

$$y^\# = y^* + k_{1-\beta} \sqrt{w^2 \left(\frac{y^\#}{w} + 2n_0 \right) + y^{\#2} u_{rel}^2(w)} \quad (14)$$

Considering probability of the errors of first and second kind equal ($k_\alpha = k_\beta = k$):

$$y^\# = \frac{k w (k + 2\sqrt{2n_0})}{1 - [k^2 u_{rel}^2(w)]} \quad (15)$$

Comparing the MDA (L.Currie) [5] value with the LD value (ISO 11929) [2]:

$$MDA = \frac{3 + 4.65\sqrt{n_0}}{t \cdot \varepsilon \cdot Q \cdot Y} \quad (16)$$

Table 1 — Input data by LBIOVT for ^{210}Pb determination by LSC.

Quantity	Symbol	Value	Standard uncertainty	Unit
Sample counts	n_s	27.821	0.669	cpm
Background count	n_0	2.915	0.173	cpm
Counting time	t	60	-	min
Counting efficiency	ε	70.90	9	%
Sample aliquot	Q	0.963	0.006	L
Chemical yield	Y	82.5	5	%

Table 2 — Results according to the equations presented in this paper.

Quantity	Symbol	Value	Unit
Activity	y	0.737	Bq/L
Standard uncertainty	$u(y)$	0.079	Bq/L
Decision threshold	y^*	0.015	Bq/L
Detection limit	$y^\#$	0.033	Bq/L
Minimum detectable activity	MDA	0.032	Bq/L

Conclusions: The MDA and LD values did not differ virtually, the results stress that the main modification between the two standards, ISO 12790-1:2001 and ISO 11929:2010, are relative to the methodology. Even so, LBIOVT/DIDOS/IRD is working in other measurements which can bring more understanding about this changing throughout the ISO Standards.

References:

- 1- ISO 12790-1:2001. Performance criteria for radiobioassay — Part 1: General principles.
- 2- ISO 11929:2010. Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation — Fundamentals and application.
- 3- ISO 28218:2010. Performance criteria for Radiobioassay.
- 4- C.S. Sampaio, G.C.O. Medeiros, S.A. Mesquita, B.M. Dantas, W.O. Sousa, 2020. A new approach for the determination of ^{210}Pb by liquid scintillation counting. *Appl. Radiat. Isot.* 156 108972.
- 5- L. Currie, 1968. Limits for Qualitative Detection and Quantitative Determination. *Anal. Chem.* 40; pp. 586-593.

International Joint Conference Radio 2022

Study of ^7Be activity concentration in rainfall as a function of sampling height

Almeida Neto^a J. O., Damatto^a S. R., Maduar^a M. F., Leonardo^{a,b}, L., Teixeira^a, L. F.,
Domingos^b, R. M.

^a Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Av. Prof. Lineu Prestes, 2242, Butantã, SP.

^b Centro Universitário São Camilo, Av. Nazaré, 1501, Ipiranga, SP.

almeida.jose@usp.br

Introduction:

Beryllium-7 (^7Be) has been used as a tracer in environmental studies since the 1950s for several purposes. The understanding of its genesis and transport in the atmosphere is very important and many works have been carried out in different parts of the world¹. Zhang et al.² compiled a global data base of ^7Be deposition flux, with works published between 1955 and 2020. Based on these works, it can be concluded that there are few works performed in latitudes from 20° to 30°S , requiring greater efforts to understand its behavior in these environments. In addition, there is no standard height in the literature for the sampler's allocation, compromising the concentration comparison in different areas and at different heights. The objective of this work was to analyze, from the bibliometric mapping, the sampler installation heights and to verify whether the altimetric variation of sampling was statistically significant to change the ^7Be activity concentration. As a case study, ^7Be activity concentration was determined during the dry and wet seasons of 2021 and 2022 at four different heights and at ground level on IPEN campus, located in the city of São Paulo.

Methodology:

The database provided by Zhang et al.² is composed of 306 study areas, from which oceanic observations made at sea level were excluded. Thus, in the bibliometric analysis, 184 study areas were used, where the radionuclide deposition process and the sampler height indication were verified. For the present study, four 50 cm diameter conical malleable PVC samplers were made, fixed in a 23.5 m high water tank located at the Centro de Metrologia das Radiações - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (CMR/IPEN). Each sampler was connected by a hose to 20 L capacity gallons. In the laboratory, the volume of the samples was measured, they were filtered and acidified with HNO_3 at pH 2, concentrated to 100 mL and later placed in high-density polypropylene bottles (F100) for measurement by high-resolution gamma-ray spectrometry. Rainfall samples were collected from July 2021 to March 2022. Measurements of ^7Be gamma transition of 477.6 keV were performed using a CANBERRA hyper pure germanium (HPGe) detector with a beryllium window, model GX 2520, associated to an electronic system. The results were organized in tables in MS Excel® 2021 and ANOVA and Kruskal-Wallis statistical tests were performed using PAST® 3.0 software.

Results:

The bibliometric analysis (Figure 1-A) confirms the initial hypothesis that there is no standard height for installing the samplers, since in most works this sampling parameter is not mentioned. The main atmospheric deposition mechanism studied is the total deposition (Figure 1-B), due to the lower production cost and easier operation of the samplers. Based on the analyzed articles, the altitude variation of 23.5 m (Figure 1-C) shows great representativeness of the sample universe (95%). The monthly rainfall (L) plus ^7Be activity concentration ranges and means (Bq L^{-1}) are shown in Table 1 and, in Figure 1, the mean values of ^7Be activity concentration for each sampling height in the dry and wet seasons. In August and September 2021, there was only one rainy event each month.

Figure 1 – A) Indication of the sampler’s height in the bibliometric review; B) Types of atmospheric deposition studied; C) Schematic representation of the samplers showing the mean values of ⁷Be activity concentration (Bq L⁻¹) for each sampling height in the dry and wet seasons.

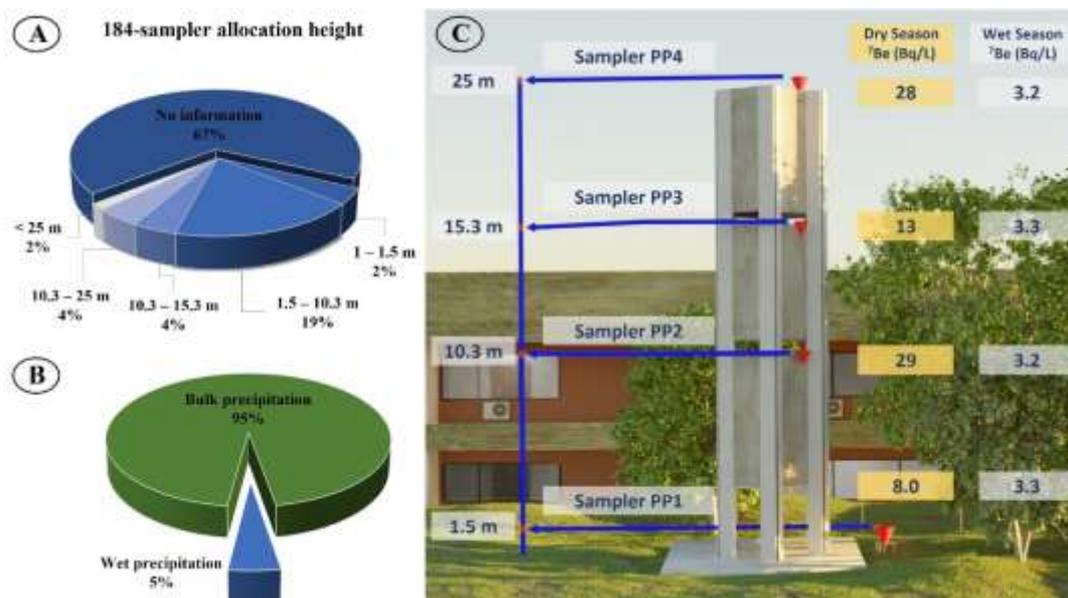


Table 1 – Monthly accumulated rainfall (L) and ⁷Be activity concentration ranges and means.

Season/Month		Monthly rainfall (L)				⁷ Be (Bq/L) Activity concentration interval Monthly mean			
Season	Month	PP1	PP2	PP3	PP4	PP1	PP2	PP3	PP4
Dry	Jul/21	7.1	2.7	3.9	6.1	3.11–15.3 9.22	4.69–53 29	4.79–39 22	5.69–97 52
	Aug/21	6.3	3.1	3.7	5.1	6.67±0.49	**< 1,20	2.74±0.39	2.71±0.33
	Sep/21	4.4	2.5	3.1	3.6	6.97±0.92	**< 7.40	5.87±1.05	6.66±0.97
Wet	Dec/21	44.2	32.7	36.5	32.4	1.61–5.23 3.17	1.36–4.28 2.45	0.97–3.80 2.04	1.21–5.71 2.88
	Jan/22	76.9	37.9	2.4*	70.2	3.24–4.19 3.58	5.53±0.34	5.73±0.79	1.4–4.95 3.08
	Feb/22	22.7	7.6	8.3*	20.4	2.11–3.96 3.03	**< 8,20	**< 1,38	3.41±0.5
	Mar/22	35.1	16.0	21.1	9.9*	1.96–5.64 3.44	**< 1.85	2.23–5.71 3.97	0.12–6.41 3.26

* sampling problems ** sample detection limit

Statistical tests were performed for three different scenarios: i) evaluation by season; ii) monthly analysis and; iii) analysis by collection. Only a statistically significant variation was found for the parameter volume collected among different seasons.

Conclusions:

The height of sample collection is a parameter that receives little attention in the literature. The results of the case study indicate that the variation of 23.5 m in height is not statistically relevant for the change in the ⁷Be activity concentration. The results obtained corroborate with unpublished data for the study area and in the understanding of the dynamics of the ⁷Be radionuclide in latitudes from 20° to 30°S.

References:

- BIANCHI S.; PLASTINO W.; BRATTICH E.; DJURDJEVIC V.; LONGO A.; HERNÁNDEZ-CEBALLOS M.A.; SARVAN D.; AJTIĆ J. Analysis of trends, periodicities, and correlations in the beryllium-7 time series in Northern Europe. *Appl. Radiat. Isotopes*, 148: 160-167, 2019.
- ZHANG F.; WANG J.; BASKARAN M.; ZHONG Q.; WANG Y.; PAATERO J.; DU J. A global dataset of atmospheric ⁷Be and ²¹⁰Pb measurements: annual air concentration and depositional flux. *Earth System Science Data* 13, p. 2963-2994, 2021.

International Joint Conference Radio 2022

Determinação de blindagem bilaminada de aço e chumbo para viaturas militares

Azevedo^a A. M., Cardoso^a D.O., Medeiros^a M.P.C, Gavazza^a S., Morales^a R. K.

^aInstituto Militar de Engenharia / Seção de Engenharia Nuclear (SE/7)

Praça General Tibúrcio, 80, 22290-270, Urca, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

ary.azevedo92@gmail.com

Introdução: Com os avanços da tecnologia nuclear e radiológica, que trouxeram diversos benefícios para a humanidade, como a capacidade de geração de energia elétrica em larga escala, tratamentos específicos contra o câncer como a radioterapia e braquiterapia e ainda no campo da medicina o avanço proporcionou auxílio no diagnóstico de doenças.

Ao longo do tempo ocorreram diversos acidentes, um dos mais famosos e que é considerado o maior acidente nuclear da história, foi o que aconteceu em 26 de abril de 1986 em *Chernobyl*. Em suma após uma falha dos sistemas, o núcleo do reator não aguentou e explodiu expelindo para atmosfera combustível e rejeitos nucleares.

(1)

No Brasil houve um acidente radiológico em Goiânia, onde uma fonte de cézio-137 proveniente de um aparelho de radioterapia, que se localizava no Instituto Goiano de Radioterapia gerou o acidente. A fonte de cézio-137 que era selada e estava envolta em um invólucro de chumbo foi rompida e a contaminação se deu tanto pela manipulação do material, tanto pela dispersão do aerossol gerado na violação da fonte. (2)

Além de possíveis acidentes, o terrorismo faz o uso de material radiológico utilizando RDD – tradução livre: Dispositivo de Dispersão Radiológico - conhecida também como bomba suja, que de maneira geral pode-se caracterizar como a dispersão de material radioativo por meio de explosivos. (3)

Tendo em vista as probabilidades de acidentes, incidentes e ataques terroristas, o presente trabalho é a continuação do estudo para blindagem bilaminada de raios- γ utilizando o aço balístico usado no carro de combate Guarani, e chumbo.

Metodologia: Para alcançar o objetivo do trabalho foi adotado uma sequência de cálculos analíticos, experimentos em laboratório e simulações computacionais com os materiais relacionados.

Os cálculos analíticos foram realizados com a fórmula de fator de transmissão de blindagens. (4)

O coeficiente de atenuação linear do aço (μ) foi considerado igual ao do ferro, pois foi verificado nas normas ABNT específica para aço que o percentual químico de ferro é igual ou superior a 95%. (5)

O cálculo do *buildup* foi feito utilizando a metodologia publicada por *Broder* em 1962. (6)

A fórmula de *Broder* usa como referência os cálculos do *buildup* de *Taylor*. Como não foram encontrados os parâmetros de *Taylor* para as respectivas energias propostas para o trabalho, foi realizada a interpolação desses parâmetros para as energias do Cobalto-60 e Césio-137.

Para verificar se a metodologia analítica poderá ser usada para o cálculo do fator de transmissão da blindagem proposta, foram realizados experimentos em laboratório com o detector BGO, com 16 espessuras diferentes de chumbo, variando de 0,0 cm até 2,01 cm, e mantendo a espessura de aço. Foram utilizadas três espessuras de aço diferentes, 0,65 cm, 0,85 cm e 1,40 cm.

O detector BGO tem a resolução de 16% para a energia de 662 KeV, e dispõe de uma fotomultiplicadora de silício.

Foram utilizadas as fontes de cézio-137 e cobalto-60 nos experimentos em laboratório. O tempo de contagem do cobalto- 60 foi de 2 horas e 30 minutos, e do cézio-137 foi de 15 minutos. A diferença de tempo foi necessária, para que tivesse uma boa estatística de contagem tendo em vista que a atividade do cobalto-60 já tinha ultrapassado a sua meia vida.

O fator de transmissão em laboratório foi calculado pelo método das contagens de espectro. Foi selecionada a área líquida dos fotopicos de interesse, com e sem a blindagem e foi feita a divisão dos resultados. O ângulo de incidência foi mantido constante para todas as espessuras.

A atenuação exponencial foi calculada pela divisão da área líquida dos fotopicos com e sem blindagem proveniente dos resultados experimentais da boa geometria experimental. Foi utilizado um colimador de 4 mm,

castelo para blindar a fonte e blindagem para o detector. Dessa forma o fator de *buildup* pode ser considerado 1. Nesse caso o fator de transmissão é igual a atenuação exponencial. (4)

A simulação computacional foi realizada em um modelo esférico. Foram simuladas o total de três esferas concêntricas, com a fonte no centro das esferas. A primeira esfera representa a blindagem de chumbo e seu raio é representado pela espessura desse material. A segunda esfera representa a blindagem de aço e seu raio é a soma das espessuras da blindagem. A terceira esfera é o vácuo que irá calcular o número de raios- γ que irá passar.

Para obtenção das respostas foi utilizado o *Tally F1* discretizado por energia. Esse *Tally* calcula o número de fótons ou partículas que ultrapassam a superfície desejada.

Como resposta desse setup pode ser considerado que os fótons que passaram sem perder energia é a atenuação exponencial, e soma de todas as partículas é o fator de transmissão.

As energias do cobalto foram simuladas individualmente.

O fator de *buildup* foi calculado pela fórmula analítica presente citada no livro do Attix. (4)

$$FB = \frac{\text{Radiação não colidida} + \text{Radiação colidida}}{\text{Radiação não colidida}}$$

As incertezas dos resultados foram calculadas pelas fórmulas de propagação de erro. (7)

Resultados: Um dos resultados obtidos é o fator de transmissão determinado por meio da boa geometria, da espessura de 1,4 cm de aço e 2,01 cm de chumbo. O resultado analítico foi 0,03, simulado 0,05 com um erro associado menor que 0,01 e experimental 0,04 com um erro associado menor que 0,01. Os resultados obtidos mostraram ser condizentes e apresentaram erro percentual baixo entre eles.

Os resultados do fator de transmissão, que foram calculados experimentalmente por meio da má geometria, não estão de acordo com o calculado e simulado, porém se tem a hipótese do porquê do erro.

Após a comparação dos fatores de transmissão, *buildup* e atenuação exponencial dos resultados analíticos e simulados foi possível criar um protocolo de dimensionamento de blindagens bilaminadas de aço e chumbo.

Conclusões: Os cálculos do fator de transmissão, *buildup* e atenuação exponencial analítico e simulado mostraram ser condizentes quando comparado ao experimental, para o cálculo de blindagens bilaminadas.

A metodologia experimental serviu para comprovar a veracidade dos cálculos analíticos e do *setup* simulado proposto neste trabalho.

A metodologia analítica adotada mostrou ser eficiente para o cálculo do fator de transmissão da blindagem proposta. Podendo ser considerada como um protocolo de dimensionamento para blindagens bilaminadas de aço e chumbo.

Referências:

1. HELERBROK, R. "Acidente de Chernobyl"; Brasil Escola. Acesso em: 22 dez. de 2021. Disponível em: <<https://brasilecola.uol.com.br/historia/chernobyl-acidente-nuclear.htm>>.
2. Secretaria de saúde de Goiás. *Césio 137 Goiânia*. Acesso em: 22 dez. de 2021. Disponível em: <<https://www.saude.go.gov.br/cesio137goiania>>
3. Organização militar da praia vermelha. *Tópicos conceituais*. 2020. Acesso em: 22 dez. de 2021. Disponível em: <http://ompv.eceme.eb.mil.br/index.php?option=com_content&view=article&id=165>
4. ATTIX, F. H. *INTRODUCTION TO RADIOLOGICAL PHYSICS AND RADIATION DOSIMETRY*. 3. ed. Wisconsin: Willey-VHC, 1986. 663 p
5. RUNATTO, S. F. *INTRODUÇÃO AO ESTUDO DOS AÇOS*. Acesso em: 21 abr. de 2022. Disponível em: <<http://ftp.demec.ufpr.br/disciplinas/TM052/Prof.Silvio/INTRODU%C3%87O%C3%83O%20AO%20ESTUDO%20DOS%20A%C3%87OS-Parte%204.pdf>>.
6. BRODER, D. L.; KAYURIN, Y. P.; KUTUZOV, A. A. Calculating gamma buildup factors in heterogeneous media. In: *Atomnaya Energlya*. [S.l.: s.n.], 1962. p. 593–595.
7. TSOULFANIDIS, N. Landsberger, S. *MEASUREMENT AND DETECTION OF RADIATION*, 4th Edition. Flórida: Boca Raton, 2015. 606 p.

International Joint Conference Radio 2022

Uso da técnica de tomografia computadorizada óptica para dosimetria química com solução Fricke xilenol gel

*Tavares, P V S¹, Rodrigues Jr., O¹; Campos, L L¹

⁽¹⁾ Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Centro de Metrologia das Radiações

Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária, São Paulo – SP, Brasil.

*paulo.tavares@ipen.br

Introdução:

A dosimetria química de radiações se caracteriza por analisar mudanças de estruturas químicas de determinado material ocasionadas pela interação da radiação ionizante [1]. O dosímetro de sulfato ferroso, ou dosímetro Fricke, é uma referência na dosimetria química. A radiação ionizante provoca hidrólise na água presente da solução, assim os radicais livres reagem com os íons ferrosos (Fe^{2+}) acarretando uma reação de oxidação. A concentração de íons férricos (Fe^{3+}) advindos da reação de oxidação é correlacionada com a dose absorvida no material [2].

A adição de uma matriz gelificante permite conservar a estrutura da solução e diminuir a difusão de íons férricos aumentando assim o tempo para medida da solução. O alaranjado de xilenol é um ligante indicador de íons férricos mais utilizado, ele permite que a solução Fricke gel possa ser avaliada por análise óptica.[3]

As novas técnicas de radioterapia buscam entregar a dose de forma conformada diminuindo a irradiação de tecidos sadios adjacentes. Para isso é necessário um sistema de dosimetria complexo que consiga entregar resultados de dose em função de um volume. A dosimetria gel é estudada para esse tipo de aplicação [4]. Uma maneira de analisar o dosímetro Fricke irradiado é por tomografia computadorizada óptica [5]. As imagens são geradas a partir da variação da atenuação entre o antes e o depois da irradiação. Uma aplicação de algoritmos matemáticos de problemas inversos é usada para reconstruir as imagens obtidas. Com as reconstruções é possível analisar volumes de interesse na solução e correlacionar a variação da atenuação e a dose depositada no material.

Metodologia:

Para a preparação da solução Fricke Xilenol gel são usados os seguintes reagentes: gelatina suína, 270 Bloom (alimentícia) produzida pela Gelita, Brasil, ácido sulfúrico (H_2SO_4) pró-análise (PA), cloreto de sódio (NaCl) pró-análise (PA), sal de Morh / Sulfato de amônio ferroso, ($\text{Fe}(\text{NH}_4)_2(\text{SO}_4)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$) pró-análise (PA) e alaranjado de xilenol ($\text{C}_{31}\text{H}_{28}\text{N}_2\text{Na}_4\text{O}_{17}\text{S}$) pró-análise (PA) produzidos pela Merck.

Após o preparo, a solução foi colocada em frascos com diâmetro de 5 cm e altura de 7 cm e permaneceu em refrigeração ($4^\circ\text{C} \pm 1^\circ\text{C}$) por 20 horas até o momento de irradiação. Foram preparados 10 frascos da solução, que foi irradiada no equipamento Gammacell com uma fonte de ^{60}Co localizado no Centro de Tecnologia das Radiações, as soluções foram irradiadas com doses de 2 até 10 Gy em intervalos de 1 Gy. Após a irradiação, as análises por tomografia óptica foram realizadas no equipamento Vista 16 (ModusQA) localizado do Laboratório de Altas Doses da Gerência de Metrologia das Radiações.

Resultados:

A Figura 1 apresenta os cortes coronais das reconstruções da solução Fricke xilenol gel pós irradiação com doses crescentes de 2 Gy até 10 Gy. A porcentagem de atenuação está normalizada para o maior valor representado para a solução irradiada com 10 Gy. A Figura 2 apresenta os valores de atenuação em função da dose e de correlação das regiões de interesse selecionadas na solução Fricke xilenol gel.

Figura 1 - Cortes coronais das reconstruções da solução Fricke xilenol gel pós irradiação com doses crescentes de 2 Gy até 10 Gy. A porcentagem de atenuação está normalizada para o maior valor representado para a solução irradiada com 10 Gy.

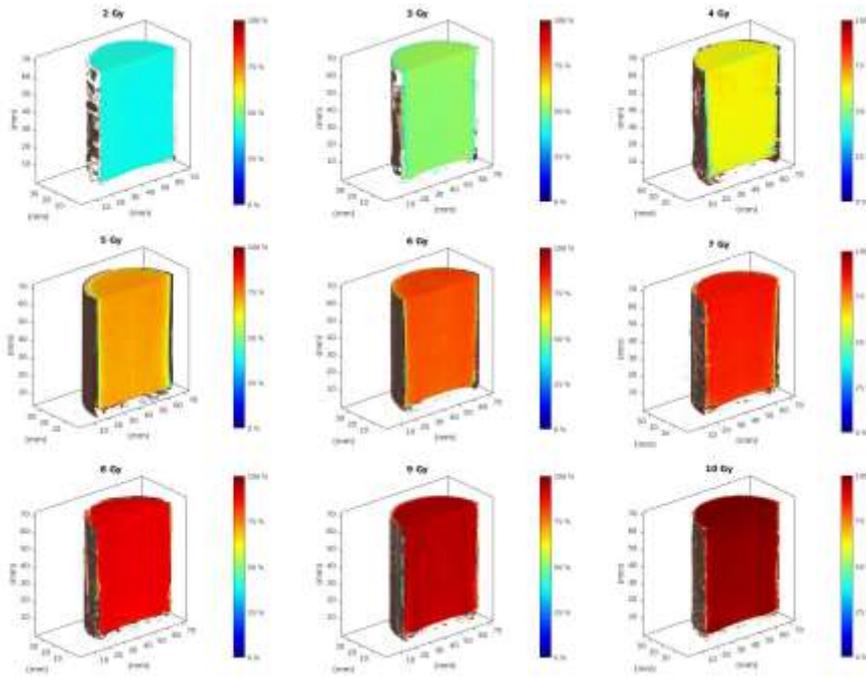
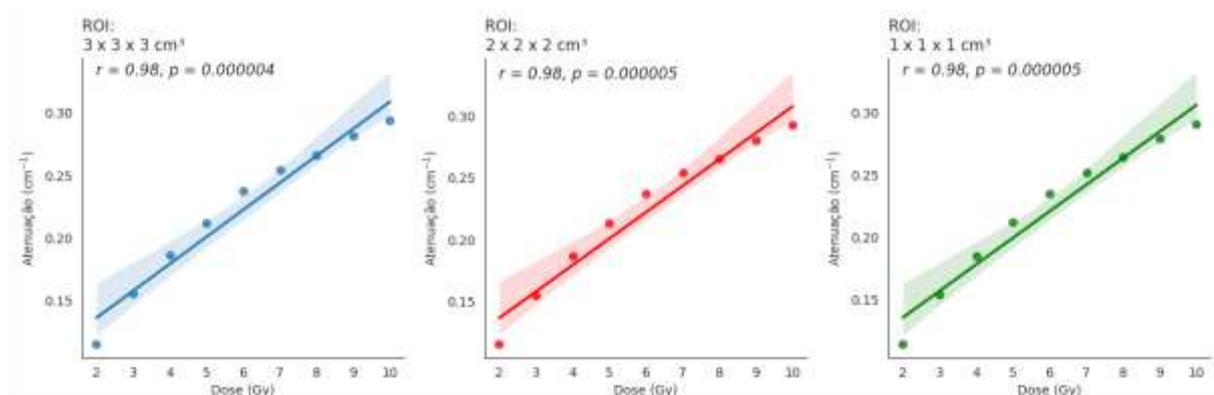


Figura 2 - Valores de atenuação em função da dose e de correlação das regiões de interesse selecionadas na solução Fricke xilenol gel.



Conclusões:

Os valores de atenuação apresentam correlação positiva com a dose, isto é, com o aumento da dose depositada há um aumento no valor de atenuação da região de interesse. Este resultado também é apresentado na reconstrução tridimensional da solução. Assim, a técnica de análise por tomografia óptica pode ser utilizada em futuros trabalhos para avaliação da dose em regiões irradiadas por equipamentos de radioterapia.

Referências:

- [1] MARRALE, Maurizio; D'ERRICO, Francesco. Hydrogels for three-dimensional ionizing-radiation dosimetry. *Gels*, v. 7, n. 2, p. 74, 2021.
- [2] ZHANG, Wei et al. Preparation of W1/O/W2 emulsion to limit the diffusion of Fe³⁺ in the Fricke gel 3D dosimeter. *Polymers for Advanced Technologies*, v. 31, n. 10, p. 2127-2135, 2020.
- [3] ALVES, Anderson Vinicius Silva et al. Investigation of chelating agents/ligands for Fricke gel dosimeters. *Radiation Physics and Chemistry*, v. 150, p. 151-156, 2018.
- [4] SANEI, Mastaneh et al. Introducing a chemical-based gel dosimeter for radiation measurement. *Radiation Physics and Chemistry*, v. 196, p. 110104, 2022.
- [5] ROUSSEAU, Alice et al. Fricke-Xylenol orange-Gelatin gel characterization with dual wavelength cone-beam optical CT scanner for applications in stereotactic and dynamic radiotherapy. *Physica Medica*, v. 97, p. 1-12, 2022.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação da heterogeneidade de dose no TBI utilizando o tórax do fantoma antropomórfico Rando-Alderson e TLD-100 em dois *setups* diferentes

^a Rodrigues F. G. F., ^b Nolasco A. Verde., ^c Meira-Belo L. C., ^c Silva C. R. E., ^a Fonseca T. C. F.

^a Universidade Federal de Minas Gerais, Av. Pres. Antônio Carlos, 6627 – 31270-901, B.H. MG

^b Instituto de Radioterapia São Francisco, Itapagipe, 762 – 31110-590, Concórdia, B.H. - MG

^c Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Mário Werneck 6627, 31270-901, B.H. MG

fernandonr@ufmg.br

Introdução:

TBI – *Total Body Irradiation* ou Irradiação de Corpo Inteiro é uma modalidade terapêutica que usa feixes de raio-X de altas energias para, por exemplo, destruir a medula óssea e células leucêmicas e imunossuprimir o paciente antes de receber um transplante de medula óssea. Esta modalidade também permite tratar uma série de leucemias e linfomas ou sarcoma de Ewing, linfomas não Hodgkin avançados, carcinoma de células (*oat cell*) do brônquio e linfossarcoma [1,2]. Uma das grandes dificuldades do TBI é obter a homogeneidade da dose em todos os órgãos irradiados e manter em até 10% as variações das doses absorvidas promovendo a eficácia do tratamento. Isso se dá devido aos diversos arranjos experimentais de irradiação possíveis e propostos em TBI. Uma enorme variação dos parâmetros de, por exemplo, posicionamento, angulação do *Gantry*, distância fonte-superfície do paciente (em inglês *SSD – source surface distance*), massa corporal, espaço físico disponível e a tecnologia dos equipamentos, são fatores específicos de cada instituição e colaboram para dificultar a replicabilidade desta modalidade. Diversos trabalhos publicados na literatura utilizam fantomas físicos para estudar a variação da dose absorvida em diversos órgãos [3-6]. O fantoma físico Rando-Alderson [7] é construído com tecido similar ao tecido humano em termos de densidades e composição elementar, geometria antropomórfica e em forma de fatias (ou *slices*). Em cada *slice*, diversas cavidades foram feitas para facilitar a alocação dos detectores de radiação com o objetivo de promover estudos dosimétricos das diversas técnicas de diagnósticos e terapias com radiação ionizante. Os dosímetros termoluminescente (TLD 100; LiF:Mg, Ti) é um tipo de detector de radiação utilizado para diferentes aplicações dosimétricas que ao ser submetido a um campo de irradiação por exemplo, um feixe de fótons, a dose absorvida pode ser estimada.

Este trabalho propõe estudar a heterogeneidade de dose absorvida utilizando TLDs-100 inseridos nas regiões pulmonares do fantoma físico Rando-Alderson masculino submetido a modalidade de tratamento TBI em dois cenários distintos. A região torácica sempre foi motivo de estudos em diversas pesquisas científicas devido a sua alta sensibilidade a radiação ionizante e, em TBI é importante estabelecer adequadamente a homogeneidade de dose nos pulmões cuja perspectiva é minimizar a incidência de intercorrências, como por exemplo pneumonites [5,6,8]. O primeiro *setup* foi realizado no serviço de tratamento oncológico do Centro de radioterapia do hospital São Francisco de Assis na cidade de Belo Horizonte - MG e o segundo *setup* foi realizado na Santa Casa de Misericórdia situado na cidade de Lavras-MG, Brasil.

Metodologia:

Os TLDs foram inseridos nas cavidades que compreendem a região pulmonar do fantoma Alderson masculino. A Figura 1 mostra um conjunto de TLD-100 em a e b é mostrado o *slice* 11 do fantoma Alderson. A escolha do posicionamento dos dosímetros em cada fatia foi feita de forma aleatória tendo como critério substancial a melhor cobertura da região de interesse. Para tal, foi necessário confeccionar tarugos para inserir os TLDs nas respectivas cavidades. Canudos plásticos foram utilizados devido ao fácil manuseio e diâmetro aproximado à cavidade do fantoma. Essas estruturas foram preenchidas com cera hospitalar utilizada em procedimentos radioterapêuticos, cujo objetivo é diminuir o ar interior oferecendo suporte aos dosímetros inseridos nas cavidades representativas pulmonares. Os dois *setups* experimentais foram planejados e arranjados de forma a utilizar os equipamentos e salas disponíveis em cada hospital.

O primeiro arranjo experimental foi realizado no Hospital São Francisco, usando um ELEKTA com feixe de 6 MV. O fantoma foi posicionado a 260 cm da saída do feixe no *Gantry* do acelerador, angulado a 57,8°, possibilitando a entrada do feixe no centro do fantoma, do lado direito (*slice* 16), com uma única dose de irradiação. A abertura de campo foi de 40 x 40 cm² e uma taxa de dose de 1000 UM (Unidade Monitora) foi aplicada durante 28,8 minutos. No total, 190 TLDs foram utilizados para medir as doses nos dois pulmões do fantoma. 10 TLDs foram inseridos por cavidade representativa

dos pulmões, direito e esquerdo. Os TLDs foram lidos na leitora RISØ TL/OSL modelo DA-20 do laboratório SECDOS - CDTN.

O segundo arranjo experimental foi realizado no Hospital da Santa Casa de Misericórdia. Neste experimento utilizou-se 135 TLDs posicionados nos pulmões direito e esquerdo do fantoma. Foram inseridos 3 TLDs por cavidade representativa dos pulmões. O torso foi irradiado com um ELEKTA 6 MV, com abertura de campo de 40 x 40 cm² a uma distância de 354 cm da saída do feixe no *Gantry* à linha média (*slice* 16) do fantoma. A angulação do *Gantry* foi de 90° sendo utilizado uma taxa de dose de 1614 UM e dois campos de irradiação, ou seja, 24,7 minutos para cada lado, direito e esquerdo do fantoma.



Figura 1: a) Conjunto de dosímetros termoluminescentes TLD-100; b) *Slice* 11 do fantoma Alderson Masculino.

Resultados:

A Tabela 1 apresenta os parâmetros de irradiação configurado nos dois experimentos. Os parâmetros, UM, SSD e o tempo são grandezas variáveis em cada instituição de tratamento.

Parâmetros	São Francisco (Exp. 1)	Santa Casa (Exp. 2)
UM	1000	1614*
SSD (cm)	260	354
Tempo (min)	28,80	24,70*

Tabela 1: Parâmetros utilizados em cada experimento.

*Dados de UM e tempo de irradiação para cada lado do fantoma.

No experimento 1, a máxima distância (SSD) entre o *gantry* e o fantoma obtida foi de 260 cm, sendo que o fantoma foi posicionado no piso da sala de tratamento. Fato é, que o arranjo experimental proposto para o *setup* 1 nem sempre é o mais indicado para pacientes submetidos ao TBI, devido sua frágil condição de saúde. No experimento 1, as doses obtidas nas medidas dos TLDs foram comparadas e uma heterogeneidade de aproximadamente 26% nos pulmões direito e esquerdo, foi encontrada. Neste experimento, o fantoma Alderson foi irradiado somente do lado direito, isto fez com que uma maior dose absorvida nos TLDs do pulmão direito fosse obtida.

No experimento 2, o *gantry* do acelerador foi posicionado a 90° em relação ao piso da sala e o fantoma foi posicionado sob um leito a 115 cm de altura à uma distância de 354 cm da fonte. Duas irradiações foram realizadas, uma do lado direito e outra do lado esquerdo do fantoma. A Tabela 2 mostra as doses encontradas nos pulmões esquerdo e direito do fantoma. A variação entre os resultados obtidos nos TLDs do pulmão esquerdo e direito foi de 1%.

São Francisco (1)	Pulmão Direito	Pulmão Esquerdo	Δ (%)
Dose Média (cGy)	(96,63 \pm 7,70)	(71,23 \pm 4,76)	26,30
Santa Casa (2)	Pulmão Direito	Pulmão Esquerdo	Δ (%)
Dose Média (cGy)	(132,36 \pm 6,30)	(133,87 \pm 13,90)	1,14

Tabela 2: Comparação entre os dois *setups* experimentais.

É possível observar que a heterogeneidade de dose nos pulmões do fantoma, no experimento 1 foi de 26,30% e está diretamente relacionada com o método proposto de irradiar somente um dos lados do fantoma, diferentemente da variação encontrada no experimento 2 que foi de 1,14%. Estudos encontrados em literatura apresentando resultados de dose para a mesma técnica confirmam a dificuldade em comissionar um protocolo único para aplicação de TBI em diversos hospitais devido a variabilidade dos equipamentos, espaços físicos, etc.[9]. Além desses citados, o posicionamento e o tempo de exposição também são critérios cruciais para viabilizar a replicabilidade da técnica. A proposta em irradiar em campo duplo resultou em uma distribuição de dose menor obtida nos pulmões do fantoma. No que configura a viabilidade da técnica, o experimento 2 foi o mais apropriado, uma vez que o experimento 1 caracteriza-se por maior complexidade no

que tange o posicionamento de um eventual paciente podendo não ser o mais adequado dentro da condição exequível para a modalidade de tratamento.

Conclusões:

Um estudo sobre a heterogeneidade de dose absorvida utilizando TLDs-100 inseridos nas regiões pulmonares do fantoma físico Rando-Alderson masculino submetido a modalidade de tratamento TBI foi realizada em dois cenários diferentes, no serviço de tratamento oncológico do Centro de radioterapia do hospital São Francisco de Assis na cidade de Belo Horizonte - MG e na Santa Casa de Misericórdia situado na cidade de Lavras-MG, Brasil. Os resultados mostraram que é possível obter uma homogeneidade de dose nos pulmões quando irradiado em campo duplo.

Referências:

- [1] J. Van Dyk, Chairman, J. M. Galvin, G. P. Glasgow, E. B. Podgorsak. *The Physical Aspects of Total Body Photon Irradiation*, AAPM Report N° 17. (1986)
- [2] Nolasco. V. A. *Métodos de dosimetria de superfícies aplicados ao controle de qualidade e investigação de dose na pele em tratamentos de Radioterapia*. Tese (Doutorado)–Universidade Federal de Minas Gerais–Departamento de Engenharia Nuclear, Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Dezembro de 2017.
- [3] Adelmo José Giordani, Helena Regina Comodo Segreto, Roberto Araújo Segreto, et al. *Measurement of absorbed radiation doses during whole body irradiation for bone marrow transplants using thermoluminescent dosimeters*. Radiol Bras 2004; 37(5): 343-349.
- [4] Jeffrey Y.C. Wong, MD, Andrea Riccardo Filippi, MD, Bouthaina Shbib Dabaja, et al. *Total Body Irradiation: Guidelines from the International Lymphoma Radiation Oncology Group (ILROG)*. International Journal of Radiation Oncology. 2018 Jul 1;101(3):521-529.
- [5] Eilen Llanes Veiga, Rodolfo Alfonso Laguardia, Roberto Caballero Pinelo. *In Vivo Dosimetry in Total Body Irradiation*. World Congress on Medical Physics and Biomedical Engineering. 2018 May 30; 68(2) 61-65.
- [6] Joanna Litoborska, T. Piotrowski, Agata Jodda, Julian Malicki. *Evolution of treatment planning and dose delivery methods during radiotherapy for patients undergoing bone marrow transplantation: a review*. 2020;65(1):19-30.
- [7] <https://rsdphantoms.com/product/the-alderson-radiation-therapy-phantom>(2021)
- [8] Michael Oertel, Christopher Kittel, Jonas Martel, et al. *Pulmonary Toxicity after Total Body Irradiation—An Underrated Complication? Estimation of Risk via Normal Tissue Complication Probability Calculations and Correlation with Clinical Data*. 2021 Jun 12;13(12):29-46
- [9] Lotte S. Fog, Andrew Wirth, Michael MacManus, et al. *Total body irradiation in Australia and New Zealand: results of a practice survey*. 2020 Sep;43(3):825-835

International Joint Conference Radio 2022

A desktop application for automatic gamma spectroscopy analysis with deep learning

Otero ^a G. L. A, Potiens ^a J. A, Marumo ^a T. J

^a Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN / CNEN - SP) Av. Professor Lineu

Prestes 2242 05508-000 São Paulo, SP

aglotero@usp.br

Introduction

Neural networks, particularly deep neural networks[1], are used nowadays with great success in several tasks, such as image classification[2], image segmentation[3], translation[4], text to speech[5], speech to text[6], achieving super-human performance.

Previous work investigates the properties of neural networks on gamma-spectroscopy characterization, using different input methods: reducing the input size by averaging ten by then channel[7], identifying the peaks on the spectra to use as input[8] and K-L transformation (a kind of signal compression technique) on the input spectrum[9]. Newest work[10] uses a neural network with all 1014 channel data.

In this work, we present a desktop application for automatic gamma spectroscopy analysis with deep learning. This work is focused on the ten most common radionuclides at the IPEN's Radioactive Waste Management Department, SEGRR. A machine learning model was trained with simulated data. The model is based on VGG-19 deep learning architecture, initially used for image classification.

Methodology

The PENELOPE/PenEasy Monte Carlo[11] software suite was used to simulate spectra in slightly different geometries. The base geometry consists of a) steel (ASTM A366 1008 alloy with a density of 7.68 g/c^3) drum filled with paper (density of 1.2 g/c^3); b) a source positioned inside and at the middle of the drum; c) an HPGe detector with 16384 channels multichannel.

The simulation parameters mimic the physical setup of the Ipen's Radioactive Waste Management Department. The Monte Carlo simulation allows only one source per simulation, to train and test with several radionuclides in one spectrum; the data set was enlarged, combining different spectra into a new one.

The deep learning model was built using Keras[12] with Tensorflow[13] and the desktop application was built using Python[14] programming language. The model outputs the probability of a radionuclide exist in the input spectrum and the corresponding activity, measured in Becquerel. The classification part of the model is based on previous work[15] and the corresponding activity is an addition built in this work.

Results

After 27 epochs of training, the classification accuracy and activity mean squared error reached the best possible values: higher accuracy with lower activity mean absolute error as shown in Figure 1.

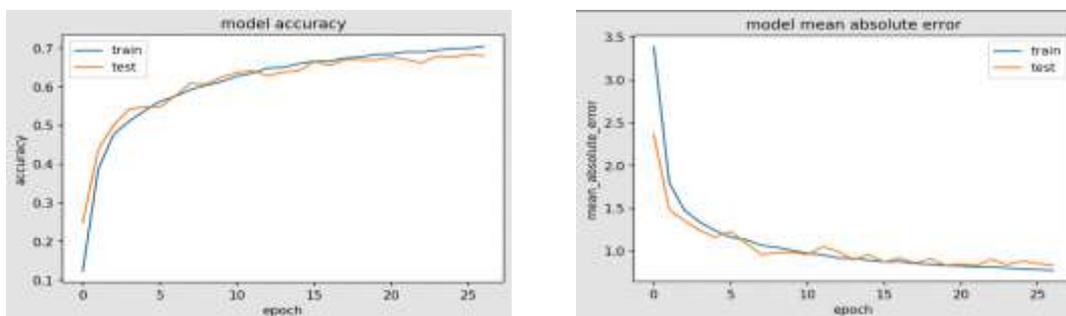


Figure 1: Model metrics during training.

The desktop application used to analyze the IEC files is showed at Figure 3.

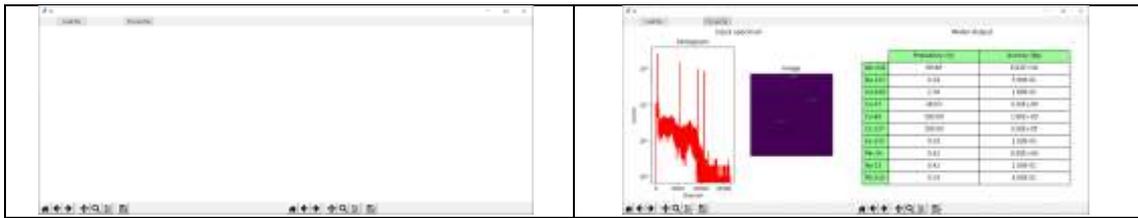


Figure 3: Application when started and after an analysis.

Conclusions

The model is capable of identifying the nuclides and estimate their correspondent activities. This application can be used at SEGRR to speed up the drum analysis that is performed in the daily operation routine.

References

1. Y. LeCun, Y. Bengio, G. Hinton, Deep learning, *Nature* 521 (2015) 436
2. K. Simonyan, A. Zisserman, Very deep convolutional networks for large-scale image recognition, arXiv preprint arXiv:1409.1556 (2013). K. He, G. Gkioxari, P. Dollár, R. Girshick, Mask r-cnn, in: *Proceedings of the IEEE international conference on computer vision*, 2017, pp. 2961–2969.
3. N. Kalchbrenner, L. Espeholt, K. Simonyan, A. v. d. Oord, A. Graves, K. Kavukcuoglu, Neural machine translation in linear time, arXiv preprint arXiv:1610.10099 (2016)
4. A. Graves, N. Jaitly, Towards end-to-end speech recognition with recurrent neural networks, in: *International conference on machine learning*, 2014, pp. 1764–1772
5. C. Chiu, T. N. Sainath, Y. Wu, R. Prabhavalkar, P. Nguyen, Z. Chen, A. Kannan, R. J. Weiss, K. Rao, K. Gonina, N. Jaitly, B. Li, J. Chorowski, M. Bacchiani, State-of-the-art speech recognition with sequence-to-sequence models, *CoRR* abs/1712.01769 (2017). URL: <http://arxiv.org/abs/1712.01769>. arXiv:1712.01769
6. P. E. Keller, L. J. Kangas, G. L. Troyer, S. Hashem, R. T. Kouzes, Nuclear spectral analysis via artificial neural networks for waste handling, *IEEE transactions on nuclear science* 42 (1995) 709–715
7. E. Yoshida, K. Shizuma, S. Endo, T. Oka, Application of neural networks for the analysis of gamma-ray spectra measured with a Ge spectrometer, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* (2002)
8. L. Chen, Y.-X. Wei, Nuclide identification algorithm based on k-l transform and neural networks, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* 598 (2009) 450 – 453
9. M. Kamuda, C. J. Sullivan, An automated isotope identification and quantification algorithm for isotope mixtures in low-resolution gamma-ray spectra, *Radiation Physics and Chemistry* 155 (2019) 281–2
10. Sempau, Josep. PENELOPE/penEasy User Manual. Version 2019-01-01 (2019).
11. Chollet, Francois, *Deep Learning with Python*, Manning Publications (2017).
12. Abadi, Martín et al, “Tensorflow: A system for large-scale machine learning”, 2th {USENIX} symposium on operating systems design and implementation ({OSDI} 16), p. 265-283 (2016).
13. LUBANOVIC, Bill., *Introducing Python: Modern Computing in Simple Packages.*, O'Reilly Media, Inc. (2014).
14. OTERO, André Gomes Lamas; JUNIOR, Ademar Potiens; MARUMO, Júlio Takehiro, “Comparing deep learning architectures on gamma-spectroscopy analysis for nuclear waste characterization”, *Brazilian Journal of Radiation Sciences*, v. 9, n. 1A (2021).

International Joint Conference Radio 2022

Levantamento radiométrico utilizando veículo terrestre sobre rodas remotamente pilotado para inspeção em instalações nucleares

Gonçalves J.L.¹ Nunes, W. V. , Cardoso, D.D'Ó.

¹Instituto Militar de Engenharia, Departamento de Engenharia Nuclear, Praça General Tibúrcio 80, CEP 22290-270, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

E-mail: ¹jlimagoncalves02@ime.eb.br

Introdução

Desde o acidente nuclear de Fukushima, em 2011, o uso de robôs móveis para caracterização e monitoramento radiológico tem aumentado significativamente.^[1] A principal aplicação desses dispositivos é na atuação frente a incidentes e acidentes nucleares, além de permitir a entrada em locais restritos à circulação humana visando a radioproteção.

Nesse sentido, este trabalho tem por principal finalidade desenvolver um VTRP (Veículo Terrestre Remotamente Pilotado) sobre rodas para levantamento radiométrico em situações de emergências tais como acidentes/incidentes envolvendo a dispersão de material radioativo. Sendo, assim, um meio seguro e eficaz de controle e monitoramento, cujo operador será preservado da exposição desnecessária à radiação, princípio ALARA. Além disso, as dimensões do veículo permitem a possibilidade de alcançar locais estreitos e de difícil acesso.

O projeto em questão foi realizado a partir de uma proposta de iniciação científica do IME, visando fomentar nos graduandos a produção científica acerca do tema de defesa radiológica.

Metodologia

Dentre os equipamentos utilizados, os principais foram: Chassi preto de acrílico e 4 rodas de plástico; 4 motores DC; 2 x Arduino UNO R3; Bateria 12 V; Radeye PRD ER; Ponte H dupla L298N; RPLIDAR A1; Mini câmera wifi Jozuze; 2 x Módulo NRF24L0; Sensor ultrassônico para arduino; Módulo joystick; Servo motor; 2 Baterias 9v; Raspberry Pi 3 B; Cartão de memória classe 10; Notebook com Bluetooth; Cabos Jumper FF, MM e FM.

Para além desses dispositivos físicos, softwares como o microcontrolador Arduino IDE 1.8.19^[2], RViz^[3], SLAM google cartographer^[4], ROS melodic^[5], Raspberry Pi OS^[6], Ubuntu^[7], e RadEye.exe são utilizados para a operação do robô.

Os códigos utilizados foram feitos com o objetivo de controlar o carro remotamente e visualizar as informações coletadas pelo detector no notebook, por meio do Raspberry Pi. Tais códigos foram feitos em linguagem C++, para o arduino, e Python, para o microprocessador Raspberry Pi^{[3],[4]}.

O funcionamento do veículo se dá pela integração da parte motora com o detector. Na parte motora, a ponte H dupla conecta os 4 motores DC e o microcontrolador (arduino Uno R3) comporta o código que recebe os dados advindos do controle remoto, ambos se comunicam entre si por meio das antenas NRF24L01, permitindo o controle do movimento do carro. Os sensores ultrassônicos indicam a distância do robô a eventuais obstáculos, para evitar colisões.

O RPLIDAR A1 é responsável pela localização do carro e pela criação do mapa da instalação a ser estudada. O mapa é gerado utilizando esse dispositivo e o software Rviz^[3], gera uma planta 2D do ambiente. Após o escaneamento inicial, com intuito somente de mapear a área de atuação, é feito um novo levantamento do local. Esse segundo momento objetiva registrar os dados obtidos pelo RadEye juntamente com a planta do ambiente inspecionado. Esse registro é apresentado com o auxílio de uma diferença de coloração para as taxas de dose em cada ponto de referência, indo do vermelho (alta taxa de dose) ao azul (baixa taxa de dose). Esses pontos são marcados a cada deslocamento de 50 cm, nas direções pré-definidas pelo primeiro levantamento.

O dispositivo que realiza a detecção da radiação gama é o RadEye PRD-ER, embarcado no veículo, e os dados obtidos são enviados via bluetooth para o Raspberry PI, que por sua vez encaminha os dados para o computador do operador, via WiFi. Essas informações posteriormente são unidas com o mapa gerado pelo GPS, originando o resultado final do levantamento.

Resultados preliminares

Este trabalho encontra-se na fase de consolidação do veículo terrestre remotamente pilotado sendo observados alguns ajustes necessários para uma boa operação durante os levantamentos radiométricos. Os resultados desses levantamentos serão apresentados no congresso. A Figura 1 destaca o estado atual do veículo

que está sendo transferido para uma plataforma maior e mais robusta a fim de comportar melhor os equipamentos embarcados.

Figura 1 - Versão preliminar do Veículo Terrestre Remotamente Pilotado



Conclusão

Este trabalho apresenta desenvolvimento de um veículo, remotamente pilotado, com o objetivo de realizar levantamentos radiométricos em situações de eventuais emergências em instalações nucleares. Nesta fase, os resultados ainda são preliminares, mas pretende-se apresentar até a data do congresso os levantamentos feitos em dois depósitos de rejeitos radioativos. Contudo, os testes realizados em cada etapa mostram que o funcionamento da parte motora do projeto, a comunicação entre o controle e o robô e a integração do raspberry com o aparelho GPS e o equipamento RadEye estão conforme o esperado. Sendo assim, acredita-se que esta pesquisa contribuirá significativamente para a atuação mais segura de equipes com vistas à sua proteção radiológica.

Referências

- [1]-BRID. B. *et al.* “A Robot to Monitor Nuclear Facilities: Using Autonomous Radiation-Monitoring Assistance to Reduce Risk and Cost” - IEEE, vol 26, i.1, 35-43, 2019.
- [2]- Site:<<https://www.arduino.cc/en/software>>, , acesso em 25/06/2022
- [3]-Site:<<https://ichi.pro/pt/mapeamento-2d-usando-google-cartographer-e-rplidar-com-raspberry-pi-186147659465925/>>, acesso em 25/06/2022
- [4]-Site:<https://google-cartographer-ros.readthedocs.io/en/latest/assets_writer.html>, acesso em 25/06/2022
- [5]-Site:<<http://wiki.ros.org/melodic/Installation>>, acesso em 25/06/2022
- [6]-Site:<<https://www.raspberrypi.com/software/>>, acesso em 25/06/2022.
- [7]-Site:<<https://ubuntu.com/download>>, acesso em 25/06/2022.

International Joint Conference Radio 2022

X-ray spectrometry applied for determination of linear attenuation coefficient of polymer-based samples as radiologically tissue-equivalent materials

Boiset G. R., Rosinelli R. R., Freire G., Moura R. A. S., Oliveira J. P.,
Moratta R., Yoshimura E. M., Costa P. R.

Dep. of Nuclear Physics, University of São Paulo, Rua do Matão, 1371, 05508-090, São Paulo,
Brazil

Contact author email: gisell@if.usp.br

Introduction: According to Report 44 of the International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU), tissue-equivalent materials (TEMs) is any material that simulates a human body part or human tissue in its interaction with radiation¹. Any volume of TEM used to simulate these interactions is called phantom. Phantoms are used in research laboratories and clinical field for quality assurance, dosimetry and radiation protection². They are mostly imported and expensive. For a material to be considered a good human tissue simulator, it must mimic the physical properties and present a behavior of radiation transmission, as a function of thickness, very similar to that of the reference material³. The attenuation of radiation as a function of the energy of the photons and the medium in which they interact can be expressed in terms of the linear attenuation coefficient. For image quality assessments in diagnostic radiology, ICRU recommends that the maximum difference between the linear attenuation coefficient of the TEMs and the target material should be no more than 5% in the energy range of interest¹. Water, due to its abundance in the human body, is often used as a reference material to simulate tissues⁴. Others materials have been used to mimic specific physical properties of human tissues. In this work we analyze polymer-based formulations produced previously, using national technology, with substances found commercially. The aim of the present work is to estimate the linear attenuation coefficient of polymer-based samples applying X-ray spectrometry techniques in the energy range used in diagnostic imaging (15-150 keV). The results obtained for each sample were compared with the linear attenuation coefficient of the reference material in order to evaluate the formulation that best represents it.

Methodology: Eleven formulations for TEMs previously obtained using the Mariano&Costa method⁵ were analyzed. They were produced in order to simulate the reference materials water, soft tissue and breast tissue. All formulations had polypropylene (PP) as base with different additives (calcium carbonate, titanium dioxide, sodium chloride, calcium fluoride and magnesium oxide) as presented in Table 1. Samples of these formulations were prepared with thickness between 2.0 and 2.5 cm approximately. The thickness of each sample was measured five times using a precision caliper. The linear attenuation coefficients $\mu(E)$ were experimentally determined according to the exponential attenuation law using a polyenergetic narrow beam⁶. All x-ray measurements were performed using Philips MCN 421 x-ray tube with tungsten target (W) with voltage of 180 kV. Figure 1 illustrate the experimental setup for primary and transmitted spectra measurements.

Table 1 - Polypropylene-based formulations and range of energies in which the developed samples meet the ICRU $\pm 5\%$ criterion.

Sample	Formulation	Reference material	E Range (keV)
A	92% PP + 8% NaCl	adipose tissue	15-30
B	86% PP + 4%CaCO ₃ + 10% MgO	adipose tissue	30-45, 100-120
		breast tissue	20-30
C	93% PP + 7% CaF ₂	skin	110-140
		adipose tissue	15 - 30
D	81% PP + 19% MgO	adipose tissue	30-40, 80-100
		breast tissue	20-30
E	91% PP + 9% CaCO ₃	skin	110-150
		adipose tissue	30-40
F	95% PP + 5% NaCl	adipose tissue	120-150
G	91% PP + 9% CaF ₂	adipose tissue	30-40, 100-150
		breast tissue	15-30
H	77% PP + 23% MgO	soft tissue	20-35, 110-130
		adipose tissue	40-60, 90-110
		breast tissue	30-45, 90-120
		skin, thyroid	20-35
I	93% PP + 7% TiO ₂	breast tissue	15 - 30
J	97% PP + 3% NaCl	adipose tissue	100-150
K	96% PP + 4% NaCl	soft tissue	120-150

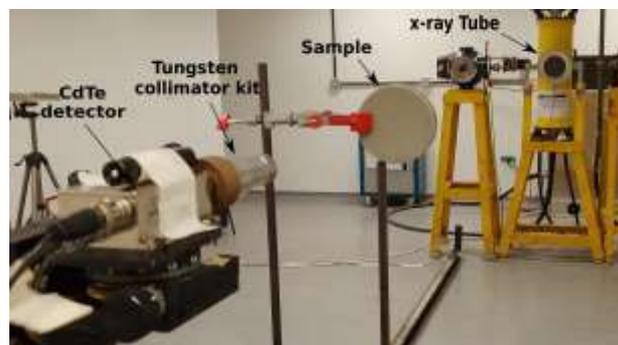


Figure 1. Experimental setup used to measure primary and transmitted x-ray spectra.

The detection system consisted on 3x3x1 mm³ Cadmium Telluride (CdTe) spectrometer (model XR-100T, Amptek, Inc, EUA) with the PX4 digital pulse processor. A collimator kit composed by stainless steel collimator housing, a brass spacer, a laser pointer and two tungsten alloy collimator disks was used, in order to reduce the scattered photons

impinging the detector sensor. The diameter of the collimator disk proximal to sensor was 1 mm. To avoid damage to the detector and to reduce the dead time, a distance of 5.80 m was considered between the CdTe detector and the X-ray source. The detector was aligned using a device designed in acrylic that has two tungsten spheres at its ends geometrically aligned to the central axis of detector. This device was coupled to a precision mechanical system. The measured spectra were corrected using a stripping algorithm⁸. The attenuation coefficients of the reference tissues were obtained using the XCOM database⁹.

Results: As an example of the eleven formulations analyzed, Figure 2 shows the result of applying the attenuation law using the corresponding set of primary and transmitted spectra through samples D, H and J, taking in to account the background radiation and photons attenuated by the air. Relative percentage difference of the measured data against reference material are also shown. Table 1 presents range of energies in which the developed formulations meet that the maximum difference of the measured $\mu(E)$ against reference materials obtained with XCOM were within $\pm 5\%$, as recommended by ICRU.

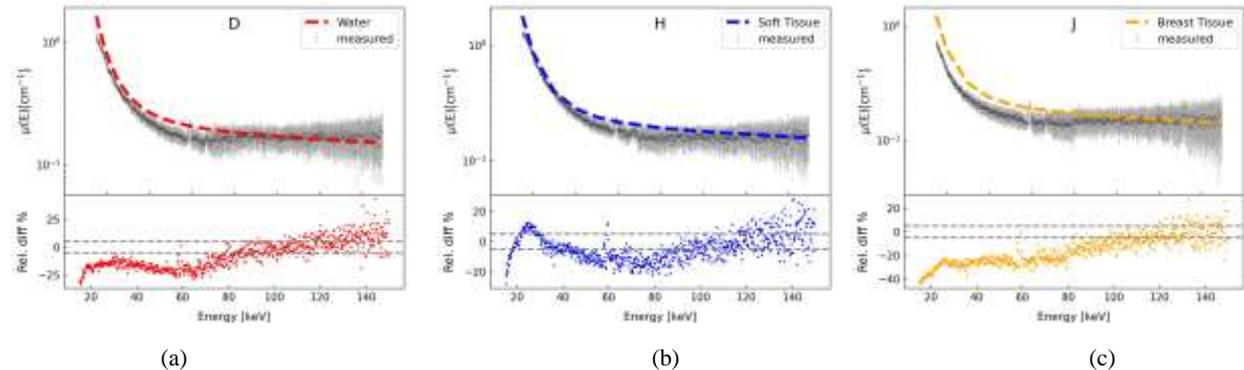


Figure 2. Linear attenuation coefficient of the reference material and measured for samples (a) D (b) H and (c) J. Relative percentage difference of the measured data against reference material are also shown. The dashed horizontal lines correspond to $\pm 5\%$.

Conclusions: The experimental methodology used in this work allowed the determination of linear attenuation coefficient for developed polymer-based formulations in the energy range used in diagnostic imaging. The results obtained were compared with $\mu(E)$ from water, soft tissue and breast tissue using XCOM. The results showed that the smallest mean relative difference compared to water, soft tissue and breast tissue were obtained for samples D, H and J respectively, in the range of 15-150 keV. The comparison of the linear attenuation coefficient of these formulations and the respective reference material for which they were initially projected, showed that better correspondence was observed for energies greater than 90 keV, with a maximum mean relative difference of 6%, Figure 2. The measured $\mu(E)$ for the eleven samples was also compared with other tissues. The results showed that there are energy ranges in which the developed samples simulate other human tissues in addition to those initially considered, for which the criterion that the maximum difference between the linear attenuation coefficients does not exceed 5% is met. These are preliminary results. More formulations will be tested in order to select the radiologically equivalent materials that best mimic the tissues of interest.

Acknowledgements

This study was financed by São Paulo Research Foundation-FAPESP (processes 2021/14688-0, 2017/24999-8 and 2018/05982-0) and by National Council for Scientific and Technological Development - CNPq (processes 315096/2018-7, 131691/2021-0, 126099/2021-9, 119428/2021-0, 126566/2021-6, and 311657/2021-4). The author G. Freire was supported by the Unified Scholarship Program for Undergraduate Students (PUB-USP).

References

1. ICRU, Report 44: Tissue Substitutes in Radiation Dosimetry and Measurement Bethesda, 1989.
2. MeTuğrul, Taylan, and Osman Eroğul. "Analysis of water-equivalent materials used during irradiation in the clinic with XCOM and BEAMnrc." *Journal of Radiation Research and Applied Sciences* 12.1 (2019): 455-459.
3. Hill, R. F., S. Brown, and C. Baldock. "Evaluation of the water equivalence of solid phantoms using gamma ray transmission measurements." *Radiation Measurements* 43.7 (2008): 1258-1264.
4. Amini, Iman, Parisa Akhlaghi, and Parvin Sarbakhsh. "Construction and verification of a physical chest phantom from suitable tissue equivalent materials for computed tomography examinations." *Radiation Physics and Chemistry* 150 (2018): 51-57.
5. Mariano, Leandro, and Paulo R. Costa. "Abstract ID: 94 Development of a methodology for formulating radiologically equivalent materials to human tissues." *Physica Medica: European Journal of Medical Physics* 42 (2017): 20-21.
6. Tomal, A., et al. "Experimental determination of linear attenuation coefficient of
7. normal, benign and malignant breast tissues." *Radiation Measurements* 45.9 (2010): 1055-1059.
8. Sirico, Ana Carolina Albernaz. *Aplicações de métodos para validação de materiais radiologicamente equivalentes a tecido humano e à água*. Diss. Universidade de São Paulo, 2020.
9. Costa, Paulo Roberto, et al. "Evaluation of X-ray spectra transmitted by different concrete compositions." *Radiation Physics and Chemistry* 116 (2015): 349-354.
10. Berger, Martin J., and J. H. Hubbell. XCOM: Photon cross sections on a personal computer. No. NBSIR-87-3597. National Bureau of Standards, Washington, DC (USA). Center for Radiation Research, 1987.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação da dose de resposta do Fricke convencional: uma relação entre as técnicas de uv-visível e ressonância magnética nuclear.

Santos^a A. M. M., Mesquita^b A. Z., Alonso^bT.C., Sebastião^c R.C.O., Mantuano^dA., Fonseca^a T.C

^aUniversidade Federal de Minas Gerais, UFMG, Departamento de Engenharia Nuclear, Av. Antônio Carlos, 6627, CEP 31270-901, Belo Horizonte - MG, Brasil.

^bCentro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN, Av. Antônio Carlos, 6627, Pampulha, CEP 31270-901, Belo Horizonte - MG, Brasil.

^cUniversidade Federal de Minas Gerais, UFMG, Departamento de Química, Av. Antônio Carlos, 6627, CEP 31270-901, Belo Horizonte - MG, Brasil.

^dUniversidade do Estado do Rio de Janeiro, UERJ, Laboratório de Ciências Radiológicas, Rua São Francisco, 524, CEP 20550-900, Rio de Janeiro-RJ, Brasil. angelamnds@ufmg.br

Introdução: O interesse clínico em um sistema dosimétrico de baixo custo e de alta confiabilidade metrológica tem motivado várias pesquisas no campo da dosimetria química. Um notável exemplo foi o sistema proposto há quase um século por Hugo Fricke e Stern Morse, que ficou conhecido como dosímetro de sulfato ferroso ou Fricke [1]. Este dosímetro tem sido amplamente aceito como um sistema absoluto em química das radiações. Sendo eficiente na dosimetria de raios X, radiação gama e de feixes de elétrons rápidos. Dessa forma, este sistema é considerado o mais usual para a medição da dose nos tecidos ou em materiais biológicos[2,3]. Como já conhecido, os dosímetros Fricke, dependem da oxidação de (Fe⁺²) e (Fe⁺³) para inferir a dose absorvida, sendo que a presença de oxigênio no meio é crucial para esse processo [2,4]. Esse sistema possui a versatilidade no que diz respeito a determinação da dose, que por sua vez, pode ser determinada por diferentes técnicas. A espectroscopia de ressonância magnética nuclear (RMN) vem sendo largamente empregada, porém a técnica de UV-Visível (UV-Vis) é a mais tradicionalmente conhecida para esta prática de análise [5,6]. A caracterização de um dosímetro químico requer vários testes. Mas, para este trabalho limitou-se apenas a avaliação da dose de resposta, empregando as técnicas de UV-Vis e RMN, que tem por objetivo correlacionar a resposta em função da dose de irradiação aplicada. O dosímetro Fricke foi produzido pelo Departamento de Engenharia Nuclear da Universidade Federal de Minas Gerais (DEN/UFMG).

Metodologia: A princípio foi preparado uma solução de ácido sulfúrico a 0,4 mol/L, que por sua vez foi previamente irradiada a 10 Gy em uma fonte de ⁶⁰Co, do Laboratório de Irradiação Gama do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (LIG/CDTN). Nesta solução, após uma hora de irradiação, foram solubilizados 0,392g de Sal de Mohr (sulfato ferroso amoniacal hexahidratado) e 0,06 g de cloreto de sódio (NaCl). O volume da solução foi completado para 1 litro, utilizando água tridestilada. Antes de ser encaminhada para a irradiação a solução foi dividida em 12 grupos de triplicadas, com um volume de 5 mL cada. As mesmas foram armazenadas longe de luz natural e artificial por 24 horas antes do uso. A estes grupos de amostras foram aplicadas doses entre 0 e 800 Gy, respectivamente. Após a irradiação das amostras estas foram encaminhadas para análise. Foi utilizado um espectrofotômetro da marca Cary Hitachi, modelo U-290 e um espectrômetro de ressonância magnética nuclear (RMN) da marca Bruker Ascend-Neo, 600 MHz. As amostras submetidas a análise experimental de espectroscopia de RMN foram solubilizadas em 100 *ul* de água deuterada (D₂O). O registro das mudanças químicas que ocorrem na solução baseiam-se no sinal deste solvente. As medidas de relaxação transversal foram realizadas usando o pulso de sequência *Carr-PurcellMeiboom-Gill* (CPMG) [7]. As amostras tiveram suas temperaturas permanentemente monitoradas durante todo processo de irradiação e análises. A

determinação do valor da dose de absorção pelas amostras foram calculadas a partir das análises de UV-Vis e RMN utilizando as equações 1 e 2 respectivamente [4,6].

$$D = \frac{A - A_0}{\rho G(Fe^{3+}) l \epsilon_m} \quad (1)$$

$$D = \frac{N_A \cdot e}{10 \rho \cdot G(Fe^{3+})} \cdot \frac{R_2(D) - R_2(0)}{(r^{3+}_{eff} - r^{2+})} \quad (2)$$

Onde D é a dose obtida em (Gy ou $\frac{J}{kg}$), A_0 e A são os valores da leitura de absorvância da solução pré-irradiada e irradiada, sendo considerada uma grandeza adimensional. O ρ é a densidade da solução Fricke determinada em laboratório ($1,027 \frac{g}{cm^3}$), $G(Fe^{3+})$ é o rendimento químico da solução e está relacionada à quantidade de íons férricos liberados a partir de 100 eV de energia absorvida. O l corresponde ao comprimento do caminho ótico da cubeta usada no espectrofotômetro igual a 1 cm. ϵ_m é coeficiente de absorvância molar da espécie ($2174 \text{ mol/l}^{-1} \cdot \text{cm}^{-1}$). Na equação 2, os valores de densidade ρ e rendimento químico $G(Fe^{3+})$, são os mesmo citados anteriormente por se tratar da mesma solução irradiadas pela mesma fonte. N_A corresponde ao número de Avogadro e é o número de Joules por elétron volt. $R_2(D), R_2(0)$ equivalem a taxa de relaxação do dosímetro no tempo T_2 , irradiado e pré-irradiado respectivamente. Os valores (r^{3+}, r^{2+}) descrevem as relaxitividades dos íons férricos e ferrosos conhecidos experimentalmente para estas espécies presentes na solução Fricke, necessariamente nesta ordem[4,6].

Resultados: UV-Visível e RMN: Foram obtidos os espectros de absorção óptica e do tempo de relaxação em função da dose aplicada no intervalo de 0 e 800 Gy. Na Fig. 1 é possível visualizar através dos espectros de varredura duas bandas de absorção; uma 302 nm e a outra em 225 nm, todas correspondentes ao íon (Fe^{3+}). É visível a intensificação dos valores de absorvância para estas bandas devido ao efeito LambertBeer, uma vez que a concentração de Fe(III) é melhorada[2]. Para o cálculo de dose em relação a resposta espectrofotométrica foi considerado apenas o sinal na banda de 302 nm. Conforme pode ser visualizado na Fig. 2, as amostras apresentaram linearidade no intervalo de dose entre 10 e 200 Gy. Já os pontos correspondentes às doses absorvidas entre 400 e 800 Gy exibiram saturação na resposta espectrofotométrica.

Figura 1 - Espectro de absorção óptica do Fricke Aquoso, amostras irradiadas e não irradiadas com radiação gama (^{60}Co).

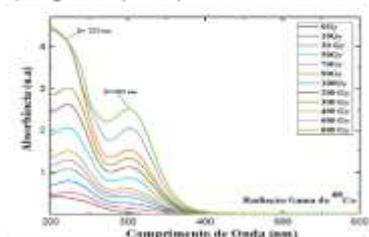
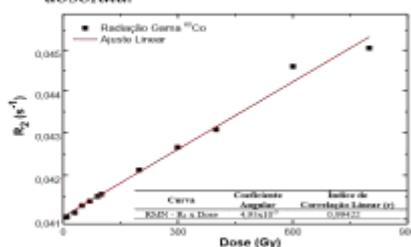


Figura 3 - Análise de correlação linear de (R_2) em função da dose absoluta.



Fonte: Próprio Autor

Figura 2 - Resposta espectrofotométrica para as amostras irradiadas com radiação gama (^{60}Co).

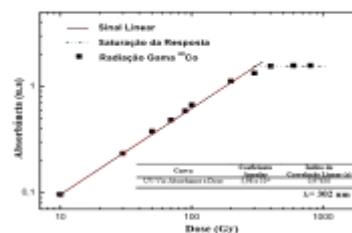
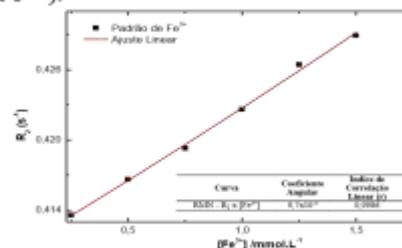


Figura 4 - Correlação linear da taxa de relaxação (R_2) em função da concentração de (Fe^{3+}).



O estudo do sinal proveniente da interação dos íons de (Fe^{+3}) nas amostras irradiadas foi analisado através do tempo de interação entre o íon-próton da solução Fricke, conforme já descrito por Gore (1984) nos primeiros estudos realizados utilizando a técnica de RMN [8]. A partir dos dados obtidos foi possível fazer uma análise de correlação linear de R_2 em relação a dose absoluta, Fig. 3. A relaxação das amostras, R_2 ($1/T_2$) apresenta um sinal crescente à medida que a concentração de Fe(III) é aumentada no sistema. Isso demonstra uma diminuição no tempo de relaxação transversal T_2 que fornece significativamente informações sobre a dinâmica das espécies paramagnéticas [9]. Dessa forma uma curva com diferentes concentrações da espécie (Fe^{+3}) foi produzida e a taxa de relaxação foi medida para confirmar o mesmo propósito obtido com as amostras irradiadas, Fig. 4. As doses experimentais de absorção correspondentes a cada dosímetro irradiado, foram avaliadas a partir das resoluções das Equações 1 e 2, conforme descrito na Tab. 1.

Tabela 1-Médias de doses absorvidas pelo dosímetro Fricke, obtidas pelas técnicas de UV-Vis e RMN

UV-Vis					RMN				
Amostras Fricke	Dose Teórica (Gy)	Dose Prática (Gy)	Desvio Padrão (%)	Erro Relativo (%)	Amostras Fricke	Dose Teórica (Gy)	Dose Prática (Gy)	Desvio Padrão (%)	Erro Relativo (%)
A2	10	10,29	0,60	2,90	A2	10	8,57	2,01	-8,28
A3	30	29,31	1,10	-2,30	A3	30	27,94	5,98	-7,37
A4	50	51,75	1,62	3,50	A4	50	52,14	2,99	4,11
A5	70	72,32	3,28	3,31	A5	70	71,07	6,30	9,96
A6	90	89,70	4,07	-0,33	A6	90	90,58	1,51	0,64
A7	100	97,97	4,05	-2,03	A7	100	104,37	4,70	4,19
A8	200	192,92	7,50	-3,54	A8	200	198,17	5,02	-0,93
A9	300	246,20	14,17	-17,93	A9	300	289,98	1,94	-3,46
A10	400	303,07	6,40	-24,23	A10	400	369,38	4,28	-8,29
A11	600	379,97	13,57	-36,67	A11	600	641,99	7,98	6,54

De acordo com os valores encontrados para cada amostra irradiada pode-se inferir que a resposta de dose foi satisfatória na faixa de 10 a 200 Gy. Nas duas técnicas. Demonstrando boa aproximação do valor absoluto. Os resultados encontrados reportam exatamente a faixa de linearidade encontrada para este estudo.

Conclusões: O Fricke é considerado um dosímetro absoluto para medida de dose de radiação depositada em seu volume sensível. Logo, a temperatura durante a irradiação e leitura das amostras devem ser rigorosamente controladas, devido a possibilidade de interferência na dose de absorção. A resposta da dose não foi satisfatória para doses acima de 200 Gy, uma vez que, acima deste valor de irradiação houve a saturação do sinal. Dessa forma, para doses maiores, a solução necessita ser saturada com oxigênio durante a preparação. A investigação e caracterização dos dosímetros Fricke é muito criteriosa, exigindo alto rigor analítico com desenvolvimento de vários testes que poderão ser melhor apresentados em trabalhos futuros.

Referências:

- [1] Fricke, H., Morse, S., 1927. The chemical action of roentgen rays on dilute ferrous sulfate solutions as a measurement of dose. Am. J. Roentgen. *Radium Ther. Nucl. Med.* 18, 420.
- [2] ATTIX, F. H. Introduction to radiological physics and radiation dosimetry, 1th ed.: John Wiley & Sons, 2004, p.418-425.
- [3] GREENING, J. R. Fundamentals of Radiation Dosimetry. Medical Physics handbooks 15, Second Edition. Published by Taylor & Francis Group, 1985, p.125-130.
- [4] SCHREINER L. J. Review of Fricke gel dosimeters. J. Phys.: Conf. Ser. 3- Third International Conference on Radiotherapy Gel Dosimetry p. 9-21, 2004.
- [5] BERO, M. A.; GILBOY, W. B.; GLOVER, P. M.; EL-MASRI, H. M. Tissue-equivalent gel for non-invasive spatial radiation dose measurements. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, v. 166-167, p.820-825, 2000.
- [6] PODGORSKAK, M. B; SCHREINER, L.J. Nuclear magnetic relaxation characterization of irradiated Fricke solution. Med. Phys.; v.19, pp. 87-95, 1992.
- [7] LEPAGE, M. et al. Magnetization transfer imaging for polymer gel dosimetry. Physics in Medicine & Biology, v. 47, n. 11, p. 1881, 2002.
- [8] J. C. GORE *et al.*, Measurement of radiation dose distributions by nuclear magnetic resonance (NMR) imaging. Phys. Med. Biol. v. 29, no. 10, pp. 1189-1197,1984.
- [9] ARAUJO, Bárbara CR et al. A new formulation for polymer fricke dosimeter and an innovative application of neural network to study dose profile from spin-echo NMR data. Radiation Physics and Chemistry, v. 184, p. 109-444, 2021.
- [10] MANTUANO, A.; MOTA, C.L.; SALATA, C.; PICKLER, A.; MAGALHÃES, L.A.G.; Carlos E. de Almeida, A pilot study of a postal dosimetry system using the Fricke dosimeter for research irradiators, Physica Medica, v. 84, pp.214-219, 2021.

International Joint Conference Radio 2022

Evaluation of resin-based samples as tissue-equivalent materials using a CdTe spectrometer

Boiset G. R., Rosinelli R. R., Freire G., Moura R. A. S., Oliveira J. P.,

Moratta R., Yoshimura E. M., Costa P. R.

Dep. of Nuclear Physics, University of São Paulo, Rua do Matão, 1371, 05508-090, São Paulo, Brazil

Contact author email: gisell@if.usp.br

Introduction: Phantoms, manufactured using tissue-equivalent materials (TEMs), are devices that can represent the human body in both form and composition. In the clinical field, phantoms are used for quality assurance, dosimetry and radiation protection¹. To represent human tissues, these devices must mimic both, the physical and radiological properties of the reference materials. These proprieties include physical density, electron density and effective atomic number as well as similar radiation absorption and scatter^{2,3}. The linear attenuation coefficient is a good representation of the attenuation properties, as it is the parameter that represents the behavior of the attenuation in relation to the composition of the medium and with the energy of the incident photon. According to the International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) recommendations, for image quality assessments in diagnostic radiology, the maximum difference between the linear attenuation coefficient of the TEMs and the target material should be no more than 5% in the range of energy of interest². Different materials have been used to simulate specific physical properties of human tissues. Based on the fact that about 75% of human body is considered water, this material was defined as a typical reference standard⁴. The objective of this work is to apply X-ray spectrometry techniques to estimate the linear attenuation coefficient of a series of resin-based formulations in the energy range used in diagnostic imaging (15-150 keV), and to analyze its equivalence with some target tissues. The results of these analyzes will be used to justify the future use of these materials in the construction of dosimetry and anthropomorphic phantoms.

Methodology: Eleven formulations for TEMs previously obtained using the Mariano&Costa method⁵ were analyzed. All formulations had epoxy resin as base with different additives (calcium carbonate, titanium dioxide, sodium chloride, phosphorus oxide and magnesium oxide). Samples of these formulations were prepared with thickness of about 1 cm and were grouped into blocks of 3 cm approximately. The thickness of each sample was measured five times using a precision caliper. The density of the samples was determined by the hydrostatic weighing method, which is based on the Archimedes' principle. The linear attenuation coefficients $\mu(E)$ were experimentally determined according to the exponential attenuation law using a polyenergetic narrow beam⁶. All x-ray measurements were performed using Philips MCN 421 x-ray tube with tungsten target (W) with voltage of 180 kV. Figure 1 illustrates the experimental setup for primary and transmitted spectra measurements.

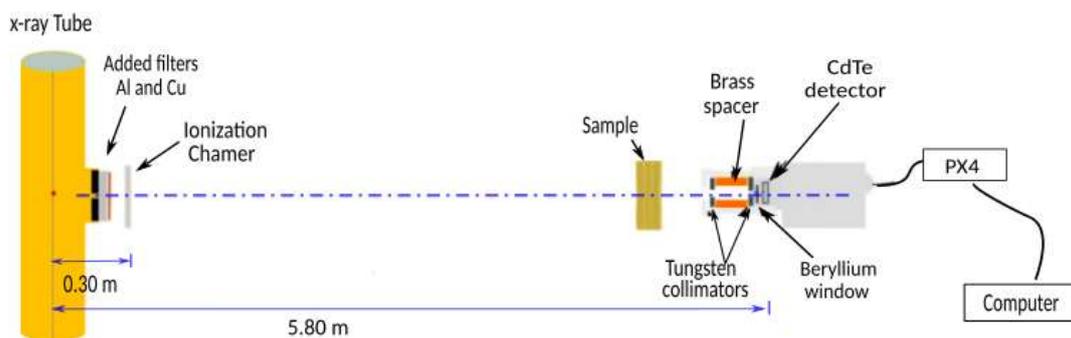


Figure 1.

Experimental setup used to measure primary and transmitted x-ray spectra. The representations of components are not in the real scale. Adapted from Sirico 2020⁷.

The detection system consisted on $3 \times 3 \times 1$ mm³ Cadmium Telluride (CdTe) spectrometer (model XR-100T, Amptek, Inc, EUA) with the PX4 digital pulse processor. In order to reduce the scattered photons impinging the detector sensor, tungsten alloy collimator with 1 mm diameter was used proximal to sensor. A distance of 5.80 m was considered between the CdTe detector and the X-ray source to avoid damage to the detector and to reduce the dead time. The detector was aligned using a device designed in acrylic that has two tungsten spheres at its ends geometrically aligned to the central axis of detector. This device was coupled to a precision mechanical system. The measured spectra were corrected using a stripping algorithm⁸. The attenuation coefficients of the various reference biological tissues were obtained using the XCOM database⁹ considering the composition published on ICRU 44 report².

Results: As an example of the eleven formulations analyzed, Figure 2(a) shows the result of applying the attenuation law to the experimental data, using the corresponding set of primary and transmitted spectra through sample 31ReTM (98% C₂H₃O + 2% TiO₂), taking in to account the background radiation and photons attenuated by the air. Figure 2(b) presents relative percentage differences of measured and generated by XCOM $\mu(E)$ values for some biological tissues.

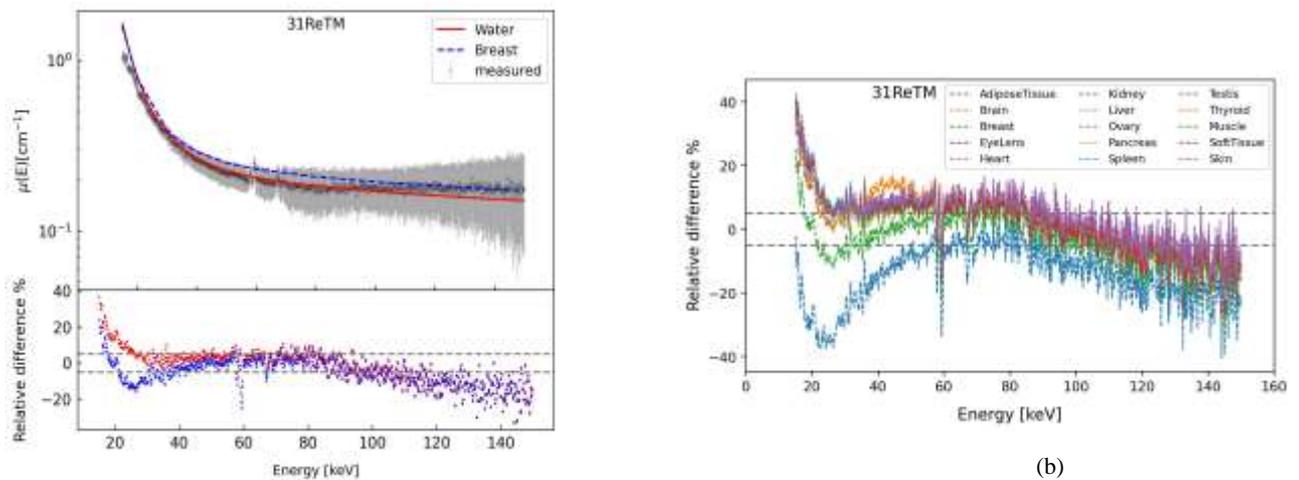


Figure 2. (a) Linear attenuation coefficient of water and for breast tissue obtained using XCOM, and measured in this work with sample 31ReTM. Relative percentage difference of the measured data against water and breast are also shown. (b) Relative percentage difference of the measured $\mu(E)$ against biological tissues obtained with XCOM. The dashed horizontal lines correspond to $\pm 5\%$.

Conclusions: The experimental methodology used in this work allowed the determination of linear attenuation coefficient for developed resin-based formulations in the energy range used in diagnostic imaging. The obtained results were compared with $\mu(E)$ from water and biological tissues using XCOM taking into account composition published on ICRU 44. The results demonstrated that the developed samples that are compatible with water, mainly in the range of 30-80 keV, are 29ReAg (98% C₂H₃O+2%MgO), 31ReTM(98% C₂H₃O+2% TiO₂), 33ReAg (99% C₂H₃O+1% CaCO₃), 40ReAg (98% C₂H₃O+2% P₂O₅), 40ReTM (94% C₂H₃O+6% P₂O₅). It was observed that, for higher and lower energies (<30 and >80 keV) differences are larger than recommended by ICRU. The sample with the lowest average percentage difference (7%) against water was 31ReTM, shown in Figure 2. The comparative results of $\mu(E)$ generated by XCOM for some biological tissues with the measured data for each sample showed the smallest average percentage differences in 31ReTM. This sample shows an equivalence within $\pm 5\%$ with breast tissue (Figure 2 a) over a wide energy range (30 to 100 keV). These are preliminary results. More formulations will be tested in order to select the radiologically equivalent materials that best mimic the tissues of interest.

Acknowledgements

This study was financed by São Paulo Research Foundation-FAPESP (processes 2021/14688-0, 2017/24999-8 and 2018/05982-0) and by National Council for Scientific and Technological Development - CNPq (processes 315096/2018-7, 131691/2021-0,126099/2021-9, 119428/2021-0, 126566/2021-6, and 311657/2021-4). The author G. Freire was supported by the Unified Scholarship Program for Undergraduate Students (PUB-USP).

References:

1. MeTuğrul, Taylan, and Osman Eroğul. "Analysis of water-equivalent materials used during irradiation in the clinic with XCOM and BEAMnrc." *Journal of Radiation Research and Applied Sciences* 12.1 (2019): 455-459. <https://doi.org/10.1080/16878507.2019.1708576>
2. ICRU, Report 44: Tissue Substitutes in Radiation Dosimetry and Measurement Bethesda, 1989.
3. Hill, R. F., S. Brown, and C. Baldock. "Evaluation of the water equivalence of solid phantoms using gamma ray transmission measurements." *Radiation Measurements* 43.7 (2008): 1258-1264. <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2008.01.019>
4. Amini, Iman, Parisa Akhlaghi, and Parvin Sarbakhsh. "Construction and verification of a physical chest phantom from suitable tissue equivalent materials for computed tomography examinations." *Radiation Physics and Chemistry* 150 (2018): 51-57. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2018.04.020>
5. Mariano, Leandro, and Paulo R. Costa. "Abstract ID: 94 Development of a methodology for formulating radiologically equivalent materials to human tissues." *Physica Medica: European Journal of Medical Physics* 42 (2017): 20-21. <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2017.09.051>
6. Tomal, A., et al. "Experimental determination of linear attenuation coefficient of normal, benign and malignant breast tissues." *Radiation Measurements* 45.9 (2010): 1055-1059. <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2010.08.008>
7. Sirico, Ana Carolina Albernaz. Aplicações de métodos para validação de materiais radiologicamente equivalentes a tecido humano e à água. Diss. Universidade de São Paulo, 2020. <https://doi.org/10.11606/D.43.2020.tde-10022021-122312>
8. Costa, Paulo Roberto, et al. "Evaluation of X-ray spectra transmitted by different concrete compositions." *Radiation Physics and Chemistry* 116 (2015): 349-354. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2015.03.040>
9. Berger, Martin J., and J. H. Hubbell. XCOM: Photon cross sections on a personal computer. No. NBSIR-87-3597. National Bureau of Standards, Washington, DC (USA). Center for Radiation Research, 1987. doi:10.2172/6016002

International Joint Conference Radio 2022

Optically stimulated luminescence from calcium fluoride detector films: a pulsed OSL study

MALTHEZ^a A. L. M. C, REWAY^a A. P., LAZZARI^a R., MANFRE^a F. A., MUCHAK^a L.

^aFederal University of Technology – Paraná, Curitiba, Brazil

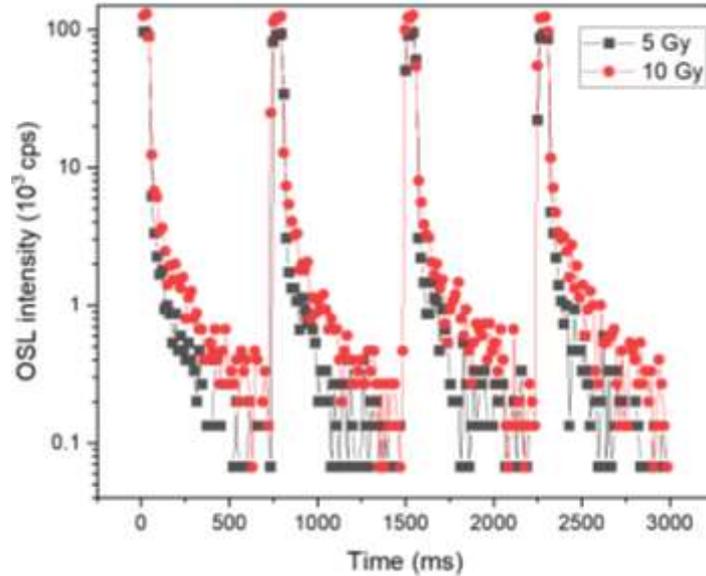
malthez@utfpr.edu.br

Introduction: Brazilian fluorite ore has been used in thermoluminescence detectors for more than three decades [1]. This ore is composed basically of calcium fluoride (CaF₂). Recently several studies in the literature reported the dosimetric properties of fluorite ore from several places of the world [2, 3]. In especial detectors based on Brazilian natural fluoride from Criciuma-SC presented a large dose-response, good reproducibility, and high efficiency to protons, photons and alpha particles when used with the optically stimulated luminescence (OSL) technique [2]. Both, OSL and TL, are similar techniques for radiation dosimetry, differing in the stimulus applied to light emission from a detector sample previously exposed to radiation: optical in the case of OSL technique and heat in the case of TL technique. The OSL technique can be applied for radiation dosimetry using optical stimulation in continuous wave (CW-OSL) and pulsed OSL (POSL). In the CW-OSL mode, the OSL from the detector sample is recorded during the continuous stimulation with an optical source. Whereas in POSL the OSL intensity from the sample considered is the light emitted sample detector between pulses of optical stimulation. In this work, we performed a study of OSL signal from CaF₂ OSL detector (OSLD) films using the OSL technique applying pulsed OSL mode.

Methodology: The OSLD film was produced using natural calcium fluoride powder from Criciuma-SC embedded in a semi-organic matrix based on acetic silicone. The detector samples were cut from the OSLD film, resulting in CaF₂ circular pellets (approximately 6 mm in diameter). The samples were exposed to photons from a ¹³⁷Cs source with doses of 5 and 10 Gy. The OSL readouts were performed in a homemade OSL reader, equipped with blue LEDs (wavelength of 445 nm) and a PMT module Sens-Tech P25USB, with a detection window selected using a bandpass filter with the transmission in UV band (wavelength lower than 360 nm). In the POSL mode, it was set an optical stimulation pulse of 100 ms and a detection gate between the pulses of 600 ms. Using OSL intensity measured between the detection gate it was adjusted an exponential function to OSL decay signal and estimate the luminescence lifetime for natural CaF₂ detectors. The optimization and fit quality were performed using the deconvolution method described by Afrouxendis *et al.* [4].

Results: Figure 1 presents the OSL intensities from CaF₂ detectors exposed to different doses measured during the optical stimulation and between the detection gates. From the exponential fit of function $y = A * \exp(-b * t) + C$ to data of OSL intensity between the detection gates, it was obtained an average value for the b parameter of $(20 \pm 1) \text{ ms}^{-1}$, considering at least four measurements for each dose (5 and 10 Gy). The luminescence lifetime estimated from this value was $(33.9 \pm 0.7) \text{ ms}$.

Figure 1: OSL intensity obtained using POSL mode from CaF₂ exposed to doses of 5 and 10 Gy.



Source: author

Conclusions: Readouts performed using POSL mode stimulation allow separate luminescence emission from the stimulation source and OSL detectors. Also is a useful tool to study information about the centers in material responsible for luminescent emission. Using POSL mode for stimulation, we are capable of estimating the luminescence lifetime from CaF₂ detectors from natural fluorite.

References:

1. Okuno E., Umisedo N.K., Cancio, F.S. Aldred M.A., Yoshimura E.M. Three decades of occupational individual monitoring at the University of São Paulo, Radiation Protection Dosimetry, Volume 177, Issue 3, December 2017, Pages 285–288, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncx042>.
2. Maltez A.L.M.C., Marczewska B., Ferreira F., Umisedo N.K., Nowak T., Bilski P., Yoshimura E.M. OSL dosimetric properties and efficiency of Brazilian natural calcium fluoride pellets, Applied Radiation and Isotopes, Volume 135, 2018, Pages 166-170.
3. Angeli D., Polymeris G. S., Sfampa I. K., Tsirliganis N.C., Kitis G., Component resolved bleaching study in natural calcium fluoride using CW-OSL, LM-OSL and residual TL glow curves after bleaching, Applied Radiation and Isotopes, Volume 122, 2017, Pages 89-95.
4. Afouxenidis, D., *et al.* Computerised curve deconvolution of TL/OSL curves using a popular spreadsheet program. Radiation Protection Dosimetry 149.4 (2012): 363-370.

International Joint Conference Radio 2022

Development and Proposal of an Institutional Laser Safety Program

Resende^{a,b} V., Cunha^c A., Bezerra^b A. G., Malthez^b A. L.M; C

^a Social Service of Industry - SESI - Joinville - SC

^b Federal University of Technology – Paraná, Curitiba, Brazil

^cIndependent Researcher - O Porriño, Pontevedra, Galicia, España

vagner.prod@gmail.com

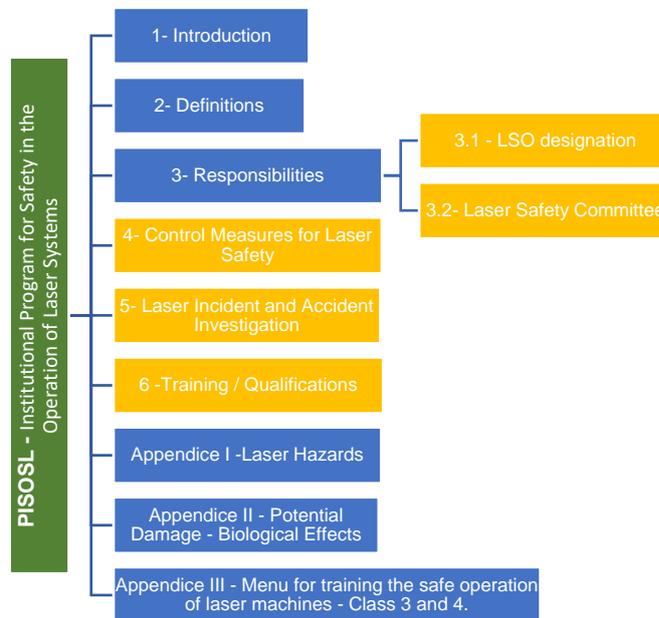
Introduction: With the advancement of the use of laser-based technologies in Europe, Asia, North and South Americas, the occupational risks with exposure to laser radiation have increased proportionally in both academia and industry. However, there is a lack of regulations and legislation regarding occupational laser safety in the Brazilian scenario. Some important Research and Technology Organizations (RTOs), such as the SENAI Innovation Institute in Manufacturing Systems and Laser Processing (ISI-Joinville), sited in Joinville-SC, the SENAI Technology Institute of Welding, Rio de Janeiro-RJ, as well as the Federal Technological University of Paraná (UTFPR), Curitiba-PR, do not have an institutional laser safety program established, despite the knowledge of the basic risks when dealing with laser radiation. Thus, the present work aimed to develop and propose an institutional laser safety program for the operation of these machines, often employed for laser materials processing, following the safety requirements of the current national standard Regulatory Norm number 12 (NR12) from the Ministry of Labor and Welfare [1]. Also, this work has considered recommendations from the international standard ANSI-Z 136-1: 2014 from the American National Standards Institute [2], which is widely employed in the United States of America and other countries worldwide. In addition, the proposed program suggests the syllabus for the safety training course to be offered to laser machine operators, the staff to access these restricted areas, and a governance structure with roles and responsibilities for ensuring safety during daily operations.

Methodology: The laser safety program was developed based on the daily operations performed at the ISI-Joinville. It was focused on laser-based manufacturing processes and related laboratories, in which all the laser machines are Class 1 from their Original Equipment Manufacturers (OEMs), even though the laser sources are Class 4. Also, all the laser laboratories already presented warning signs and lights to let people aware of the presence of laser radiation and to control personal access. Firstly, a survey of existing international and national standards on occupational risks with laser radiation was carried out to identify the control measures and the applicable training. Secondly, the perception of laser safety and training of the ISI-Joinville staff was raised based on interviews, questionnaires and process observations. In addition, the program development stages also included the elaboration of a risk assessment for one of the ISI-Joinville laser machines, as a good practice to be employed for other laser machines available at its laboratories. Finally, the Institutional Safety Program in the Operation of Laser Systems (*PISOSL-Programa Institucional de Segurança na Operação de Sistemas a Laser*) was elaborated based on the American standard ANSI Z-136-1:2014 as well as other successfully implemented programs such as the Institute's Laser Safety Program of National Health (USA) [3] and the Ohio University Laser Safety Program (USA) [4]. So, the common minimum requirements, recommendations and procedures present in these international standards were carefully adapted to the ISI-Joinville.

Results: By taking into account the assessment of laser safety applied to the ISI-Joinville staff, the need of implementing a laser safety program that standardizes the minimum concepts and procedures was evident. Of those involved in laser materials processing, 30% were unaware of the safety control measures in the laboratories where the laser machines are located. A risk assessment report was elaborated following the requirements of the national standard for machinery and equipment safety (NR-12), serving as a base material for assembling a training in machinery and equipment safety. Figure 1 presents the governance structure developed with “Definitions, Responsibilities and Control Measures of the risks associated with the laser machines. In addition, this document

proposes the certification procedure and the designation of a Laser Safety Officer (LSO) and the creation of a Laser Safety Committee (LSC). The program developed for the ISI-Joinville also included appendices describing the potential deleterious biological effects, the hazards and risks associated with the use of laser radiation.

Figure 1: Structure of the Institutional Safety Program in the Operation of Laser Systems-*PISOSL*



Source: The author

Conclusions: In the ISI-Joinville survey, 90% of those involved in the laser laboratories stated that they had training needs in safety in operations with laser machines. However, it was verified that there were no risk assessment reports or the documentation necessary to support staff training according to the NR-12 standard. With the risk assessment elaborated for one of eight laser machines at ISI-Joinville, the bases were established for the design and formulation of training material as well as a model to be used to risk assessment of other laser machines. With this proposed program, the ISI-Joinville can start improving laser safety procedures in its daily operations, in what concerns occupational risks, procedures, roles and responsibilities, complying with national regulations and following the recommendations from international standards, such as the American standard ANSI Z-136-1:2014. Also, the creation of a laser safety committee along with a certified LSO will pave the way to the implementation and a continuous improvement of the laser safety program of the ISI-Joinville, which may also benefit other Brazilian RTOs dealing with laser technology. In the coming years, the outcome of this laser safety program can be the stimulus to train more professionals and establish a Brazilian culture regarding laser safety, culminating in fruitful discussions and joint work to establish specific national standards of occupational exposure to laser radiation in the different fields of academia and industry.

References:

1. BRAZIL. Ministry of Labor and Employment. MTP Ordinance No. 428, of October 7, 2021. Regulatory Standard No. 12: Safety at Work on Machinery and Equipment. Official Union Gazette. 10/08/21
2. ANSI - AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE ANSI Z136.1. Protective Equipment. USA. 2014
3. Institute's Laser Safety Program of National Health, USA. 2021. Available at: <<https://ors.od.nih.gov/sr/dohs/Documents/NIH%20Laser%20Safety%20Program%202021.pdf>>. Last accessed: 25 Jun. 2022.
4. Ohio University Laser Safety Program. Available at: <https://ehs.osu.edu/sites/default/files/laser_safety_procedures_manual.pdf>. Last accessed: 25 Jun. 2022.

International Joint Conference Radio 2022

Uma metodologia para avaliar meias-vidas e impurezas de radiofármacos por meio de espectrometria gama

Nascimento ^a, N.A., Delgado ^a, J.U., Conceição ^a, D.A., Silva ^a, C.J.

^a Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN), Av. Salvador Allende, 3773

dayanaazeredoc@gmail.com ; jose.delgado@ird.gov.br

Introdução

É cada vez maior o uso de distintos radiofármacos no país, que em sua maioria emitem a radiação gama. Há exigências de normas no que diz respeito aos aspectos de controle de qualidade que incluem a identificação, meia-vida e a determinação precisas do teor de impurezas, e, sobretudo a determinação exata da atividade a ser administrada ao paciente. Esta produção dos radiofármacos deve atender os requisitos das Boas Práticas de Fabricação, de acordo com o documento publicado pela ANVISA. Com a expectativa nos próximos anos de operação do Reator Multipropósito Brasileiro, o país contará com dezenas de novos radiofármacos os quais deverão ser bem caracterizados em termos de seus principais parâmetros nucleares (energias de emissão, intensidade de emissão, meia-vida), antes de serem liberados para uso em clínicas e hospitais [1]. Recentemente, foram publicados vários periódicos sobre a importância da meia-vida e controle de impureza [2, 3 e 4]. Este trabalho tem como objetivo desenvolver uma metodologia com uso de detectores de Germânio de alta pureza destinados a comparar resultados de meias-vidas, identificação de impurezas de radiofármacos, validando estes resultados por meio de um sistema de medição que usa uma câmara de ionização padrão secundário rastreada ao BIPM, tendo como estudo de caso o radionuclídeo Flúor-18.

Metodologia

Os métodos utilizados foram espectrometria gama, com o HPGe e com a Câmara de Ionização, ambos disponíveis no Laboratório de Metrologia das Radiações Ionizantes do IRD e rastreados a métodos primários de medição. Os dados foram obtidos por um sistema comercial para aquisição e registro de dados de contagem. Foi utilizado o método dos mínimos quadrados para ajustar a série de dados experimentais a uma expressão matemática [5]. Para as medições realizadas pela câmara de ionização, após a obtenção dos dados, foi utilizada uma base de dados contendo as informações sobre a amostra, aquisição de contagens, data e hora, para se obter o valor da meia-vida. Um procedimento de cálculo estatístico, baseado no critério de rejeição de dados de Chauvenet [6], foi elaborado. Levando em conta o ajuste exponencial e corrigindo o decaimento do número de átomos por unidade de tempo, tem-se:

$$\frac{dN(t)}{dt} = -\lambda N(t) \quad e \quad N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (1)$$

$$\text{Fazendo:} \quad \ln N(t) = y; \quad \ln N(0) = a; \quad -\lambda = b \quad e \quad t = x \quad (2)$$

$$\text{Tem-se a equação da reta, em que as variáveis são dependentes: } y = a + bx \quad (3)$$

Pelo método dos mínimos quadrados, determina-se a e b , e conseqüentemente a meia-vida:

$$a = \frac{\sum y - b \sum x}{n} \quad e \quad b = \frac{n \sum xy - (\sum x)(\sum y)}{n \sum x^2 - (\sum x)^2} \quad (4)$$

$$\text{Com:} \quad (\lambda = -b) \quad e \quad T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad (5)$$

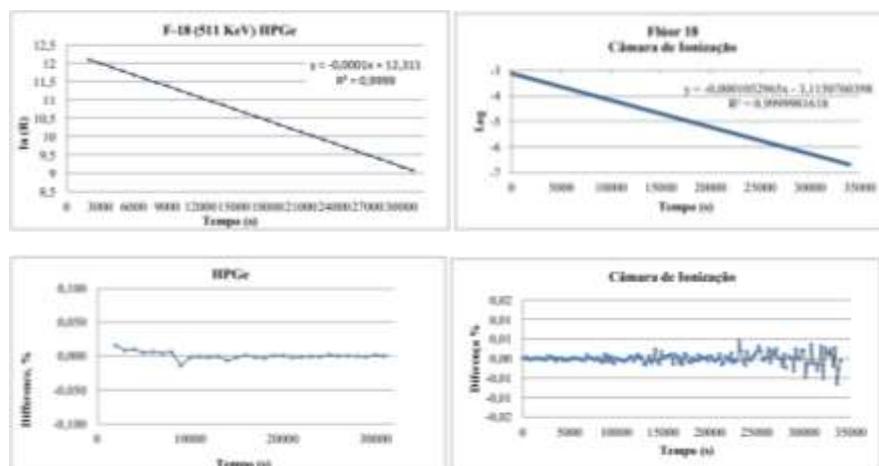
A incerteza foi estimada como [5]:

$$\delta_{T_{1/2}} = \frac{0,693}{b^2} \delta_b^2 \quad (6)$$

Para o estudo de caso, as amostras de Flúor-18 utilizadas para ambas as medições foram em geometria de ampola e os dados coletados simultaneamente com o tempo de medida em ciclos de 200 segundos. Informações detalhadas sobre a calibração dos detectores câmara de ionização e germânio hiperpuro utilizados neste trabalho, bem como os balanços dos principais componentes de incerteza a eles associados, são obtidos nas respectivas referências [7 e 8].

Resultados e discussão

Os resultados de meias-vidas por espectrometria gama foram validados pelo método de câmara de ionização são vistos nas figuras abaixo, em que as diferenças percentuais representam os resíduos em cada curva.



A meia-vida estimada para o Flúor-18 no método de detecção de espectrometria gama foi de $110,4 \pm 0,12$ min, já a meia-vida estimada com a câmara de ionização foi de $109,71 \pm 0,02$ min. As amostras se mostraram livres de impurezas radionuclídicas, asseguradas por espectrometria gama. Essa metodologia pode ser aplicada para outros radiofármacos emissores gama que são utilizados no país, como Tc-99m, I-131, etc.

Conclusão

Ambos os sistemas de medição convergiram nos resultados, permitindo determinar com exatidão a meia-vida do radioisótopo estudado. Logo, foi obtido um valor de meia-vida robusto e consistente, e com incerteza menor do que aqueles publicados nos últimos anos em diferentes bibliografias. Vale registrar que caso o radiofármaco apresentasse impurezas, isto poderia acarretar em danos adicionais ao paciente. Portanto, os resultados aqui alcançados sugerem a determinação de meias-vidas para outros radionuclídeos, não apenas para aqueles utilizados em medicina nuclear, bem como em outras áreas de interesse desde que sejam emissores gama e suas meias-vidas situem-se na faixa intermediária, de algumas horas a alguns dias.

Referências

- [1] ANVISA. **Resolução da diretoria colegiada- RDC nº 63**, de 18 de dezembro de 2009.
- [2] ALVES, S. M. ; KABAD, M. C. ; TEIXEIRA G. J. ; SOUSA C. H. S. 2015. Revisão: **Controle da qualidade 99m-Tc**. v.2, CBMRI Congresso Brasileiro de Metrologia das Radiações Ionizantes., p.4.
- [3] MARINHO, G. P. S ; DELGADO, J. U. ; SILVA, R. L. ; FILHO, O. L. T. 2018. **O uso da espectrometria gama para determinação da meia-vida do Flúor-18**. v.5, CBMRI Congresso Brasileiro de Metrologia das Radiações Ionizantes., p. 9
- [4] Yaçin C. et al. 2015 **Phys.** Ver. C 590 012039
- [5] TAUHATA, L; ALMEIDA, E S. **Estatística, Teoria de Erros e Processamento de Dados**, 2007. Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes. IRD / CNEN
- [6] SCHNEIDER, P. **Incertezas de Medição e Ajuste de dados**. Porto Alegre, 2000; Revisão 2002; 2005-1; 2007-1; 2007-2
- [7] DA SILVA, CARLOS J.; DE OLIVEIRA, ESTELA M.; IWAHARA, A.; DELGADO, JOSÉ U.; POLEDNA, R.; DE OLIVEIRA, ANTÔNIO E. ; MOREIRA, DENISE S.; DA SILVA, RONALDO L.; GOMES, REGIO DOS SANTOS; DE VERAS, EDUARDO V. **Calibration of ionization chamber for ¹⁸F and ⁶⁸Ga, 2014, Applied Radiation and Isotopes** v. 87, p. 188-191.
- [8] DELGADO, J. U. **Probabilidades de emissão X e gama determinadas por espectrometria em regiões complexas**. 2000. Tese (Doutorado em Ciências) – COOPE/UFRJ.

International Joint Conference Radio 2022

Trace elements determined by INAA in a sediment core dated by Pb-210 method from Laguna de Peña, Uruguay

Damatto^a S. R., Rodrigues^a C. E. C

^a Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - Av. Prof. Lineu Prestes, 2242, Butantã, São Paulo
damatto@ipen.br

Introduction: Lake systems are the continental environments most susceptible to climatic and anthropic action, whose physical, chemical, and biological changes are recorded in their sediments and can be detected by geochemical, microfossil and isotopic analyses, among others. Consequently, with these analyses one can reconstruct past environmental conditions. Lake sediments also constitute a potential ecosystem for the accumulation of trace elements¹ and can be used in the study of pollution, as indicators of the presence and levels of these elements. The study of the concentration of different metals is of great importance, because when they remain unaltered, they allow the historical reconstruction of metal deposition in the environment and inferences about the land use and occupation practices over time, in addition to historical knowledge of anthropic action at the study site². The objectives of the present work are to determine the trace elements As, Ba, Br, Ce, Co, Cr, Cs, Eu, Fe, Hf, La, Lu, Na, Nd, Rb, Sb, Sc, Sm, Ta, Tb, Th, U, Yb, and Zn in a sediment core dated by the ²¹⁰Pb method from Laguna de Peña, located in Uruguay.

Methodology: Trace elements were determined by Instrumental Neutron Activation Analysis (INAA) in a sediment core collected at the center of the Laguna de Peña, located in the Santa Teresa National Park in Uruguay. The core was sectioned every 2 cm, the samples were dried, ground, pulverized and irradiated with reference materials in the IEA-R1 Research Reactor at IPEN. The determination of age and sedimentation rate of the sediment was performed by the ²¹⁰Pb method, with total beta measurement of the ²¹⁰Pb radionuclide in a proportional gas flow detector^{3,4}.

Results: The concentration results obtained for the trace elements, mg kg⁻¹, were compared with reference values from the Upper Continental Crust⁵ - UCC, which are presented in Table 1 along with the concentration intervals and means values.

Table 1 – Interval, mean concentration values of trace elements and UCC values in mg kg⁻¹

	Interval	Mean	UCC		Interval	Mean	UCC
	mgkg ⁻¹				mgkg ⁻¹		
As	5.01 - 18.5	11.6	1.5	Nd	27 - 53	35	26
Ba	255 - 999	478	668	Rb	81 - 218	123	110
Ce	43 - 141	79	64	Sb	0.70 - 2.01	1.06	0,2
Co	7.61 - 46	21	10	Sc	8.06 - 41	19	11
Cr	40,9 - 153	64	35	Se	0.99 - 3.04	1.61	0.083
Cs	4.27 - 30	13.26	3.7	Sm	5.61 - 21	8.93	4.5
Eu	0.64 - 4.30	1.79	0.9	Ta	0.57 - 1.08	0,25	2.2
Fe	2.20 - 11	5.04	3.5	Tb	0.61 - 1.76	1.12	0.7
Hf	2.67 - 7.90	4.61	5.8	Th	7.90 - 18	10.62	10
K	0.48 - 1.60	1.14	2.87	U	2.89 - 9.7	4.77	2.5
La	17 - 79	38	30	Yb	2.30 - 7.93	3.64	2.2
Lu	0.36 - 1.25	0.59	0,3	Zn	31 - 508	153	71
Na	0.25 - 0.58	0.45	2.56				

Figure 1 shows the elements As, Cs, Co, Cr, Ce, Eu, Fe, La, Lu, Rb, Sb, Se, Sc, Sm, Th, U, Tb, Yb and Zn whose mean concentrations were higher than those of the UCC, as well as the age of the sediments as a function of the depth in cm. The sedimentary column presented an age of 85 years and a mean sedimentation rate of 0.89 cm y⁻¹. In the first 40 cm the sedimentation rate was 0.46 cm y⁻¹ while the rest of the sedimentary column showed a much lower sedimentation rate, 0.46 cm y⁻¹.

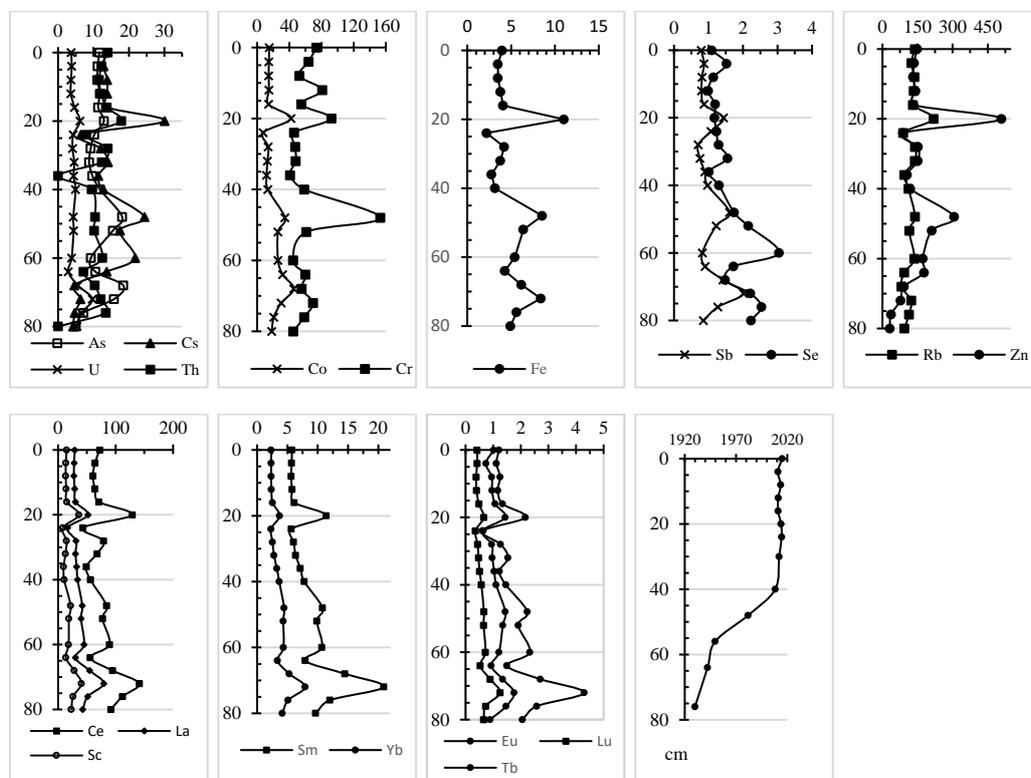


Figure 1 – Trace elements, mg kg⁻¹ as a function of depth (cm) and age of the sediment.

Conclusions: This work analyzed a sediment core collected in Laguna de Peña located in Santa Teresa National Park in Uruguay for trace element concentration and determined the age of the sediment, as well as the sedimentation rate. The results obtained from the concentration of most of the analyzed elements showed mean concentration values higher than the reference values of the Upper Continental Crust, indicating a probable anthropic contribution to some of them, such as As, Cr and Sb, among others. The calculated mean sedimentation rate agrees with literature data for lacustrine environments.

References: ¹

Álvarez-Iglesias, P.; Quintana, B.; Rubio, B.; Pérez-Arlucea, M. Sedimentation rates and trace metal input history in intertidal sediments from San Simón Bay (Ría de Vigo, Nw Spain) derived from ²¹⁰Pb and ¹³⁷Cs chronology. *J. Environ. Radioact.* 98(3):229 – 250, 2007.² Ruiz-Fernández, A. C.; Hillaire-Marcel, C.; Páez-Osuna, F.; Ghaleb, B.; Caballero, M. ²¹⁰Pb chronology and trace metal geochemistry at Los Tuxtlas, Mexico, as evidenced by a sedimentary record from the Lago Verde crater lake. *Quaternary Research* 67: 181–192, 2007.³ Remor, M.B.; Vilas Boas, M.A.; Sampaio, S.C.; Damatto, S.R.; Stevaux, J.C.; Reis, R.R. Sedimentation rate and accumulation of nutrients in the Upper Paraná River floodplain. *J. Radioanal. Nuclear Chem.* 331:1019–1027, 2022.⁴ Franklin, R.L.; Fávaro, D.I.T.; Damatto, S.R. Trace metal and rare earth elements in a sediment profile from the Rio Grande Reservoir, São Paulo, Brazil: determination of anthropogenic contamination, dating, and sedimentation rates. *J. Radioanal. Nuclear Chem.* 304:1-12, 2015.⁵ Rudnick, R.L. and Gao, S. The Composition of the Continental Crust. In: Holland, H.D. and Turekian, K.K., Eds., *Treatise on Geochemistry*, Vol. 3, The Crust, Elsevier-Pergamon, Oxford, 1-64, 2004.

International Joint Conference Radio 2022

Desenvolvimento de um novo Simulador de Tireoide-Pescoço para calibração de sistemas de monitoração de indivíduos ocupacionalmente expostos a ^{131}I em Serviços de Medicina Nuclear

Dantas^a A. L. A., Lucena^a E. A., Rosa^a A. C., Dantas^b L. A., Dantas^a B. M.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD, Av. Salvador Allende, CEP 22783-127

^bUniversidade Federal Fluminense – UFF, R. Passo da Pátria, Niterói, CEP 24210-240

ana.dantas@ird.gov.br, bernardo.dantas@ird.gov.br

Introdução:

A norma básica de radioproteção da CNEN, na sua Posição Regulatória 3.01/005:2011, segue as recomendações da Agência Internacional de Energia Atômica e estabelece o controle da exposição ocupacional interna de trabalhadores expostos a ^{131}I como parte do programa de proteção radiológica em instalações como Serviços de Medicina Nuclear (SMN), especialmente naqueles onde são manipuladas atividades elevadas deste radionuclídeo para aplicações médicas [1,2,3].

O desenvolvimento de técnicas de monitoração interna utilizando a gama-câmera, equipamento amplamente disponível em SMN, para o controle das exposições ocupacionais a ^{131}I , bem como a capacitação dos profissionais envolvidos na avaliação da exposição, fornecem subsídios para a implantação de programas rotineiros de monitoração interna, a serem executados nos próprios SMN, contribuindo assim para o aumento da segurança radiológica nas instalações [4].

Para fins de proteção radiológica e dosimetria, a monitoração interna *in vivo* utiliza a grandeza atividade para estimativa de incorporação e dose [5]. No caso do ^{131}I o órgão de interesse é a tireoide, situada na região do pescoço, que retém grande parte da atividade incorporada do referido radionuclídeo (até 30% da quantidade ingerida, inalada ou injetada) [6].

A quantificação da atividade retida no corpo a partir de técnicas *in vivo* requer a calibração da instrumentação, por meio do uso de simuladores físicos-antropomórficos com dimensões e propriedades de atenuação e espalhamento similares às dos órgãos e tecidos de interesse, contendo atividades conhecidas do radionuclídeo a ser avaliado. De acordo com a ICRU 44, para que um material tecido-equivalente seja selecionado, este deve, idealmente, ter propriedades de interação da radiação semelhantes às apresentadas pelo tecido corporal [7]. Moratelli e cols. avaliaram uma série de materiais candidatos a aplicação como tecido-equivalentes e concluíram que o polímero PLA (Ácido Polilático) se apresentou como um dos materiais com maior potencial para a produção do simulador de tireoide por meio da técnica de impressão 3D, tendo suas características de densidade e atenuação adequadas para este fim [8].

Este trabalho apresenta o desenvolvimento de um novo simulador físico-antropomórfico de tireoide-pescoço produzido com materiais de baixo custo e disponíveis comercialmente, utilizando PLA para impressão 3D do compartimento tireoide e polietileno para a confecção de estrutura que representa o pescoço.

Metodologia:

Para a confecção do simulador de tireoide foi utilizada impressora 3D Creality modelo Ender 3, com processo de extrusão de filamento de PLA (Ácido Polilático). Para a confecção do simulador de pescoço foi utilizado tarugo de PEAD (Polietileno de alta densidade) de 12 cm de altura por 12 cm de diâmetro, disponível comercialmente. Neste sistema foi inserido um papel de filtro impregnado com 0,2 g de solução padrão do radionuclídeo ^{133}Ba , com atividade de 35,447 kBq/g, produzida pelo LNMRI. O ^{133}Ba é utilizado para simular atividade equivalente em ^{131}I por possuir meia vida de 10,54 anos e pelo fato de ambos os radionuclídeos possuírem emissões de energia gama na faixa de 250 até 390 keV. As dimensões e formato do suporte de papel de filtro seguem as especificações constantes da ICRU 48 [9]. O sistema de detecção utilizado para a realização das medições é composto de um detector NaI de 3"x3" e instrumentação eletrônica padrão associada. O novo simulador foi validado por meio de comparação do fator de calibração obtido em relação ao modelo anterior. As medições foram realizadas posicionando-se o simulador na geometria de monitoração de tireoide, no setup padrão aplicado na sala blindada

da Unidade de Contador de Corpo Inteiro do Laboratório de Monitoração In Vivo do IRD, que possui dimensões internas de 2,5 m x 2,5 m x 2,5 m [10].

Resultados:

A obtenção do simulador de tireoide foi possível através de adequações de fluxo de extrusão do filamento que possibilitasse a reprodução de densidade do material semelhante ao obtido em estudo anterior [8], ajustando a forma finalizada em 3D que acomodasse o posicionamento do papel de filtro no desenho da tireoide, conforme indicação da ICRU 48 [9]. O simulador de pescoço foi projetado e confeccionado no Serviço de Mecânica do IRD, sendo composto de peças independentes de PEAD, de forma a suportar o simulador de tireoide de PLA, atendendo às especificações da ICRU 48 e sendo montado de forma simples e segura (Fig.1).



Figura1: Detalhamento da montagem do simulador de tireoide-pescoço.

Conclusões:

A metodologia de calibração desenvolvida se apresentou adequada, de fácil e rápida execução, permitindo sua aplicação nos próprios SMN, viabilizando a implantação de programas de monitoração interna de rotina nestas instalações e, desta forma, possibilitando o atendimento aos requisitos de monitoração interna estabelecidos pela Agência Reguladora da área nuclear no Brasil.

Referências:

- [1] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). **Critérios para Cálculo de Dose Efetiva a partir da Monitoração Individual**. Posição Regulatória 3.01 /005:2011.
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). **Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides - Safety Standards Series, no.RS-G-1.2**, IAEA, 1999
- [3] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP), **Occupational Intakes of Radionuclides: Part 1**. ICRP Publication 130. Ann. ICRP 44(2), 2015
- [4] Oliveira SM, Oliveira CM, Leite MFL, Santos BM, Dantas ALA, Dantas BM, **Calibração de Gama Câmara para Utilização em Programa de Monitoração Interna de Trabalhadores ocupacionalmente Expostos a ¹³¹I em um Serviço de Medicina Nuclear**, Revista Brasileira de Física Médica 15:639, 1-8, 2021
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA), **Direct methods for measuring radionuclides in the human body**. Safety Series n. 114, 1996
- [6] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP), **Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3**. ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46(3/4), 2017
- [7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS (ICRU), **Tissue substitutes in radiation dosimetry and measurements**. ICRU Report 44, Bethesda 1989
- [8] Moratelli TS, Soares AB, Lucena EA, Dantas ALA, Mendes BM, Dórea MM, Romani EC, Dantas BM, **Estudo das propriedades de atenuação de materiais para desenvolvimento de um simulador de tireoide-pescoço**, Brazilian Journal of Radiation Sciences (09-01), 01-16, 2021
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS (ICRU), **Phantoms and Computational Models in Therapy, Diagnosis and Protection**, ICRU Report 48, Bethesda 1992
- [10] Oliveira CAN, Lourenço MC, Dantas BM, Lucena EA, Laurer GR, **The IRD/CNEN whole body counter: Background and calibration results**, Radiation Protection Dosimetry, 29, 203 - 208, 1989

International Joint Conference Radio 2022

Metodologia para levantamento radiométrico de uma instalação nuclear

Silva^a T.M.S., Curzio^a R.C., Bonfim^a C.E.S., de Amorim^a A.S., de Vilela^a P.R.T., Santos^b A., Cardoso^b D.O., de Lima^b M.R., Oliveira^b S.C.S., da Silva^b V.W.L, Oliveira^b, R.A.A.C.

^a Instituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN) / Seção de Defesa Radiológica e Nuclear (SDRN). Avenida das Américas 28.705 – Guaratiba, 23020-470, Rio de Janeiro - RJ - Brasil

^b Instituto Militar de Engenharia (IME) / Seção de Engenharia Nuclear (SE/07). Praça General Tibúrcio 80 – Urca, 22290-270, Rio de Janeiro - RJ - Brasil
thiago.medeiros@eb.mil.br

Introdução: A correta determinação dos níveis de taxa de equivalente de dose ambiente em uma instalação radioativa é essencial para a classificação de áreas livres, supervisionadas e controladas [1]. Assim, o levantamento radiométrico da instalação conduz à equipe do serviço de radioproteção na elaboração do Plano de Proteção Radiológica (PPR) [2]. Observa-se na bibliografia que vários estudos demonstram dificuldades na obtenção dos valores de taxa de dose em instalações que contam com diversos laboratórios contendo equipamentos emissores de radiações ionizantes [3]. Isto deve ao fato de que estes estabelecimentos trabalham com fontes (seladas e não seladas) de diferentes energias, impactando diretamente nos níveis de radiação. Neste trabalho foi realizado o levantamento radiométrico em uma instalação nuclear, com vistas a identificar as limitações de dose a quais os Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOE) e o público em geral estão submetidas e, em um estágio mais avançado, corroborar com as classificações de área do PPR.

Metodologia: A área escolhida foi o prédio da Seção de Defesa Radiológica e Nuclear (SDRN) do Instituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN). Esta instalação se caracteriza por possuir diversos laboratórios com fontes radioativas. A Figura 1 representa a planta baixa do prédio da SDRN, destacando as áreas controladas, supervisionadas e livre (por exclusão). Encontram-se explicitados também os dezesseis pontos nos quais as monitorações de área foram realizadas.

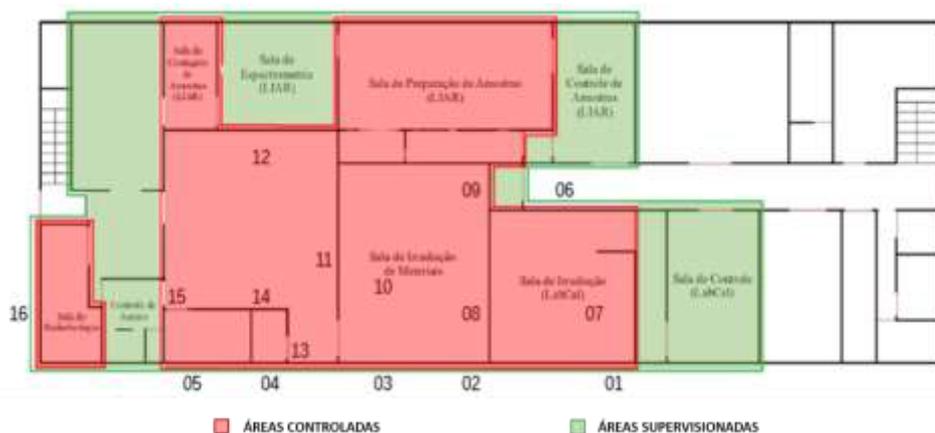


Figura 1: Distribuição dos pontos de monitoração no térreo da SDRN e suas classificações de áreas.

Para medição da taxa de equivalente de dose ambiente proveniente da radiação gama oriunda dos equipamentos e fontes radioativas existentes nos laboratórios da SDRN em junho de 2022, foram utilizados detectores cintiladores do modelo RadEye PDR-ER da marca Thermo Scientific, calibrados no Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI). Esses monitores são capazes de detectar raios gama na faixa de energia de 60,0 keV a 3,0 MeV e na faixa operacional de 0.01 μ Sv/h a 100 mSv/h [3].

Em cada ponto de interesse (Figura 1), foram realizadas quatro medições posicionando o detector a uma distância longitudinal de 10 cm e a 1 m em relação ao solo. Consideraram-se quatro possibilidades de cenário de operações: A – laboratórios desligados; B – Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação (LabCal) com a fonte de Co-60 exposta; C – LabCal com a fonte de Cs-137 exposta; e D – Laboratório de Irradiação de Materiais (LIRRAD) em operação.

Nesse contexto, o tratamento estatístico considerou então a contribuição da radiação gama nos pontos predeterminados, calculando o valor médio das medições. Por fim, compararam-se os resultados obtidos para as taxas de equivalente de dose ambiente obtidas com os limites de dose individual previstos para situações de exposição normal [1].

Resultados: Com base nos resultados apresentados na Figura 2, verificou-se que em todos os pontos de medição, considerando os 4 cenários possíveis, o valor médio da taxa de equivalente de dose ambiente apresentou valores abaixo do limite de dose previsto para o IOE (50,00 mSv em 2000 horas de trabalho anuais = 25,00 μ Sv/h). O maior valor encontrado foi de 18,24 μ Sv/h, que corresponde ao cenário D em que o LIRRAD, que tem uma fonte de Cs-137, com uma atividade inicial de 4 PBq em janeiro de 1969, se encontrava em funcionamento. Entretanto, neste caso, a área é considerada como área controlada, o que permite ao IOE a exposição normal a esse tipo de operação. Cabe ressaltar que o ponto 7, cujo valor médio foi de 8,95 μ Sv/h, considerando o cenário A (laboratórios desligados), representa o obturador de saída do feixe de radiação gama do LabCal; que possui duas fontes radioativas, uma de Cs-137 e uma de Co-60, ambas com atividade de 37 GBq em maio de 2015. Outro fato relevante é que todos os pontos pertencentes à área livre estão abaixo do limite de dose previsto para o indivíduo de público (1 mSv em 2000 horas de exposição anuais = 0,05 μ Sv/h). Isto corrobora com a segurança do manuseio das fontes radioativas e dos equipamentos laborais da SDRN, implicando a correta classificação de áreas conforme prevê o PPR da instalação.

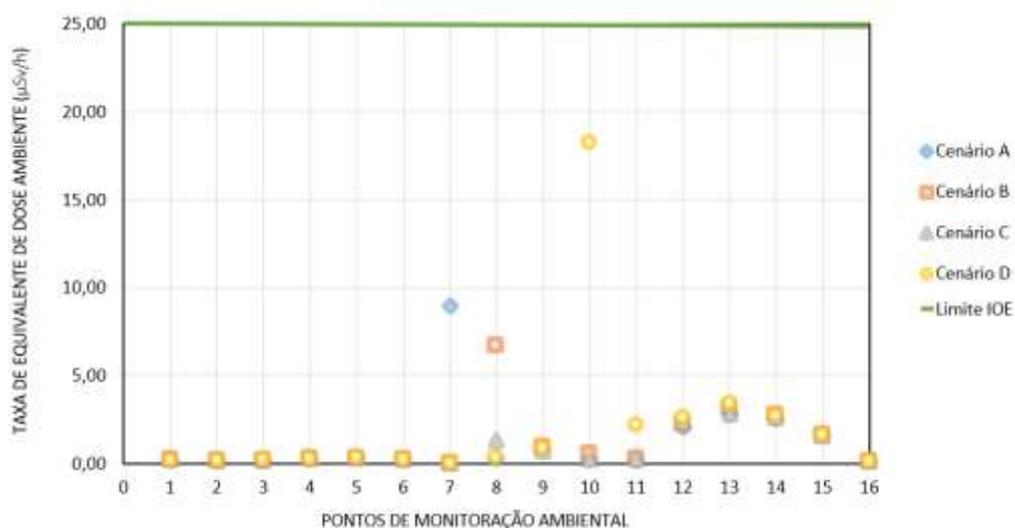


FIGURA 2: DADOS EXPERIMENTAIS DO LEVANTAMENTO RADIOMÉTRICO REALIZADO NA SDRN.

Conclusões: Este trabalho demonstrou a relevância da realização do levantamento radiométrico em instalações nucleares, de forma a subsidiar a equipe do serviço proteção radiológica quanto à correta classificação das áreas da instalação, conforme prevê o PPR. Essas práticas de monitoração de área, em situações de exposição normal, visam, além da otimização das condições de trabalho, o cumprimento dos princípios de radioproteção, minimizando, com isso, a exposição dos IOE e do público. Soma-se a isso a importância em conhecer além das propriedades intrínsecas dos equipamentos utilizados para medidas de proteção radiológica, a necessidade de testes prévios para aferir a repetitividade dos dados coletados *in loco*, uma vez que o equipamento será submetido a condições adversas de manipulação e operação.

Referências: [1] CNEN-NN-3.01 Diretrizes Básicas de proteção radiológica, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 2005. [2] CNEN-NN-3.05 Requisitos de radioproteção e segurança para serviços de medicina nuclear, Rio de Janeiro, 1996; [3] Silva, T. D. M. S., Lobato, A. C. L., Mendonça, A. K. F., de Azevedo, A. M., Pontes, C. C., Cardoso, D. D. O., & Nunes, W. V. (2021). Application of area monitors and scintillating detectors in the development of CBRN defense reconnaissance vehicles. *Brazilian Journal of Radiation Sciences*, 9(3).

International Joint Conference Radio 2022

Application of microfluidic mixing device in continuous flow synthesis for occupational dose reduction during microsilica labeling process with Lanthanum-140.

Kenup-Hernandes^{a,b} H.O., Araujo^a B.G., Barbosa^a, C. M., Melo^a, T. S.,
Ferreira^a, F.J.O., Silva^b, A. X.

^aInstitute of Nuclear Engineering - IEN, Rio de Janeiro, Brasil. CEP : 21941-906

^bPrograma de Engenharia Nuclear- PEN/COPPE, Rio de Janeiro, Brasil. CEP : 21941-914

hkenup@ien.gov.br

Introduction

Process Intensification is configured as a strategy for optimizing industrial plants seeking to reduce operating costs, such as energy and input savings, which ends up reflecting even in the reduction of waste generated by the industry. This way, the miniaturization of systems from the implementation of technological tools, such as Microfluidics, stands out as an alternative to enable the reduction of operational scale of industrial processes without reducing the quality and supply of products. It is worth mentioning that the reduction of scale, based on microfluidics, allows the implementation of the so-called continuous flow synthesis, expanding the horizon of possibilities for syntheses of high complexity [1]. These characteristics are also of interest for application in the nuclear sector, since radiochemical synthesis processes require effective methodologies for the development of radioisotope-labeled compounds. Therefore, the intensification of microscale processes may reflect in the reduction of radioactive waste and mainly in the reduction of occupational exposure due to the manipulation of radioactive inputs. This work aims to compare the ambient dose rate values from the analysis of the microsilica labeling process with La-140, in oxide, chloride and nitrate, to then verify if the application of a microfluidic mixing device, in microscale continuous flow synthesis, it can contribute to the reduction of the occupational dose and even improve the efficiency of the radiochemical process in focus.

Methodology For La-140 anchoring, the microsilica obtained from the modification of the method described by [2], called MSS1%, was used. The micromixer model used follows the dimensions described by [3]. The micromodel was manufactured using a Polydimethylsiloxane-PDMS mold, Dow Corning/Silgard® 184, later filled with NOA81® resin, Norland Products. In microscale experiments with La_2O_3 , LaCl_3 and $\text{La}(\text{NO}_3)_3$, two syringe pumps, New Era Pump Systems -NE-1000, were used. In syringe “a”, 5mL of the solution containing La-140, at a concentration of 0.5mol/L. In syringe “b”, 5mL of an alcoholic solution containing microsilica MSS1% in a proportion of 50:1. The pumps flow rate was set at 2.5mL/h, for continuous flow processing for 2 hours. Each sample of La_2O_3 -La-140, LaCl_3 -La-140 and $\text{La}(\text{NO}_3)_3$ -La-140 was processed separately. Before each experiment, the background radiation was monitored. In macroscale processing, the microfluidic mixing device was replaced by a Becker. Components “a” and “b” were mixed simultaneously at the beginning of the process and remained under magnetic stirring for 2 hours. Ambient dose rate monitoring was performed with the MMRR 7032 area monitor, developed and manufactured by the Instituto de Engenharia Nuclear - IEN [4]. The experimental set was positioned at a distance of 0.5 meters from the MMRR detector. Figure 1 shows the microfluidic device used.

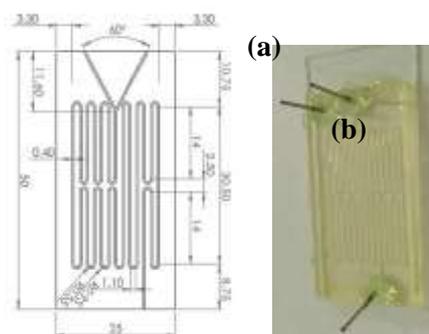


Figure 1:

Physical dimensions of the microfluidic device (a) [3]; input (b) and output (c) microchannels.

Results

The determination of the concentration of La-140 in the samples by gamma spectrometry is presented in Table 1. The data were obtained in the analysis of the peak 1,597keV, characteristic of La-140 with a semiconductor HPGe detector, Canberra/GEM-F5930. It was verified that MSS1% microsilica has better selectivity for La-140, in the oxide form (La₂O₃). Using the micromixing device, 39.36% of La-140 was fixed in the microsilica and 32.08% in the macroscale experiment. Figure 2 shows the mean values obtained by counting the area monitor MMRR 7032, during the processing of La-140 samples in micro and macroscale.

Table 1: Gamma spectrometry analysis with HPGe detector of samples La₂O₃, LaCl₃ and La(NO₃)₃, before and after processing in micro and macroscale with Lanthanum-140.

Sample	Area	Error (%)	La-140 (%)
La ₂ O ₃ -La-140	121591	0.57	-
MSS1%_La ₂ O ₃ _Macro	39004	0.87	32.08
MSS1%_La ₂ O ₃ _Micro	47856	0.89	39.36
LaCl ₃ -La-140	25246	0.99	-
MSS1%_LaCl ₃ _Macro	10663	1.42	42.24
MSS1%_LaCl ₃ _Micro	3743	2.51	14.83
La(NO ₃) ₃ -La-140	203872	0.59	-
MSS1%_La(NO ₃) ₃ _Macro	82652	0.58	40.54
MSS1%_La(NO ₃) ₃ _Micro	5099	1.39	2.50

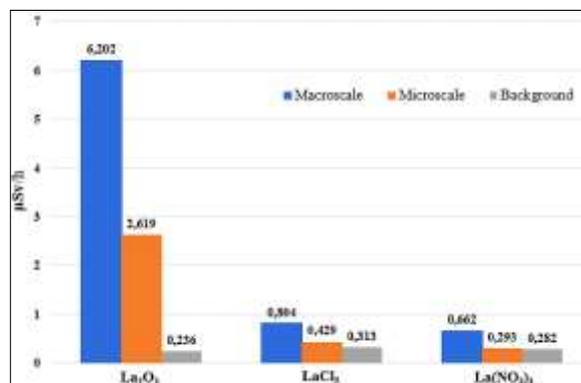


Figure 2: Data from MMRR 7032 area monitor during micro and macroscale synthesis with La-140 of La₂O₃, LaCl₃ and La(NO₃)₃ samples.

From the data set generated by the MMRR 7032 monitor, the average of the ambient dose rate values, expressed in μSv/h, was calculated. It was then observed that the sample of La₂O₃-La-140 was the one with the highest dose rate, with an average value of 6.202μSv/h. After the introduction of the micromixing device, all samples showed a reduction greater than 42% with respect to the ambient dose rate value recorded in the macroscale experiments. In the case of samples LaCl₃-La-140 and La(NO₃)₃-La-140, the dose rate presented values close to the background radiation in the microscale synthesis.

Conclusions

Comparing the micro and macroscale processes, it was noticed that the implementation of the microfluidic mixing device provided an increase in the absorption capacity of La-140, from 32.08% to 39.36% in the solution prepared from La₂O₃. The data obtained from the MMRR 7032 area monitor indicate a 42.23% reduction in the ambient dose rate value from the application of microscale continuous flow synthesis in the La₂O₃ sample. Although the species LaCl₃ and La(NO₃)₃ did not show good selectivity to adsorb La-140, a reduction in the ambient dose rate was observed in the microscale experiments by 53.37% and 44.25%, respectively. Therefore, the application of the microfluidic mixing device in the production of microsilica labeled with La-140 contributes significantly to the reduction of the occupational dose while positively affecting the process by adding a higher percentage of the radioisotope La-140 in the structure of the microsilica modified with La₂O₃.

The researchers thank FINEP for funding this research and the Instituto de Engenharia Nuclear for the infrastructure used to carry out this work.

References

- [1] SANTANA, H. S., et.al. "Application of Microfluidics in Process Intensification" *International Journal of Chemical Reactor Engineering*, vol. 16, no. 12, 2018.
- [2] BELINI, T. C. "Síntese e Caracterização de Nanopartículas de Sílica Contendo Íons Cobre (II) Para Aplicação Agroquímica". *Universidade Estadual de Campinas, Instituto de Química*, 2012.
- [3] COSTA JUNIOR, J. M. "Análise Teórico – Experimental De Microrreatores Para Síntese De Biodiesel Com Recuperação De Calor Rejeitado". *Universidade Federal do Rio de Janeiro, Programa de Pós-Graduação em Engenharia Mecânica*, 2017.
- [4] LACERDA, F.; FARIAS, M.S.; AGHINA, M. A.C.; OLIVEIRA, M.V. "Modular Remote Radiation Monitor", *International Nuclear Atlantic Conference – INAC*, 2013.

International Joint Conference Radio 2022

Fatores de transmissão de raios gama e nêutrons em blindagens bilaminadas de concreto e polímero PA-6.

Santos I. C., Silva J. C. B., Gavazza S., Cardoso D. O., Rodrigues L. D.

Instituto Militar de Engenharia - IME,

isaac.couto@ime.eb.br, jcbds5@yahoo.com.br, gavazza@ime.eb.br, domin@ime.eb.br,

lucasdrodrigues7@gmail.com

Introdução

O fator de transmissão (FT) de uma blindagem indica a fração da radiação incidente que a ultrapassa. O FT, para raios gama e nêutrons, depende da atenuação exponencial (AE) e do fator multiplicativo, ou de *buildup* (FB), sofridos pela radiação ao ultrapassar uma blindagem. Existem fórmulas analíticas que permitem calcular esses parâmetros para uma determinada operação.

Segundo Chilton, Shultis e Faw, em *Principles of Radiation Shielding*, o uso do conceito de FB, para uma blindagem multilaminada, é de mérito duvidoso, na sua maior parte. As possíveis combinações das lâminas são muito numerosas para se calcular. Todavia, verificou-se que existe certa regularidade que permite o uso, pelo menos aproximadamente, de fatores de *buildup* de meios homogêneos para blindagens multilaminadas [1].

Ciente desse fator será empregado à fórmula de Taylor para o FB das lâminas, separadamente, e o formalismo de Broder para computar o FB da blindagem bilaminada em questão.

Assim, o objetivo deste artigo é mostrar as características da transmissão da radiação gama e de nêutrons em blindagens bilaminadas de concreto e polímero.

Metodologia

Serão empregadas fórmulas analíticas para calcular o FT de uma blindagem bilaminada para raios gama e nêutrons, empregando o concreto e o polímero PA-6. Tal procedimento poupará tempo de cálculo computacional, além de ser de solução menos complexa e permitir acompanhar, manualmente, a sequência analítica do cálculo. Para validação da metodologia, os resultados teóricos serão comparados com dados experimentais e simulados, publicados em [2 - 4].

A radiação gama, ao atravessar uma blindagem, sofrerá os seguintes efeitos: *i*) atenuação exponencial; *ii*) espalhamentos para fora do feixe e *iii*) espalhamentos para dentro do feixe. O primeiro efeito atenua exponencialmente a radiação – AE. Os dois últimos efeitos, combinados, compõem um fator multiplicativo da radiação, o fator de *buildup* – FB. Os coeficientes de atenuação linear, para AE, são tabelados e disponíveis na literatura. A fórmula de Taylor será utilizada para o FB de cada lâmina de material da blindagem. A fórmula de Broder será empregada para o FB da blindagem bilaminada. Os parâmetros AE e FB dependem da energia da radiação gama, dos números atômicos dos materiais de blindagem e dos livres caminhos médios percorridos pela radiação em cada material. O fator de transmissão da blindagem bilaminada será o produto de AE por FB.

O nêutron, ao atravessar a blindagem sofrerá os efeitos de atenuação característicos, em função da seção de choque de remoção ΣR .

Os parâmetros necessários para os cálculos envolvendo a radiação gama serão obtidos de acordo com metodologia proposta em [3]. Por sua vez, os envolvendo nêutrons serão os publicados em [4].

Os fatores de transmissão calculados serão apresentados em formas de curvas para raios gama e para nêutrons em função da energia da radiação. A espessura do concreto será fixa, e a do polímero PA-6 variável.

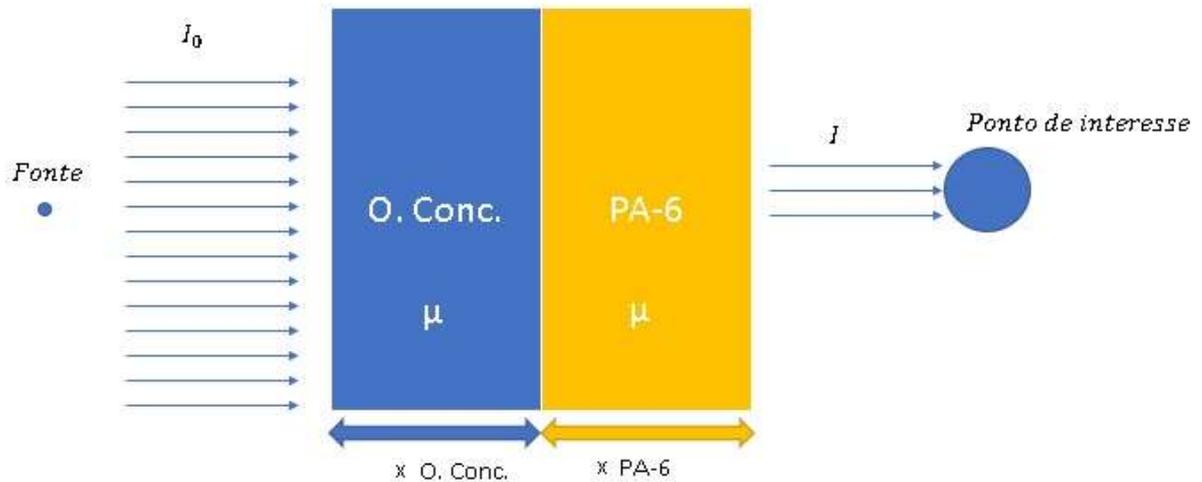
Para o cálculo dos fatores de transmissão, será considerado o arranjo apresentado na Figura 1. A radiação incidirá primeira no concreto e, logo após, no polímero.

Inicialmente será avaliado a metodologia proposta acima, considerando a energia da radiação gama e dos

nêutrons como sendo 1 MeV. Após a análise da consistência dos dados obtidos, o procedimento será repetido considerando a energia da radiação e a espessura do polímero variável.

A Figura 1 apresenta o arranjo idealizado para o estudo a ser desenvolvido. A lâmina de concreto é fixa, com espessura de 1 livre caminho médio. A lâmina de PA-6 terá espessura variada, iniciando com 1 livre caminho médio.

Figura 1: Esquema de blindagem bilaminar



Fonte: Silva J. C. B. - Comunicação pessoal

Resultados

Os resultados obtidos serão apresentados em forma de ábacos que permitirão determinar as espessuras necessárias dos materiais para garantir os níveis de radiação adequados que permitam a abrigagem segura de pessoal que tenha de permanecer em um terreno contaminado por radiação.

Conclusão

A motivação para elaborar o presente estudo tem como o objetivo a proteção do homem em abrigagens fixas em um terreno contaminado por materiais radioativos.

Os ábacos a serem gerados permitirão a seleção de edificações que possam ser utilizadas para a proteção do homem. Tornam-se, assim, instrumentos importantes de auxílio à decisão de gestores.

Espera-se que, ao final do trabalho, a metodologia teórica desenvolvida seja validada com os dados experimentais e de simulação disponíveis na literatura.

Espera-se, também, que o estudo a ser desenvolvido sirva de conhecimento inicial para todos aqueles que se dedicarem a adquirir conhecimentos aprofundados nas áreas de proteção radiológica e blindagem das radiações.

Referências

[1]. A. B. Chilton, J. K. Shultis, R. E. Faw. *Principles of Radiation Shielding*. Prentice-Hall, INC. Englewood Cliffs, NJ, EUA, 1984.

[2]. A. Foderaro. *The Photon Shielding Manual*. University Park Pennsylvania, PA, EUA, 1976.

[3]. J. B. Silva. *Determinação do fator de transmissão da radiação gama em blindagens bilaminares compostas de chumbo e ferro*. Dissertação (Mestrado) — Instituto Militar de Engenharia, Rio de Janeiro, Brasil, 2020.

[4]. M.R. Kaçal, F. Akman, M.I. Sayyed, F. Akman, *Evaluation of gamma-ray and neutron attenuation properties of some polymers*. Elsevier — Nuclear Engineering and Technology, EUA, (2019) 818 - 824.

International Joint Conference Radio 2022

Método experimental para a determinação da corrente de alimentação de um transistor de potência PMOS para emprego como dosímetro RADFET

Mendonça^a E. G., Cavalcante^b T. C., Vaz^b R. G., Pereira Junior^b E. C. F., Gonzalez^b O. L.

^a Instituto de Fomento e Coordenação Industrial, Praça Mal. Eduardo Gomes, 50 – Vila das Acácias, São José dos Campos, SP – Brasil

^b Instituto de Estudos Avançados, Trevo Coronel Aviador José Alberto Albano do Amarante, n°

1 – Putim – São José dos Campos, SP – Brasil

eduardogmendonca2020@gmail.com

Introdução

Transistores de potência do tipo PMOS têm sido empregados como dosímetros de radiação ionizante, os quais denominamos por dosímetro RADFET. O parâmetro de resposta de um dosímetro RADFET à dose total acumulada de radiação ionizante (TID), que pode ser usado para dosimetria, é a variação da tensão de limiar de porta (V_{Th}), pois essa variação de tensão é facilmente medida usando um circuito de medição simples [1].

O procedimento de medida da radiação da tensão de limiar (ΔV_{Th}), consiste em alimentar o transistor com uma fonte de corrente constante (I_{DS}) entre a fonte e o dreno, mantendo em curto a porta e o dreno, e medindo a tensão entre o dreno e a fonte (V_{DS}) durante ou entre etapas de irradiação [2].

Em trabalho anterior foi modelada a resposta (ΔV_{Th}) de um transistor de potência MOS tipo P ao acúmulo de dose, baseando-se nas cargas livres (pares elétron-buraco) geradas pela radiação ionizante, cuja parte dessa carga foi aprisionada no óxido de isolamento de porta [3] e provocou aumento da tensão de limiar V_{Th} .

Neste trabalho é apresentado um método para a fixação do melhor valor da corrente de alimentação fonte-dreno de um transistor de potência tipo PMOS a ser empregado como dosímetro RADFET na monitoração da dose acumulada de radiação penetrante X e gama.

Metodologia

O método é experimental consiste basicamente na irradiação do transistor PMOS de potência em várias etapas de dose acumulada de radiação gama proveniente uma fonte de ^{60}Co e entre cada etapa de irradiação medir duas curvas características do transistor, delas extrair o valor da variação da tensão de limiar (ΔV_{Th}) e comparar entre si estes valores.

A primeira é a curva I_{DS} versus V_{GS} ($I_{DS} \times V_{GS}$, com $V_{DS} = -100$ mV), que é a corrente entre a fonte e o dreno (I_{DS}) em função da tensão entre a fonte e a porta (V_{GS}), com a tensão de polarização (V_{DS}) fixada em -100 mV. Dessa curva, pelo método da primeira derivada, extrai-se a tensão de limiar (V_{Th}) em cada etapa de dose acumulada, possibilitando-se assim determinar a variação de V_{Th} (ΔV_{Th}) em função da dose acumulada.

A segunda curva é a curva de operação do transistor PMOS como dosímetro RADFET (Curva do RADFET). Esta curva é obtida mantendo a porta e o dreno em curto ($V_{GS} = V_{DS}$), fazendo-se variar V_{DS} de zero até um valor abaixo da tensão máxima de especificação do transistor e se medindo o valor da corrente entre fonte e dreno (I_{DS}). É a curva I_{DS} versus V_{DS} ($I_{DS} \times V_{DS}$, com $V_{GS} = V_{DS}$).

Nesta condição o transistor estará sempre operando na condição de saturação ($V_{DS} > V_{GS} - V_{Th}$, com estas tensões expressas em módulo) de forma que, para cada valor de $V_{GS} = V_{DS}$ a corrente de saturação será:

$$I_{DS} = \beta_P (V_{GS} - V_{Th})^2 / 2 \quad (1)$$

onde β_P é o fator de ganho.

Para qualquer valor fixado de I_{DS} , o valor da tensão entre dreno e fonte (V_{DS}) será:

$$V_{DS} = V_{GS} = \sqrt{2I_{DS}/\beta_P} + V_{Th} \quad (2)$$

O que expressa uma relação linear (reta) entre a V_{DS} e V_{Th} . Assim, medindo-se a variação de V_{DS} para cada etapa de irradiação a partir da curva I_{DS} versus V_{DS} ($I_{DS} \times V_{DS}$, com $V_{GS}=V_{DS}$), obtém-se então a variação da tensão de limiar (ΔV_{Th}) em função da dose acumulada, que, em princípio, deveria ser independente dos valores de I_{DS} .

A comparação da variação da tensão de limiar a partir das curvas $I_{DS} \times V_{GS}$ com $V_{DS} = 100$ mV pelo método da primeira derivada com as variações da tensão de limiar das curva $I_{DS} \times V_{DS}$, com $V_{GS} = V_{DS}$, estas últimas, para vários valores da corrente I_{DS} , permitirá a escolha do valor de I_{DS} que possibilita o melhor valor desta corrente, o qual permite extrair o valor ΔV_{Th} que apresente menores incertezas estatísticas e outras variações com eventual aquecimento do transistor durante a sua operação como dosímetro RADFET.

Resultados

O transistor PMOS IRF4905pbf foi irradiado na taxa de dose de 6 krad/h até a dose acumulada de 987 krad, tendo sido medidas as curvas $I_{DS} \times V_{GS}$ com $V_{DS} = -100$ mV e $I_{DS} \times V_{DS}$, com $V_{GS} = V_{DS}$ (curva do dosímetro RADFET) em 18 etapas de dose acumulada. Na figura 1 são apresentadas as curvas do dosímetro RADFET após cada etapa de dose acumulada. Na figura 2 é apresentada o ajuste ao modelo da variação de V_{Th} com a dose acumulada desenvolvido no trabalho anterior [3], mostrando um bom acordo entre o modelo e o resultado experimental.

O comparativo entre a relação de ΔV_{Th} com a dose acumulada medido pela primeira curva (método da primeira derivada) e com ΔV_{Th} medido pela curva do dosímetro RADFET, para valores de I_{DS} de 10, 100, 400 e 800 mA, é apresentado nas figuras 3, 4, 5 e 6 respectivamente.

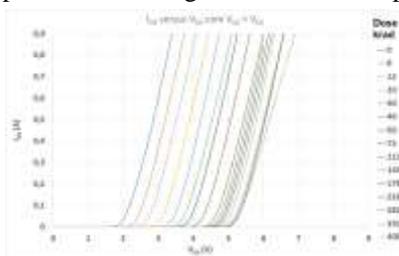


Figura 1 – Curvas do RADFET para várias doses acumuladas

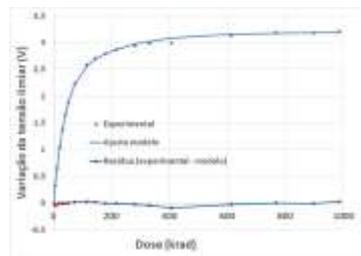


Figura 2 – ΔV_{Th} versus dose acumulada ajustada ao modelo [3]

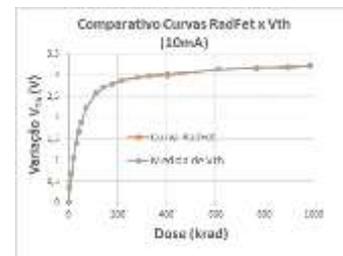


Figura 3 – Curva ΔV_{Th} para I_{DS} 10 mA

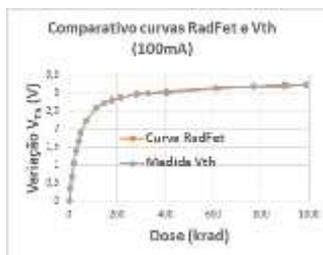


Figura 4 – Curva ΔV_{Th} para I_{DS} 100 mA

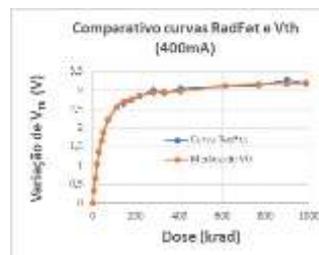


Figura 5 – Curva ΔV_{Th} para I_{DS} 400 mA

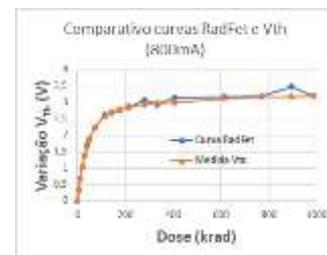


Figura 6 – Curva ΔV_{Th} para I_{DS} 800 mA

Conclusões

Sucintamente, este experimento mostrou que a corrente de alimentação do transistor operando no modo RADFET produz o mesmo resultado da variação da tensão de limiar em função da dose, porém, apresentou maior coerência com as medidas da tensão limiar pelo método da primeira derivada da curva $I_{DS} \times V_{GS}$ as menores correntes de alimentação, neste caso, entre 10 e 100 mA. Conforme ilustrado na figura 2 os dados experimentais de det medidos pelo método da primeira derivada se mostraram compatíveis com as previsões do modelo de aprisionamento de cargas no corpo e na interface do óxido de porta do transistor.

Referências

- [1] HOLMES-SIEDLE, Andrew e ADAMS, Leonard. RADFET: A review of the use of metal-oxide-silicon devices as integrating dosimeters. International Journal of Radiation Applications and Instrumentation. Part C. Radiation Physics and Chemistry, Volume 28, Issue 2, 1986, Pages 235-244.
- [2] HOLMES-SIEDLE, et al. The Dosimetric Performance of RADFETs in Radiation Test Beams. 2007 IEEE Radiation Effects Data Workshop, 2007, pp. 42-57, doi: 10.1109/REDW.2007.4342539.
- [3] MENDONÇA, E. G. and GONÇALEZ, O. L. A simple model of the accumulation of trapped ionization charges for radfet dosimeters. Brazilian Journal of Development, v.8, n.4, p. 28753-28759, 2022. DOI: <https://doi.org/10.34117/bjdv8n4-391>.
- [4] MARTINO, J. A. et al. Caracterização elétrica de tecnologia de dispositivos MOS. Cap. 3, sec. 3.4, pag. 88. São Paulo: Pioneira Thomson Learning, 2003. ISBN 85-221-0347-x.

International Joint Conference Radio 2022

Characterization techniques for the evaluation of sealed Br-82 radioactive sources structured in 3d-printed capsules for industry and environmental applications

Barbosa^a C. M., Silva^{a,b} L. A. G., Kenup-Hernandes^a H. O., Teles^a P. S. P., Garcez^a R. W. D., Salgado^a C. M., Raitz^a C., Ferreira^a F. J. O.

^aInstituto de Engenharia Nuclear, Rua Hélio de Almeida, 75 – Cidade Universitária/RJ

^bEscola Politécnica - UFRJ, Av. Athos da Silveira Ramos, 179 – Cidade Universitária/RJ

caroline.mattos@bolsista.ien.gov.br

Introduction

Nuclear techniques are increasingly present in different areas of industry, as well as in agriculture, medicine, etc. In general, they are non-invasive and non-destructive techniques convenient features to minimize interventions and optimize quality control [1]. The study proposes to structure a sealed Br-82 radioactive source, using PLA or Resin 3d-printed capsules. The Monte Carlo modeling through the MCNPX code. To produce the Br-82 isotope, the NaBr salt was chosen for its accessibility. A sample of VETEC's NaBr P.A. salt was characterized through X-Ray Fluorescence (XRF) to quantify the composition of the bromine element. This new type of sealed particle can be used in a variety of applications, such as radioactive particle tracking, with the advantage that they can be easily prepared and recovered at the end.

Methodology

MCNPX code was developed to simulate sealed NaBr radioactive sources. For the radioactive element, a sphere with radii 1 mm and 5 mm was used. The emission within the sphere was considered homogeneous and isotropic, emitting gamma rays with the two main probabilities: 70.6% for 554 keV and 83.4% for 776 keV. The NaBr density is 3.3 g/cm³. For the encapsulation, two types of materials were investigated, Polylactic acid (PLA) and Epoxy resin, due to resistance to heat and mechanical impacts, as well as two encapsulation geometries, cubic and spherical. A cylinder was placed 8 cm away from the source to simulate a NaI(Tl) detector. For each combination (a total of ten), the number of source photons impinging the detector was recorded to calculate the particle's efficiency. The figure 1a shows the simulation geometry for the case of a spherical capsule.

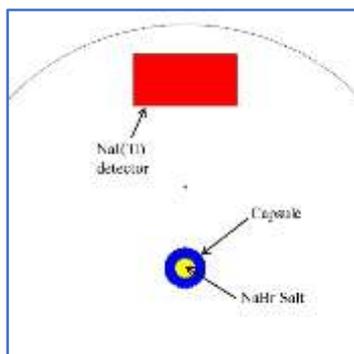


Figure 1a: simulation geometry for the case of a spherical capsule.



Figure 1b: Sample sealed source for activation. The stems help in the preparation of the source.

As a candidate for the production of the Br-82 isotope, we analyzed a sample of VETEC's NaBr P.A. salt using X-Ray Fluorescence. Amount of NaBr salt was recorded to be compared with the sample's labeled value.

After verifying the sample's purity, we prepared a sealed source for future Neutron Activation Analysis in the Argonauta's Reactor of the Instituto de Engenharia Nuclear. The capsule was 3d-printed using PLA filament in two parts, a body, and a lid. The capsule body was filled with the NaBr salt, previously dried in an oven for 3 hours at 60°C, and then the lid was glued on top with chloroform. Finally, the capsule was sealed with a thin layer of chloroform. Figure 1b shows the prepared sealed source.

Results

The results of the simulations are shown in Table 1. The particle's efficiency is the amount of recorded activity relative to the highest activity, which is for the theoretical case of a Br-82 source without encapsulation. The reduction of efficiency when increasing the radius of the salt sphere (from 1 to 5 mm) is attributed to the source's self-absorption. One can see that the particle's efficiency does not vary much with the chosen shapes or material.

Table 1. Total particle efficiency for each geometry.

Material	Geometry	NaBr with R=1mm [%]	NaBr with R=5mm [%]
PLA	Cube	28.5	27.9
PLA	Sphere	28.6	27.8
Epoxy	Cube	28.5	27.9
Epoxy	Sphere	28.6	28.2
NaBr alone (no capsule)		100	77.8

Table 2 compares the NaBr labeled concentrations with the ones obtained through FRX analysis. The impurities are not shown. The small difference in concentration can be explained by the H₂O absorption.

Table 2. Comparison of the NaBr sample concentration.

Element	VETEC's label [%]	FRX Analysis [%]
NaBr	99.50	99.32

Conclusions

The simulations show that the capsule absorbs much of the emitted radiation from the Br-82 isotope. When increasing the amount of salt within the source, its emission decreases only by a small fraction. Therefore, a lesser quantity of salt may be used. The FRX results show that the NaBr sample has very high purity and are adequate for particle encapsulation. The next step is the activation of the sources in the Argonauta's Reactor and their characterization through Neutron Activation Analysis (NAA) [2, 3].

The researchers thank FINEP for funding this research and the Institute of Nuclear Engineering for the infrastructure used to carry out this work.

References

- [1] **CHAOUKI, Jamal; LARACHI, Faïcal; DUDUKOVIC, M. P.** Non-invasive monitoring of multiphase flows. Elsevier, 1997.
- [2] **DOMINGUES, Alessandro Mariano** et al. Análise por ativação neutrônica instrumental para quantificação de ferro em feijão utilizando o reator argonauta. 2019.
- [3] **BODE, P. et al.** Practical aspects of operating a neutron activation analysis laboratory. **IAEA Techdoc**, v. 564, p. 1-251, 1990.

International Joint Conference Radio 2022

Espectrometria de fluorescência de raios X: uma técnica robusta para analisar resíduos e rejeitos radioativos

Scapin^a M. A., Tessari^a M. C. Z., Guilhen^a S. N., Cotrim^a M. E. B.

^aInstituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN–CNEN/SP, Av. Prof. Lineu Prestes, 2242
– Cidade Universitária – CEP 05508-000 São Paulo – SP – Brasil
mascapin@ipen.br

Introdução:

A espectrometria de fluorescência de raios X (XRFS) é uma técnica analítica instrumental que vem sendo muito aplicada para o estudo de materiais em diferentes áreas do conhecimento, como nuclear, nanotecnologia, ambiental, saúde, forense e outras [1, 2, 3].

A XRFS quando comparada com outras técnicas analíticas instrumentais como ICP-OES, AAS e mesmo métodos clássicos (volumetria e gravimetria) tem se destacado por permitir ensaio direto e não destrutivo, ou seja, a identificação e quantificação de elementos sem a necessidade de tratamentos químicos prévios na amostra [4].

No contexto qualitativo, a técnica é consideravelmente eficiente e eficaz, uma vez que, uma amostra ao ser exposta aos raios X, emitem fótons com energias características dos elementos presentes [5, 6]. Entretanto, para se obter resultados quantitativos confiáveis e satisfatórios, materiais de referência certificados (MCRs), com a composição química semelhante da amostra desconhecida tem sido um requisito.

O custo e a ausência de MCRs para determinados ensaios motivou muitos pesquisadores e usuários da técnica a desenvolver metodologias para minimizar a utilização de MCRs específicos. Dentre os métodos mais aplicados e atuais se pode destacar o Método de Parâmetros Fundamentais (FP) [7].

A literatura tem reportado resultados satisfatório por meio do Método FP para análise de amostras e materiais [8, 9].

Nesse contexto, o objetivo deste trabalho foi estabelecer uma metodologia não destrutiva, de rápida e confiável resposta, baixo custo, mínimo manuseio e sem a necessidade de tratamentos químicos prévios, para identificar e quantificar o teor de urânio em amostras desconhecidas por meio do Método FP. Assim, contribuir com as áreas de salvaguarda, gestão de resíduos e rejeitos radiativos e garantir a informação sobre a composição do material, com relação ao teor de urânio.

Deste modo, um conjunto de seis MCRs fornecidos pela *National Nuclear Security Administration* – NBL (C123 -1,3 e 4 e C124 -1,3 3 4) foram utilizados para comparar os resultados empíricos com o Método FP, sendo o conjunto C123 -1,3 e 4 para calibração e C124 -1,3 e 4 para a avaliação, conforme as orientações sobre a validação de metodologia analítica [10].

Metodologia:

A aquisição dos dados foi realizada por meio de um espectrômetro de fluorescência de raios X de energia dispersiva (EDXRF) Shimadzu Co., modelo 720, configurado com tubo de raios X e anodo de Rh (250W), detector semicondutor Si (Li), refrigerado com N₂ líquido e colimador de 3 milímetros. As condições instrumentais foram as seguintes: tensão de 50 keV, corrente auto ajustável de máx. 1 mA e atmosfera de vácuo (30-10 Pa); Foram medidos 2048 pontos, de 0,00 à 40,96 keV, com intervalo 0,02 keV, tempo de exposição por 100s e “tempo morto” do detector (DT) 39%.

Sob as condições estabelecidas, alíquotas de cerca de 30-50 mg (uma ponta de espátula) do conjunto de MCRs fornecidos pela *National Nuclear Security Administration* – NBL (C123 -1,3 e 4 e C124 -1,3 3 4) foram introduzidos no porta amostra *XRF X-Cell™ Sample Cups* - Spex-31 mm, utilizando como suporte, filme de polipropileno (Spex SamplePrep 3520 Polypropylene).

A concentração de U₃O₈ para os MCRs foram convertidas para U_{total} e estimadas pela diferença da somatória das impurezas reportadas. Assim, as intensidades (taxa de contagem do elemento U-L α) obtidas pelo software acoplado ao EDXRF (Shimadzu 720) foram comparadas, com as calculadas por meio do software Oringin 8.0, (utilizando a opção *Fit single peak*, no modo, análise de dados) por meio do teste t-Student.

Resultados:

Os resultados mostraram que em decorrência da concentração de urânio (> que 95%) não há correlação linear entre sinal (contagem) versus concentração, tanto para o Método FP como o empírico, testados para o conjunto calibração (C123 -1,3 e 4; Figuras 1 e 2).

Figura 1 – Sinal & contagem – Método FP

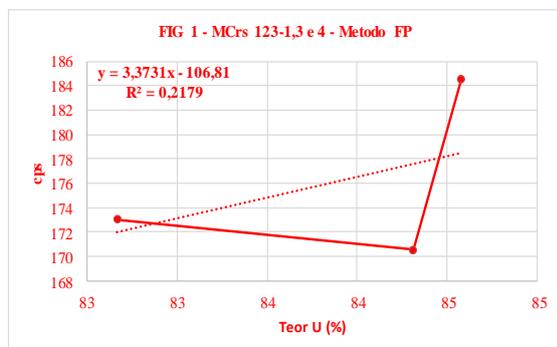
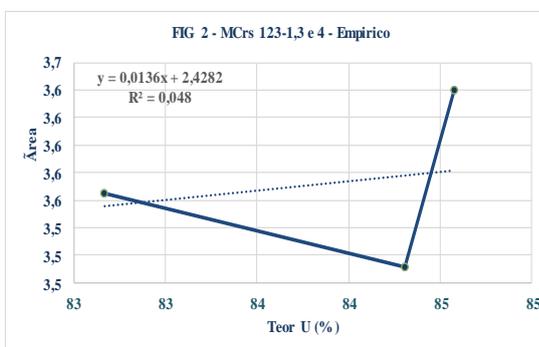
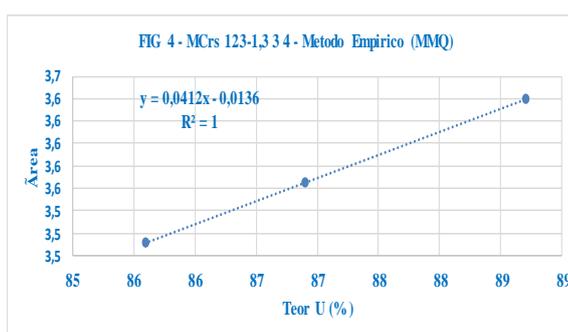
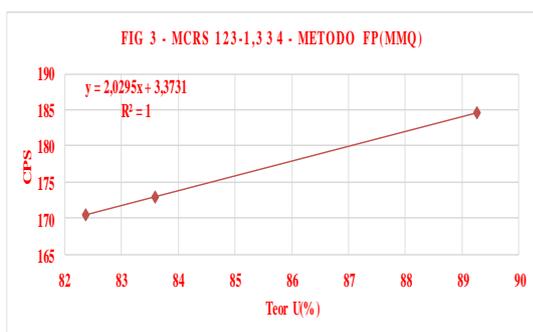


Figura 2 – Sinal & contagem – Método Empírico



Entretanto, ao se aplicar o modelo de mínimos quadrados (MMQ – Figuras 3 e 4), uma correlação satisfatória foi alcançada para ambos os procedimentos (FP e empírico). Assim, se pode verificar que a resposta fornecida pelo software do equipamento EDX 720 não é satisfatória. Na presença de urânio em concentrações superiores a 70%, uma avaliação mais atenciosa deverá ser realizada para garantir o teor de urânio presente.

Figura 3 – Sinal & contagem – Método FP (MMQ) Figura 4 Sinal & contagem – Método Empírico (MMQ)



Na Tabela 1 são apresentados os teores de urânio (%) Nominal, os obtidos por Método FP (FP) e Empírico (EP) (após aplicação do modelo de mínimos quadrados), juntamente com os valores de desvio padrão em termos de receptibilidade e o erro relativo percentual, para os MCRs NBL C123 -1,3 e 4 (calibração), C124 -1,3 3 4 (avaliação) e também para o MCR JMC (óxido de urânio, espectrograficamente puro, conforme Johnson Matthey Chemical). Além disso, o valor calculado e crítico para o teste t-Student, nível de confiança de 95% (duas amostras em par para média).

MCRs	Teor (%) U Nominal	Teor (%) U FP	ER%	Teor (%) U EP	ER%	Teste t-Student
NBL-123-1	83±1	85±1	2,5	83±1	0,1	calculado = 1,2
NBL-123-3	84±1	83±1	1,0	81±1	3,6	
NBL-123-4	85±1	90±1	6,9	84±1	0,4	
NBL-124-1	82±1	82±1	0,6	80±1	3	
NBL-124-3	84±1	83±1	1,9	80±1	4,5	
NBL-124-4	85±1	79±1	6,3	79±1	8,6	
JMC	85±1	81±1	4,1	87±1	2,2	t crítico bi-caudal = 2,4

Os resultados mostram que a precisão em termos de desvio padrão são iguais; a exatidão, em termos de erro relativo percentual (ER%) variam de 0,1 a 8,6 % entre os Métodos FP e EP. Entretanto o valor calculado para o teste t-Student (1,2) mostra que ambos os métodos são estatisticamente iguais para a determinação de urânio, uma vez que, o valor crítico é 2,4.

Conclusões:

Os resultados mostram que a metodologia proposta permite garantir o teor de urânio presente em determinados materiais. Além disso, realizar o ensaio de modo não destrutivo, preservando a amostra como testemunho e não produzindo resíduos.

Referências:

- [1] Del Sordo Filho, G., Torrecilha, J.K., Scapin, M.A. et al. Characterization and adsorption capacity of Brazilian kaolin. *J Radioanal Nucl Chem* 329, 61–70 (2021). <https://doi.org/10.1007/s10967-021-07674-3>
- [2] Ana Paula Garcia Martins, Elnara M Negri, Paulo Hilário Nascimento Saldiva, Andreza Portella Ribeiro, Anderson de Oliveira, Maurício Lamano Ferreira, Marco Antonio Garcia Martins, Marcos Antônio Scapin, Mitiko Saiki, Raffale Laforteza. Green infrastructure to monitor and minimize the impacts of air pollution. *Journal Estudos Avancados* (Online); ISSN 1806-9592; v. 35(102); p. 31-57. DOI: 10.1590/s0103-4014.2021.35102.003.
- [3] Paulo Silva, Marcelo Máduar, Marcos Scapin, Rafael Garcia, João Martins. Radiological assessment of pharmaceutical clays. *Journal of Radioanalytical & Nuclear Chemistry*.
- [4] Marcos Scapin, Vera Salvador, Marycel Cotrim, Maria Pires, Ivone Sato. Uncertainty measurement evaluation of WDXRF and EDXRF techniques for the Si and U_{total} determination in U_3Si_2 nuclear fuel
- [5] CRISS, J. W.; BIRKS, L.S. Calculation Methods for Fluorescent X-Ray Spectrometry. *Journal of radioanalytical and nuclear chemistry ety empirical coefficients vs. fundamental parameters*. *Anal. Chem.*, v.40, p. 1080-1086, 1968.
- [6] BERTIN, E. P. Principles and practice of X-ray spectrometric analysis. Plenum Press, New York, N. Y., cap.01. 1970.
- [7] GUILHEN, S. N.; COTRIM, M. E. B.; SAKATA, S. K.; SCAPIN, M. A. Application of the fundamental parameter method to the assessment of major and trace elements in soil and sediments from Osamu Utsumi uranium mine by WDXRF. *International Engineering Journal*, 2019. v. 72, ed. 4, p. 609-617. Disponível em: <<http://dx.doi.org/10.1590/0370-44672018720146>>. Acesso em: 24 out. 2020.
- [8] BARBIERI, CRISTINA BARAZZETTI. Caracterização de crime ambiental de poluição por meio de abordagem multiparamétrica e incorporando incerteza de amostragem. 2015. Tese (Doutorado). Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.
- [9] MANTOVANI, J.; SCAPIN, M.A.; MACACCINI, J. F.; COTRIM, M. E.B; PIRES, M. A. F. Applying multi-incremental sampling methodology to soils for radiological and environmental risks evaluation. *International Nuclear Atlantic Conference – INAC*, 2019. Santos, SP, Brasil. Disponível em: <<http://repositorio.ipen.br/handle/123456789/30359>> Acesso em: 26 out. 2020
- [10] Instituto Nacional de Metrologia, Normalização e Qualidade Industrial – INMETRO. Orientação sobre validação de métodos analíticos, 2020, revisão 09. (DOQ-CGRE-008) Disponível em: <http://www.inmetro.gov.br/Sidoq/pesquisa_link.asp?seq_tipo_documento=5&cod_uo_numeracao=00774&num_documento=008> Acesso em: 26 jun. 2022.

International Joint Conference Radio 2022

Ensaio não destrutivo para a avaliação do reuso de protetores respiratórios pff2 em ambientes hospitalares

Bezerra, L.C.S^a, Ferreira^a, D.H.S, Almeida^a, I. L, Medeiros, T.P.M.^a, Hwang^a, S. F, Neves^b, G.B.C., Magalhães^a, M.R.L., e França^a, E.J.

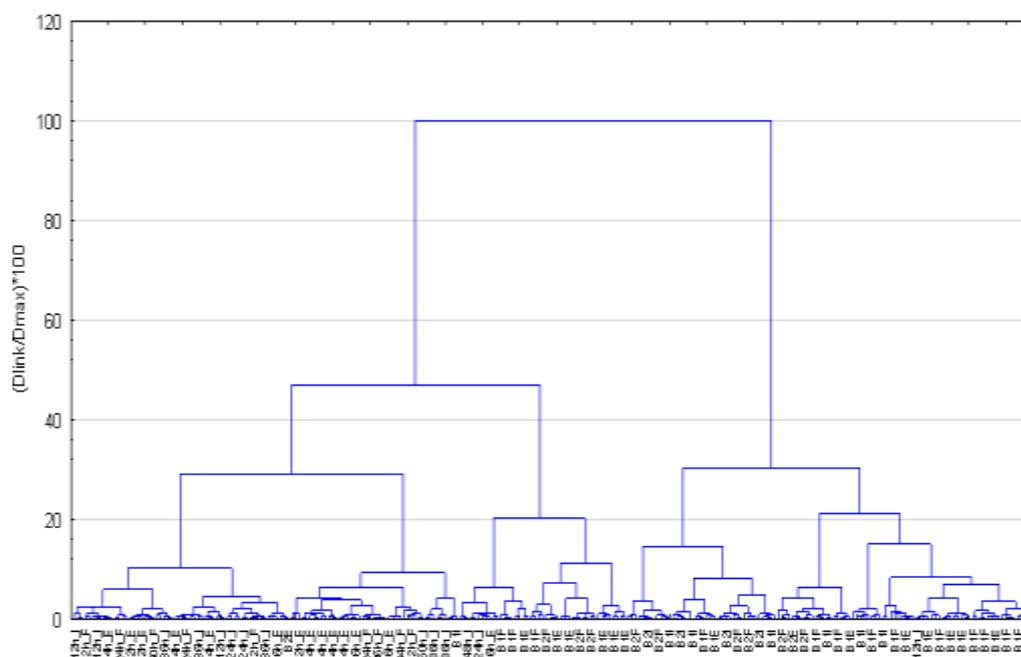
^aCentro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE) Av. Prof. Luís Freire, 200 - Curado, Recife - PE

^bHospital da Restauração, Av. Prof. Moraes Rego, 1235 - Cidade Universitária, Recife - PE
dhferreira2@gmail.com

Introdução: No ano de 2019, em Wuhan na China, ocorreu um surto de uma nova cepa do coronavírus, que logo se disseminou por todo o globo (WHO, 2021) devido a sua rápida transmissão, superando os 500 milhões infectados em abril de 2022 de acordo com o mapa de Johns Hopkins University & Medicine (2022). De acordo com a Agência Nacional de Vigilância Sanitária (ANVISA) as principais formas de contaminação são por intermédio de fômites e a inalação de partículas respiratórias. Desse modo, o método mais eficiente quando tratamos de prevenção não farmacológica até o presente momento é utilizar o Equipamento de Proteção Individual (EPI) adjunto a higienização das mãos (ANVISA, 2021). Dentre todos o EPIs, o protetor respiratório para profissionais de saúde deve proteger o indivíduo de doenças transmitidas por aerossóis, reter no mínimo 95% (N95) de partículas sólidas e à base de água. A certificação da capacidade equivalente da filtração desse protetor facial no Brasil é realizada pelo Instituto Nacional de Metrologia Qualidade e Tecnologia (INMETRO), onde são denominadas Peça Facial Filtrante de classe 2 (PFF2). Entretanto, diante do cenário de emergência de saúde pública, e o despreparo mundial, ocorreu uma crise multifatorial, inclusive no suprimento na demanda de EPIs (FISHER et. Al., 2020), sendo necessário tornar o uso dos PFF2 restritos aos profissionais de saúde. Devido ao cenário extremo, as alternativas adotadas, foram as práticas de reutilização do EPI, enquanto a oferta e demanda não era suprida, mesmo com o uso restrito (WHO, 2021). Diante do exposto o objetivo deste trabalho foi aplicar técnica de interação de radiação gama com matéria, associada a análises estatísticas quimiométricas, visando a detecção de efeitos físicos ocasionados pelas reutilizações nas máscaras PFF2.

Metodologia: Trata-se de um estudo experimental analítico, de natureza aplicada, com espaço amostral finito caracterizado por tempo de uso pré-determinado (12, 24 e 36 horas) das máscaras PFF2, sendo utilizados o mesmo lote e mesma marca para padronização do estudo. As amostras foram seccionadas com tesoura cirúrgica na face oronasal, e dispostos em 6 fragmentos enumerados por padrão da esquerda para direita. Esses fragmentos são desmembrados em Externo (E), Filtro (F) e interno (I) correspondendo as 3 camadas das máscaras, desse modo podemos identificar os fragmentos dispostos para estes tratamentos. As amostras foram minimamente manipuladas para evitar destruição ou estresse as fibras do TNT. As amostras foram submetidas a ensaio não destrutivo por Espectrometria Gama de Alta Resolução, assumindo-se que mudanças na malha do tecido não tecido – TNT constituintes das máscaras seriam detectáveis pela interação da radiação gama com os resíduos presentes nas camadas internas e externas e filtros em comparação as de máscaras não utilizadas (branco analítico). Utilizou-se leituras dos canais de 400 a 1600, realizando contagens na faixa de energia de 100 a 1200 keV

Resultados: As interações ultrapassaram 1.000.000 de registros de contagens para as amostras de camadas internas, externas e filtros das máscaras PFF2 reutilizadas em ambiente hospitalar. Após a análise no programa de computador The Unscrambler, foi gerado dendograma que apresenta ascargas fatoriais da combinação dos dois componentes principais mais satisfatórios para a detecção das diferenças entre as máscaras reutilizadas (12, 24 e 36 horas) e o branco analítico (Figura 1).



Conclusões: O método de avaliação para o ensaio não destrutivo por atenuação gama, mostrou ser capaz de detectar mudanças nas máscaras PFF2 utilizadas por tempo prolongado, podendo ser agregado à indústria como ferramenta de controle de qualidade.

Referências:

1. WORLD HEALTH ORGANIZATION. **Coronavirus disease (COVID-19) pandemic. 2021.** Disponível em: https://www.who.int/emergencies/diseases/novel-coronavirus2019?gclid=EAJaiQobChMIz67YG78QIVmgytBh21zABUEAAAYASAAEgILx_D_BwE. Acesso em: 21 abr 2021.
2. JOHNS HOPKINS UNIVERSITY & MEDICINE (Eua). **COVID-19 Map - Johns Hopkins Coronavirus Resource Center.** 2020. Disponível em: <https://coronavirus.jhu.edu/map.html>. Acesso em: 11 jun. 2021.
3. CENTERS FOR DISEASE CONTROL AND PREVENTION (CDC), **Interim Infection Prevention and Control Recommendations for Healthcare Personnel During the Coronavirus Disease 2019 (COVID-19) Pandemic, USA, 2020a,** disponível em: <https://www.cdc.gov/coronavirus/2019-ncov/hcp/infection-control-recommendations.html>. Acesso em: 11 de set. de 2020.
4. **AGÊNCIA NACIONAL DE VIGILÂNCIA SANITÁRIA – ANVISA (Brasil). NOTA TÉCNICA GVIMS/GGTES/ANVISA Nº 07/2020:** orientações para serviços de saúde: medidas de prevenção e controle que devem ser adotadas durante a assistência aos casos suspeitos ou confirmados de infecção pelo novo coronavírus (SARS-CoV-2). 7. ed. Brasília, 2020. 50 p.

International Joint Conference Radio 2022

EDXRF aplicada à discriminação de pelos de animais domésticos saudáveis e doentes

Santos R. C. C., Souza A. F. S. S. , Souza D. T. M. T. O. ,

Magalhães M.R.L. e De França E. J.

Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste - CRCN/NE

Av. Prof. Luís Freire, 200 - Curado, Recife - PE, 50740-437

Rau-ana@hotmail.com

Introdução

A escolha de uma técnica analítica para a determinação de elementos químicos em uma matriz biológica depende de alguns fatores, como a natureza da amostra, tipo de investigação, facilidade de coleta e a faixa de concentração [1]. O mesmo também cita que da mesma forma que cabelo, unhas e sangue, o pelo pode ser uma alternativa de amostra biológica para a realização destas análises químicas, sendo coletada através de método não invasivo, de fácil transporte e armazenamento, justamente devido à sua alta estabilidade. Além disso, é uma matriz de difícil adulteração.

A técnica nuclear Fluorescência de raios X por dispersão de energia (EDXRF) é mais utilizada para determinar elementos químicos em matrizes ambientais[2,3]. Porém, recentemente a sua utilização em matrizes biológicas têm-se mostrado de grande interesse, por apresentar vantagens principalmente em relação a análise multielementar, rapidez e requerimento de pequenas quantidades de amostras para determinação de elementos químicos[4].

Os animais domésticos são considerados biossentinelas da exposição humana a contaminantes ambientais, pois compartilham um ambiente de vida em comum com os humanos[5]. Alguns estudos examinaram a associação entre exposição química e doenças em animais de estimação o qual demonstrou relações entre elementos químicos e imunidade[6].

Desta forma, o trabalho traz como objetivo o teste da utilização da técnica EDXRF aplicada à análise quimiométrica de matriz biológica não invasiva (pêlos) em animais com histórico de doenças e sadios, com a perspectiva de obter resultados qualitativos, visto a necessidade para ampliar o conhecimento sobre a exposição dos animais domésticos (mamíferos) a elementos traços de interesse e sua utilização em estudos de monitoração.

Metodologia

Foram utilizadas 95 amostras de pêlos de animais domésticos, os mesmos foram separados em dois grupos: animais com histórico de doença e animais sem histórico de doença. A coleta foi realizada com auxílio de uma tesoura de titânio com objetivo de evitar possíveis contaminações, as regiões de coleta foram: ventral (como principal) dorsal e traseira. Após a coleta, as amostras foram acondicionadas em tubos falcon de 50 ml e conduzidas ao Laboratório Emergencial de Combate ao COVID-19 – LECC localizado no Centro Regional de Ciência Nuclear – CRCN/NE. Para o procedimento de lavagem, foi adicionado 15 mL de acetona, em seguida as amostras foram centrifugadas em três ciclos de 1500 (RPM) por 5 minutos e colocadas para secar em estufa de circulação forçada à 40°, até atingirem peso constante [7]. Para a leitura no equipamento EDXRF 720 da Shimadzu Scientific Instruments, os pelos foram cortados e colocados em sacos de filme de poliéster. A mesma foi preenchida até atingir o diâmetro favorável para a realização da análise e em seguida encaminhadas para leituras, onde foi posicionada no equipamento com as duas extremidades das amostras armazenadas nos saquinhos fixada com fita e em seguida iniciadas as leituras. O método precisou ser adaptado do convencional, por se tratar de amostras de pelos. O trabalho possui aprovação do Comitê de Ética de Uso Animal da Universidade Federal de Pernambuco CEUA/UFPE processo número 0077/2020.

Resultados

De acordo com a análise qualitativa realizada no EDXRF, foi construído um dendrograma (Figura 1) utilizando o método de Ward's a fim de classificar os animais estudados quanto a doentes e sádios. A análise de agrupamento leva em consideração a semelhança entre os vetores das médias, permitindo diferenciar as condições dos animais.

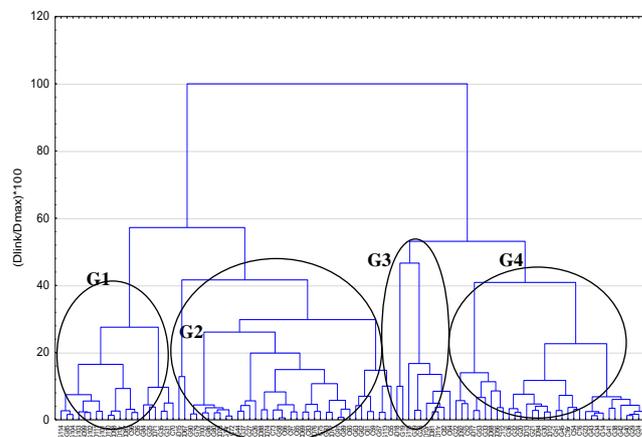


Figura 1: Dendrograma de distribuição de animais domésticos doentes e sádios.

De acordo com a distribuição dos grupos (G1,G2,G3 e G4), no total de 95 animais, sendo 55 gatos e 40 cachorros, destes 23 cachorros e 18 gatos com históricos de doenças. É visto que o G1 quando relacionado ao G4 são muito distintos, e quando relacionado ao G2 apresentam características mais parecidas. O aguardado era que os animais com históricos de doenças (Cachorro doente - CD e Gato doente -GD) permanecessem em colunas próximas enquanto os animais saudáveis (Cachorro - C e Gato - G) estivessem agrupados em colunas mais afastadas destes e próximas uns dos outros. Desta forma acredita-se que o agrupamento aconteceu de outra forma por algum tipo de característica em comum entre os animais e impossibilitando a separação exclusivamente por doentes e sádios. Sendo assim, precisa-se de mais estudos para esclarecer a origem desse agrupamento investigar mais para saber o que agrupou.

Conclusões

A partir desse trabalho conclui-se que a técnica nuclear EDXRF conseguiu atingir o objetivo do trabalho, quantificando os elementos químicos. Porém a técnica estatística do dendrograma mostrou-se inicialmente ineficaz para a análise, sem conseguir diferenciar/agrupar os animais de forma esperada. Toda via, o uso da técnica para esse tipo de matriz é inovador e vantajoso por ser não destrutível, mais rápida e custo baixo.

Referências

1. BORDIN, B. M. C. et al. *Scientia Chromatographica*. v. 7, p. 126-127. 2015.
2. ENE, A., BOSNEAGA, A., & GEORGESCU, L. Determination of heavy metals in soils using XRF technique. *Romanian Journal of Physics*, 815–820p. 2010.
3. Herrero, Z., et al. Multielement analysis of lichen samples using XRF methods. Comparison with ICP-AES and FAAS. *X-Ray Spectrometry*, , 77–84p. 2016.
4. REDIGOLO M. M. Determinação de elementos químicos inorgânicos em amostras de sangue total humano e de animais experimentação (hamster dourado e cavalo de raça crioula) pela técnica de fluorescência de raioX (EDXRF). Dissertação (mestrado). Instituto de Pesquisa Nucleares – IPEN/CNEN/SP, São Paulo. 111p. 2011.
5. ALI, N.; et al. *Science of The Total Environment*. v. 499, p.29–36. 2013.
6. MAGNUSSON, U.; PERSSON, S. Endocrine disruptors in domestic animal reproduction: A clinical issue? *Reproduction in Domestic Animals*. p.15–19. 2015.
7. LIRA, M. da C. C. Análise ambiental e humana do assentamento rural de natuba em vitória de santo antão, pernambuco. Tese de Doutorado. p.49-55. 2017.

International Joint Conference Radio 2022

Espectrometria de fluorescência de raios X em máscaras de tecidos comumente compradas durante a pandemia

Almeida I. L.^a, Arruda C. A.^a, Neves, G.B.C^a, Marcelo, M.R.L.^a e França E. J.^a

·Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE) Av. Prof. Luís Freire, 200 - Curado, Recife - PE, 50740-437
ilas.ianalmeida@gmail.com

Introdução:

No final de 2019 surgiu em Wuhan, cidade chinesa, um surto causado pelo SARS-CoV-2. Essa emergência sanitária global aumentou consideravelmente a demanda por equipamentos de proteção individual (EPI), o que agravou ainda mais a crise e evidenciou uma fragilidade da indústria em suprir tal necessidade [1]. Para conter a disseminação, o uso de máscaras fabricadas em tecidos (“caseiras”) foi incentivado com a finalidade de desafogar a produção de protetores faciais hospitalar. Embora menos específicos, as máscaras de tecido evitam contato direto ou indireto em curta distância [2] com a possibilidade de reuso após descontaminação por lavagem com agentes sanitizantes. No entanto, pouco se conhece sobre os danos sofridos pelas máscaras de tecido após a descontaminação, sendo necessária uma investigação para avaliar os danos do uso continuado desses EPI's.

A Fluorescência de Raios-X por Dispersão de Energia – EDXRF é bastante empregada na detecção de adulterações em alimentos e óleos essenciais, assim como a Espectroscopia no Infravermelho com Transformada de Fourier (FTIR) [3]. Pode ser uma alternativa para testar a eficácia deste equipamento na análise da integridade estrutural das máscaras após o uso, demonstrando-se uma inovação para a técnica e o uso do equipamento [3].

Para tanto, neste trabalho foi avaliada a aplicabilidade de EDXRF para determinar a integridade de máscaras confeccionadas em tecido, após lavagens sucessivas.

Metodologia:

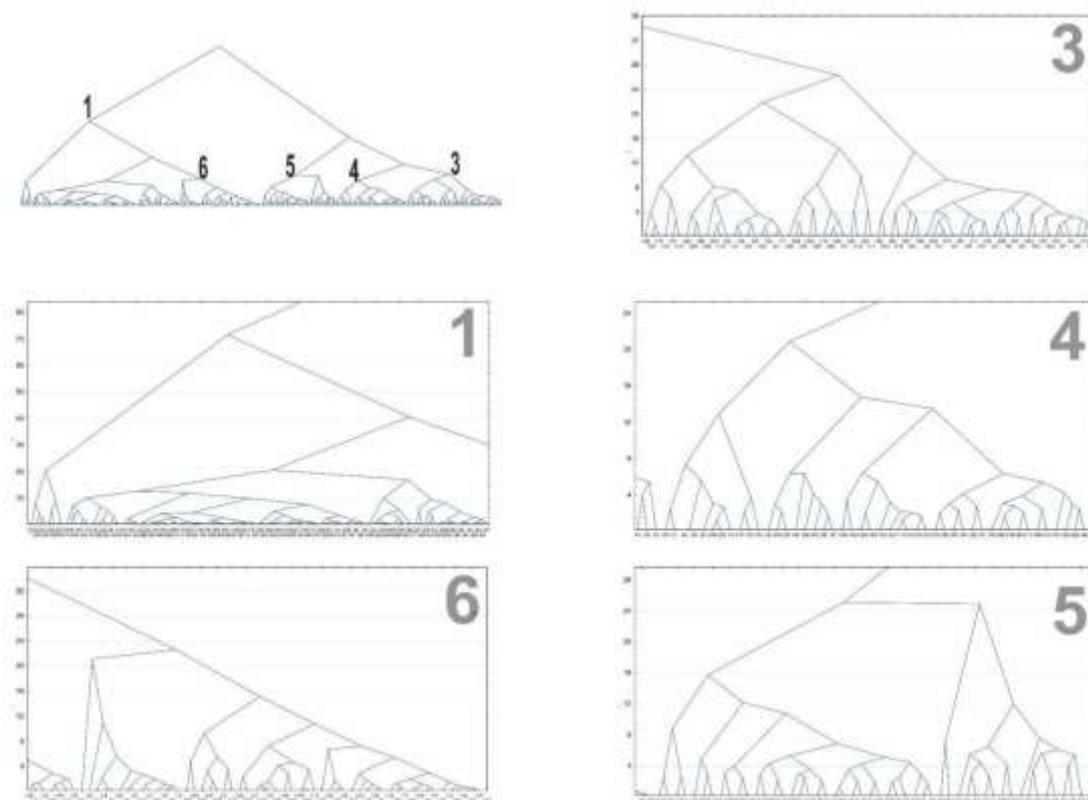
Cinco tipos de máscaras, dentre as mais populares disponíveis no comércio da Região Metropolitana do Recife, foram submetidas à descontaminação em uma máquina de lavar doméstica com posterior secagem ao ar livre. Foram retiradas 3 máscaras de cada tipo a cada 5 lavagens seguidas, totalizando 30 ciclos (n = 105, contando com os brancos analíticos), que é o máximo recomendado pela ANVISA [2].

A preparação das amostras para a análise foi realizada numa capela de fluxo laminar, para evitar a contaminação das máscaras com novos contaminantes físicos, ambientais e biológicos [2]. As amostras foram submetidas à análise no equipamento EDX-720 da Shimadzu por 100 segundos para adquirir espectros de raios-X na faixa de energia de 0,02 a 40,96 keV. Para a análise quimiométrica, foi utilizado o programa de computador The Unscrambler [4] para a obtenção de 5 componentes principais após rotação Varimax. A análise de agrupamento foi realizada no programa de computador Statistica a partir dos resultados da PCA por meio de dendrogramas [5].

Resultados:

A análise de agrupamentos após análise quimiométrica encontra-se na Figura 1. No agrupamento 3, estão localizados os brancos próximos de máscaras com 5 e 20 ciclos de lavagem, demonstrando que não há uma em distinção nos padrões de desgaste dos tecidos após a sequência de lavagens. Já no agrupamento 4, não há brancos analíticos, o que indicou alguma separação quanto ao efeito das lavagens sucessivas. Nos agrupamentos 1 e 6, alguns brancos analíticos estiveram agrupados, contudo a maior quantidade de amostras agrupadas são referentes a mais de 20 lavagens.

Figura 1 – Dendrograma obtidos após análise quimiométrica de espectros de raios-X de máscaras de tecido com lavagens sucessivas.



Conclusões:

A técnica conseguiu quantificar os elementos químicos, porém, não teve um padrão claro na separação das amostras com os ciclos de lavagem, assim dada a complexidade da constituição das amostras, a Quimiometria por EDXRF necessita de análises complementares para auxiliar na análise de agrupamentos.

Referências:

- [1] FISCHER, R.; MORRIS, D. H.; VAN DOREMALEN, N.; SARCHETTE, S.; MATSON, J.; BUSHMAKER, T.; YINDA, C. K.; SEIFERT, S.; GAMBLE, A.; WILLIAMSON, B. Assessment of N95 respirator decontamination and re-use for SARS-CoV-2. Medrxiv - Preprint, v. 1, n. 1, p. 1-1, 15 abr. 2020. Cold Spring Harbor Laboratory. <http://dx.doi.org/10.1101/2020.04.11.20062018>.
- [2] AGÊNCIA NACIONAL DE VIGILÂNCIA SANITÁRIA - ANVISA. Resolução da diretoria colegiada- RDC Nº 15, de 15 de março de 2012. Disponível em: www.anvisa.gov.br/legis. Acesso em: 22 de março de 2020.
- [3] KHUDZAIFI, M.; RETNO, S.S.; ROHMAN, A. The employment of FTIR spectroscopy and chemometrics for authentication of essential oil of *Curcuma mangga* from candle nut oil. Food Research, v.4, 2020. DOI: [https://doi.org/10.26656/fr.2017.4\(2\).313](https://doi.org/10.26656/fr.2017.4(2).313).
- [4] CAMO SOFTWARE AS. The Unscrambler Methods. Montclair: Camo Software As, 2006. 288 p.
- [5] STATSOFT. Statistica10. Tulsa: StatSoft, 2011.

International Joint Conference Radio 2022

Levantamento radiométrico com Veículo Terrestre Remotamente Pilotado em operações de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear

Azevedo^a A. M., Salazar^a A. P., Cardoso^a D. D'O., Gonçalves^a J. L., Gonzales^a P. V., Ferreira^a V. A. V., Nunes^a W. V.

^aInstituto Militar de Engenharia, Praça Gen. Tibúrcio, 80, 22290-270, Urca, Rio de Janeiro-RJ, Brasil

Email: vallory@ime.eb.br

Introdução: O objetivo do trabalho é o de contribuir para as necessidades do Sistema de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear do Exército na construção de um Veículo Terrestre Remotamente Pilotado (VTRP). O equipamento construído alcançou o nível de desenvolvimento tecnológico 4 na escala *Technology Readiness Level (TRL)* (1). Este sistema foi concebido a partir dos princípios básicos da proteção radiológica, quais sejam: justificação da prática, otimização da proteção radiológica e limitação de doses individuais. Para tal, foi desenvolvido um sistema robótico (2), controlado à distância, com capacidade de navegação por diversos ambientes e terrenos, para detecção e reconhecimento de radiações ionizantes através do equipamento de monitoramento embarcado. Este, por sua vez, utiliza um algoritmo computacional (3) qualificado a realizar todo o controle do sistema robótico, tendo em vista a obtenção, por meio da leitura de taxas de dose “*in loco*” fornecidas pelo detector de radiação. O sistema poderá ser empregado em acidentes/incidentes onde tenha ocorrido a liberação de radionuclídeos, com potencial perigo para a saúde humana e do meio ambiente. Para tanto, detectores foram instalados no sistema robótico, de modo que seja possível registrar o nível de dose proveniente da radiação existente no meio e a identificação do radionuclídeo presente.

Metodologia: Inicialmente, foi utilizado o software Geogebra (4) para projetar o mecanismo de apoio e locomoção do sistema robótico que é composto por um conjunto de triângulos e quadriláteros que simulam movimentos das articulações de pernas e patas. Esta configuração diminui o custo pois são necessários apenas dois atuadores (motor de vidro elétrico universal Mabuchi 12V / 8 dentes com engrenagem de redução de 76mm) para o movimento de todo o conjunto que é conhecido como Mecanismo Theo Jansen (5). Após a obtenção das medidas necessárias para este mecanismo, foi necessário realizar a escolha do material que mais se adequaria ao projeto proposto. O material utilizado nos triângulos e quadriláteros foi chapas de alumínio (1” por 1/8”) interligadas por conjuntos de parafusos (m8), arruelas (m8) e porcas (m8). O sistema é ainda constituído de dois motores elétricos alimentados por 4 baterias de Lithium de 5A e 12V.

O sistema robótico será controlado através de uma placa controladora Arduíno (6). Para realizar as análises experimentais foi utilizado o detector cintilador SpiR-ID (NaI) para a medição da radiação. Para o sistema robótico será prevista na unidade de controle a retransmissão de dados conectada ao identificador do detector cintilador, que possibilitará ao operador, a visualização dos dados colhidos em campo. O identificador do detector cintilador estará embarcado no sistema robótico, de modo a facilitar a leitura da varredura do local e a retransmissão de dados.

O controle de movimento do sistema robótico, tal qual, caminhar em frente, caminhar para trás, realizar desvios e curvas, se acomodar no terreno, alimentação dos motores elétricos, alimentação do detector de radiação e coleta de amostra, é realizado por um conjunto de placas controladoras Arduíno combinadas com duas pontes H IPT2-BTS7960 e Joystick Arduino 3 Eixos KY-023.

O detector cintilador SpiR-ID é um detector do tipo NaI(Tl), que possui uma variação de temperatura de -20°C a 50°C e umidade até 100% é resistente a vibração, choque e queda, além, de estar em conformidade com a MIL461D EMI e apresenta IP65 para entrada de poeira e água. Detém, carregador embutido, tornando o detector recarregável com uma autonomia de até 10 horas, com compartimento para pilhas para o caso de necessidade de alimentação imediata.

O SpiR-ID possui 320 x 145 x 175 mm com 3,7 Kg. Atua em uma margem de energia variante de 25 keV a 3 MeV, quando se trata de radiação gama, com amplitude de medida $<0,01\mu\text{Sv/h}$ a 10 mSv/h . Comporta ainda canais digitais MCA 1024 para comunicação e transferência de dados. Sendo que, a aquisição dos espectros contínuos e a estabilização são realizados sem necessidade de calibração em campo, além disso, calcula a taxa de dose de real por meio da ponderação dos espectros criados com base em um tempo morto de 5 μs .

A metodologia utilizada na realização das medições com o detector cintilador a base de NaI consiste na simulação de um cenário de acidentes de cunho radiológico onde o sistema robótico irá operar. O sistema robótico será utilizado para reconhecimento e delimitação de prováveis áreas contaminadas, nas quais podem ter ocorrido incidentes/acidentes radiológicos ou nucleares.

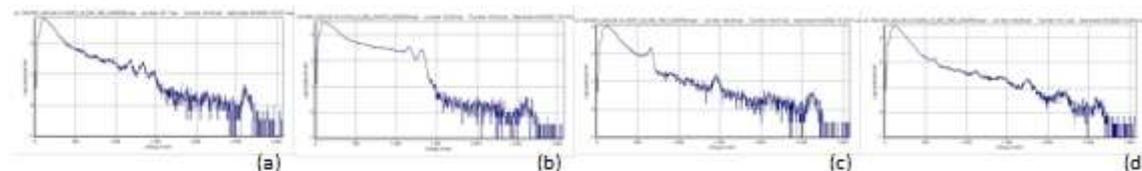
O planejamento inicial prevê o deslocamento do sistema robótico para medir o *background* (BG) em uma área próxima a uma determinada edificação com presença de urânio com enriquecimento natural. Após, o sistema robótico foi deslocado para outros pontos da edificação, próximos às fontes conhecidas de Cobalto 60 e Césio 137 para a medição da intensidade da radiação e identificação do radioisótopo.

As medições foram realizadas com o detector cintilador instalado na parte central do sistema robótico, com o instrumento posicionado a uma altura de 30cm a partir do solo.

No período da manhã do dia 10 de junho de 2022 - dia chuvoso com temperatura máxima de 25°C na cidade do Rio de Janeiro, o detector cintilador à base de NaI, foi posicionado a 1m do depósito de urânio com enriquecimento natural; a 1m do depósito de rejeito radioativo; a 1m da porta de acesso ao irradiador de alimentos; a 1m do irradiador de alimentos; a 2m de distância de uma fonte selada de Cs-137; e assim utilizados para realizar medições da energia e dos espectros do radioisótopo emitido por essas fontes. Após, a fonte de Cs-137 foi exposta e novamente foi verificado o BG, e ainda, foi medido um ponto em uma sala afastada da fonte. Em ato contínuo, a fonte de Co-60 foi aberta para realizar medições e comparações entre o BG inicial e com a fonte exposta.

Resultados: Foi observado que em distâncias menores, em relação à fonte, energias inferiores a 200 KeV, ocorrem altas contagens - o que indica a saturação do detector devido ao alto índice de espalhamento da radiação gama no meio em que a fonte radioativa está inserida (Fig 1(a)). Já para as distâncias acima de 10m entre o detector e a fonte, observa-se, com precisão, o fotopico do Césio-137 e do Cobalto-60, nos respectivos espectros (Fig 1(b) e 1(c)). Os demais picos referem-se aos radionuclídeos provenientes dos decaimentos de Urânio e Tório natural, sendo, portanto, associados a radiação de fundo do local (radiação de *background*) (Fig 1(d)).

FIGURA 2 - ESPECTROS



Conclusões: A partir dos espectros de energia obtidos pelo Cintilador Spir-ID, foi possível a identificação do espectro de Césio-137 e Cobalto-60, conforme proposto na atividade. Com base neste resultado há a possibilidade de elaboração de um plano de ação em caso de acidentes radiológicos. As doses observadas nas medições realizadas foram muito maiores que o BG, entretanto, dentro do limite admissível para o Indivíduo Ocupacionalmente Exposto que é de $10\mu\text{Sv}$. Os objetivos propostos como: desenvolvimento de um sistema robótico controlado à distância, capacidade de navegação por diversos ambientes e terrenos, detecção e reconhecimento de radiações ionizantes através do equipamento de monitoramento embarcado, foram atingidos e com resultados satisfatórios. O sistema requer ajustes para melhor entendimento dos erros e falhas que surgiram durante a concepção do projeto, entretanto o seu emprego em acidentes/incidentes onde tenha ocorrido a liberação de radionuclídeos, com potencial perigo para a saúde humana e do meio ambiente é viável.

Referências:

- (1) Site: <https://www.defesaemfoco.com.br/nivel-de-maturidade-tecnologica-trl-mrl/>, acesso em 25/06/2022.
- (2) NIKU, Saeed B. (Saeed Benjamin) An introduction to robotics: analysis, control, applications / Saeed Niku. 2nd ed. p. cm.
- (3) STEVAN JUNIOR, Sergio Luiz. Automação e instrumentação industrial com arduino: teoria e projetos / Sergio Luiz Stevan Junior, Rodrigo Adamshuk Silva. 1. ed. São Paulo: Érica, 2015. 296 p.
- (4) Site: www.geogebra.org acesso em 2 de maio de 2022.
- (5) Site: <https://www.strandbeest.com/> acesso em 20 de abril de 2022.
- (6) Site: <https://www.arduino.cc>, acesso em 25/06/2022.

International Joint Conference Radio 2022

Verificação da confiabilidade de câmaras de ionização de placas paralelas para feixes de raios X de baixa energia

Dias^a F. S., Potiens^a M. P.A.

^aInstituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 -

Butantã, São Paulo - SP

fabio.sabara.dias@gmail.com

Introdução: Com o desenvolvimento de novas tecnologias de tratamento utilizando as radiações ionizantes e protocolos de controle de qualidade, geraram na atualidade novas ferramentas e oportunidades de aperfeiçoamento nos centros de pesquisas e serviços de tratamento do câncer, que é uma das doenças mais incidentes na humanidade. Segundo a The International Agency for Research on Cancer (IARC) estima-se que no ano de 2020 houve um crescimento de 19,3 milhões de novos casos em aproximadamente 10,0 milhões, onde 1 a cada 5 pessoas no mundo já desenvolveu a neoplasia. [1]

Dentre as variadas técnicas de tratamento, a radioterapia intraoperatória (IORT) com utilização do sistema Zeiss INTRABEAM com raios X de baixa energia, abaixo de 50 keV, vêm ganhando destaque por ser um método baseado em uma alta dose de radiação (10–20 Gy) administrada no leito tumoral imediatamente após a excisão cirúrgica, ou seja, ao remover o tumor na cirurgia, tal região será irradiada diretamente para eliminar possíveis células cancerígenas remanescentes. [2]

Uma vez que tais tratamentos trabalham com doses elevadas de radiação, é imprescindível que os serviços de radioterapia, disponham de dois sistemas de medição de referência como recomendado na norma CNEN NN 6.10. Tais sistemas de medição de referência devem ser calibrados a cada dois anos, no intervalo de energia em que é utilizado, por um laboratório de metrologia pertencente à Rede Brasileira de Calibração ou autorizado pelo Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes. [3]

O Laboratório de Calibração de Instrumentos (LCI) do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) é um dos laboratórios credenciados a realizar tais calibrações seguindo protocolos e normas internas e externas vigentes. O LCI/IPEN mantém um programa de controle de qualidade, que realiza testes de estabilidade a curto e longo prazo e corrente de fuga após a exposição. Como parte inicial de um projeto de criação de um novo simulador para implantação de calibração de detectores do sistema Zeiss INTRABEAM, este trabalho apresenta e analisa os resultados preliminares de desempenho de 2 câmaras de ionização de placas paralelas rastreáveis, usados nas calibrações de instrumentos em feixes de baixa energia.

Metodologia: Para realização das medições neste trabalho, foram utilizadas duas câmaras de ionização de placas paralelas, CA e CB, da marca Physikalisch-Technische Werkstätten (PTW), modelo 23344. Tais detectores foram irradiados por uma fonte de ⁹⁰Sr, emissora β da marca PTW, modelo 8921.

A estabilidade a curto prazo dos detectores foi verificada através de 10 medidas sucessivas, com intervalos de tempo de 60 s, da corrente de ionização gerada na câmara de ionização acoplada à fonte de teste ⁹⁰Sr. Os resultados foram analisados em termos dos desvios padrão percentuais das diversas séries de 10 medidas.

Para a estabilidade a longo prazo, a média dos resultados foram avaliados em relação à diferença percentual entre o valor medido e o estabelecido como referência, levando-se em consideração o decaimento da fonte de ⁹⁰Sr. Já o teste de corrente de fuga, o detector foi irradiado pela fonte de ⁹⁰Sr, por aproximadamente 60 s, gerando uma carga inicial e após 600 e 1200 s, sem qualquer fonte de radiação, o valor de carga final foi registrado.

Resultados: De acordo com o protocolo IEC – 60731 as medições para o teste de estabilidade a curto prazo não devem possuir um desvio padrão superior a 0,5 %. Para o teste de repetibilidade, o maior desvio em relação à média das 10 médias obtidas foi de 0,33% para a câmara CA e de 0,31% para CB. Os gráficos 1 e 2 apresentam os resultados do teste de estabilidade a longo prazo, que segundo o protocolo IEC – 60731 a variação da corrente ou carga gerado pela irradiação com uma fonte de controle não exceda o valor de ±1,0 % ao longo de um mês. Os resultados dos testes de estabilidade a longo prazo para ambos os detectores mostraram que os valores foram menores ou iguais ± 1% dos valores ao longo de um mês, evidenciando seu adequado desempenho. [4]

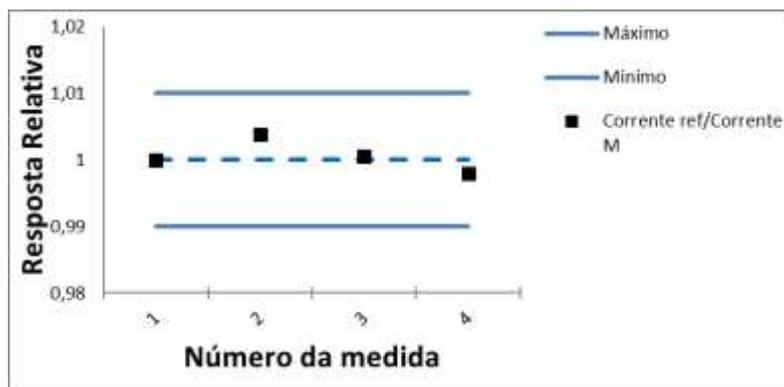


Figura 1- Teste de estabilidade em longo prazo para a câmara de ionização de placas paralelas com número de série 0708 (CA) realizado utilizando uma fonte de controle de ^{90}Sr

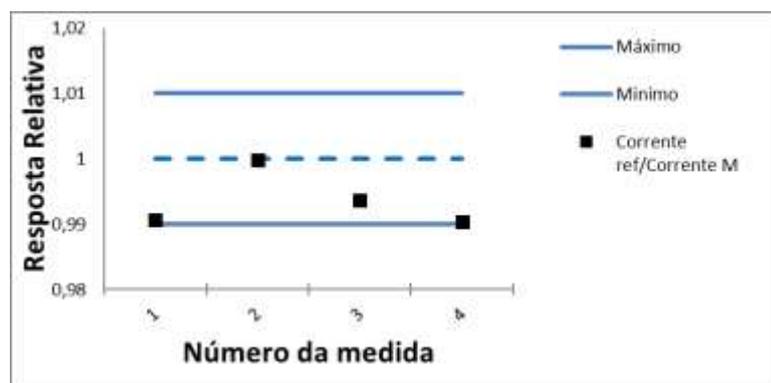


Figura 2- Teste de estabilidade em longo prazo para a câmara de ionização de placas paralelas com número de série 0709 (CB) realizado utilizando uma fonte de controle de ^{90}Sr

A IEC 60731 estabelece que a corrente de fuga medida em 5 s após uma irradiação de 10 min deve diminuir $\pm 1,0\%$ da medição obtida durante a irradiação. Para todas as medições realizadas, realizadas em dias consecutivos, não houve mudança significativa na leitura da corrente de fuga coletada após os 5 s da irradiação. Também foram realizadas medidas para um tempo pós-irradiação de 10 s com a finalidade de testar a influência da fuga do sistema padrão, como apresenta a tabela 1. [4]

Tabela 1 - Teste da corrente obtida em diferentes intervalos de tempo.

Tempo (s)	Leitura de carga (pC)	
	CA	CB
600	$742,5 \pm 0,1$	$757,3 \pm 0,1$
5	$742,5 \pm 0,1$	$757,3 \pm 0,1$
10	$742,4 \pm 0,1$	$757,2 \pm 0,1$

Conclusões: Os resultados obtidos nos testes de controle de qualidade dos detectores de placas paralelas de referência demonstram o adequado desempenho dos dosímetros padrões do LCI/IPEN. Tal desempenho demonstra que ambos os detectores podem ser utilizados na implantação de um sistema de calibração do sistema Zeiss INTRABEAM. Ainda assim, se faz necessário manter a periodicidade na realização dos testes para maior controle dos detectores.

Referências: [1] IARC. The International Agency For Research On Cancer. News and events. Disponível em: <https://www.iarc.who.int/news-events/latest-global-cancer-data-cancer-burden-rises-to-19-3-million-new-cases-and-10-0-million-cancer-deaths-in-2020/>. Acesso em: 10/06/2022.

[2] TEHRANI, Y. A.; SETAYESHI, S. Intra-Operative Radiotherapy in Breast Cancer Treatment: A Literature Review. Iranian Red Crescent Medical Journal, v. 21, n. 9, 2019.

[3] CNEN, COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Serviços de Radioterapia; Entidades Autorizadas e Registros. Rio de Janeiro: CNEN, 2014. (CNEN 6.10).

[4] IEC, INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION. Medical Electrical Equipment – Dosimeters with Ionization Chamber and/or Semi-Conductor Detectors as Used in X-ray Diagnosis Imaging. Geneva, 2012. (IEC 60731).

International Joint Conference Radio 2022

Metodologia para cálculo de blindagens de salas de raios X com a aplicação em um código de programação utilizando parâmetros da NCRP 147

Silva^a M. P, C. Gavazza^a S., Morales^a R. K^a

^aInstituto Militar de Engenharia (IME) / Seção de Engenharia Nuclear (SE/07).

Praça Gen. Tibúrcio, 80 – Urca. 22290-270. Rio de Janeiro -RJ -Brasil.

marcelus.paulo@gmail.com

Introdução:

A existência de blindagem nas paredes das salas de radiografia é de extrema importância para que as pessoas que trabalham ou frequentam esses locais estejam adequadamente protegidas dos danos causados pelas radiações ionizantes ao longo do tempo.

Neste sentido, os dimensionamentos de blindagens em salas de radiografia são de importante observância.

A principal referência para os cálculos de espessura de blindagens é o National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP), número 147, que trata dos métodos nos quais devem ser realizados os dimensionamentos para os mais variados tipos de salas existentes.

O trabalho teve como principais objetivos:

1. Desenvolver uma metodologia para cálculo de blindagens de salas de Raios X, através da obtenção de equações, baseadas nos parâmetros da NCRP-147;
2. Criar um software para cálculo automático das espessuras das camadas de blindagem, com base na posição do feixe de Raios X, tipo de material atenuador, número médio de exames realizados na sala, taxa de permanência dos profissionais na sala posterior à parede blindada e a distância entre a parede e a fonte, considerando as radiações primárias e secundárias;
3. Fazer uma validação do programa comparando os resultados obtidos no mesmo com os calculados analiticamente na NCRP-147.

Metodologia:

A metodologia consistiu na criação de um novo modelo para cálculo de blindagens de salas de Raios X, com referência nos parâmetros da NCRP 147, documento que fornece diagramas que se assemelham à ábacos e são utilizados nos cálculos das barreiras de proteção.

As equações que geraram esses diagramas não são evidenciadas na NCRP 147. Com isso, no método desenvolvido, foram determinadas as equações das curvas para a inserção no programa.

O capítulo escolhido como base para este trabalho conta com dezesseis diagramas, cada um relacionado a um tipo de parede e a um determinado material, que para este trabalho poderá ser chumbo ou concreto.

As equações das curvas foram ajustadas com a utilização da ferramenta Solver do MS Excel e, assim, inseridas à linguagem de programação Python para o desenvolvimento da aplicação.

Resultados:

A NCRP 147 propõe três modelos para cálculos de espessura de blindagens em salas de radiografia. Em vista disso, dentre estes métodos, a base para este trabalho será os parâmetros da seção 4.2.4 da norma, referenciado como “Método 1”, pois apresentou as variáveis mais compreensíveis para os diversos tipos de profissionais, não só os especialistas em Proteção Radiológica.

Dessa maneira, o desenvolvimento do modelo e a aplicação dentro do código de programação teve como objetivo a simplificação e a maior abrangência do trabalho de verificação da integridade das blindagens das paredes.

Na Figura 1 é possível visualizar a aplicação prática do programa com a seleção de dados de entrada que apresentou como saída um valor calculado de 0,4971 milímetros de chumbo:

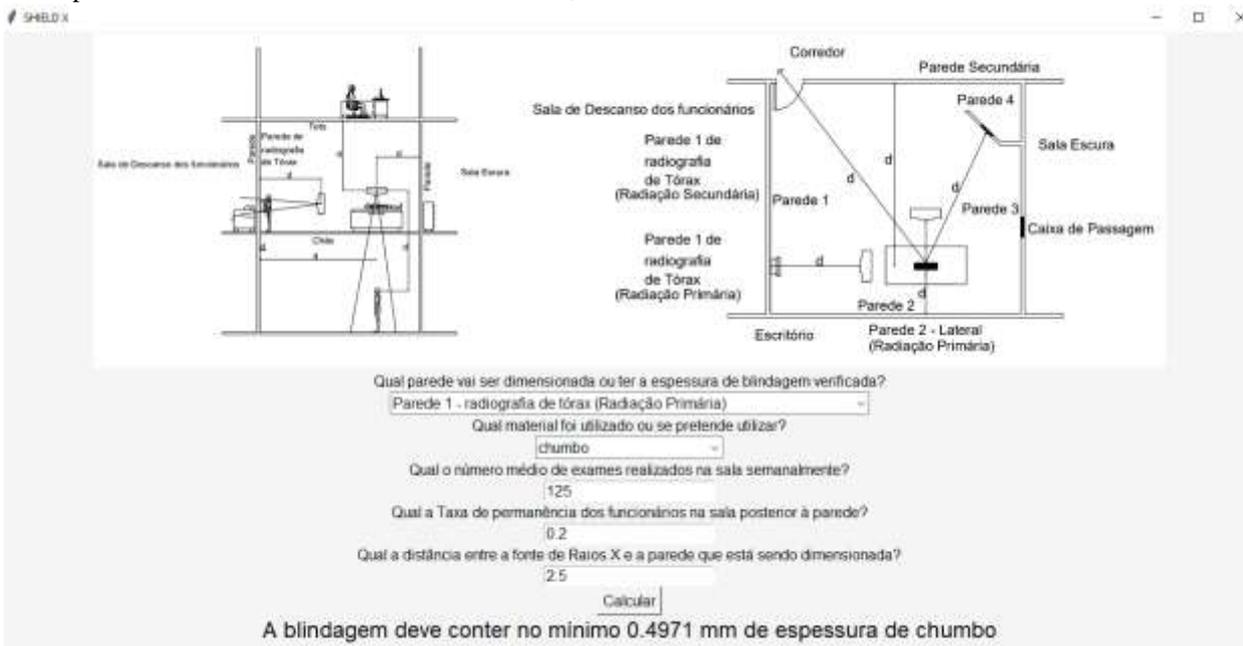


Figura 1 – Demonstração do programa com a aplicação de um exemplo.

Na Tabela 1, a seguir, é apresentada a comparação de alguns resultados obtidos analiticamente com a metodologia desenvolvida e inserida no algoritmo:

Método	Espessura de chumbo (mm)
Método 1	0,50
Método 2	0,45
Método 3	0,48
Programa	0,4971

Tabela 1 – Comparação dos resultados.

Conclusões:

Diante do exposto, é possível verificar que os resultados obtidos no programa foram muito próximos dos calculados analiticamente. Com os dados utilizados nesse exemplo, foi observada a maior diferença quando se compara o resultado do Programa com o do Método 2, sendo essa diferença de 0,0471 milímetros de chumbo, um valor muito abaixo das dimensões de lâminas de chumbo comercializáveis.

Destarte, torna-se necessário enfatizar que este projeto, apesar de se basear no desenvolvimento de uma ferramenta automatizada para cálculos de dimensionamento de salas de radiografia, não tem como objetivo a substituição do trabalho humano.

Sendo assim, a ferramenta servirá de auxílio para os profissionais que trabalham com dimensionamento na execução de seus trabalhos, possibilitando a conferência antecipada dos resultados, de forma a prevenir erros de projeto como o subdimensionamento ou superdimensionamento.

Referências:

NCRP - National Council on Radiation Protection and Measurement. Structural Shielding Design for Medical X-Ray Imaging Facilities. NCRP Report 147, Bethesda: NCRP, 2004.

International Joint Conference Radio 2022

Requisitos técnicos para a implantação de um serviço de monitoração individual externa para avaliação da grandeza $H_p(10)$ utilizando dosimetria termoluminescente

Francisco A. B. A.

Agência Nacional de Energia Atómica, Praça 25 de Junho, nº 380, 2º Andar direito,
Maputo, Mozambique
contacts: 21601010 or +258 845003833

Introdução: Para a realização de práticas que envolvem exposição a radiações ionizantes, os trabalhadores devem utilizar dosímetros pessoais capazes de medir a dose recebida pelo indivíduo durante o período de monitoração (IAEA, 2014). Essa avaliação deve ser uma estimativa da dose efetiva recebida pelo trabalhador, perante um sistema dosimétrico que normalmente aplica uma das seguintes técnicas: dosimetria fotográfica, dosimetria termoluminescente (TL) ou dosimetria opticamente estimulada (OSL). A técnica de dosimetria fotográfica apesar de eficiente e apresentar vantagens, pode ser considerada obsoleta, pois além de normalmente necessitar de um processo de revelação dos filmes, as próprias emulsões fotográficas estão deixando de ser fabricadas (TAUHATA et al., 2014). A técnica de dosimetria OSL é a mais recente e possui características que a colocam na vanguarda da monitoração individual (MCKEEVER, 2001)

O dosímetro pessoal utilizado para monitoração individual externa mede uma grandeza operacional que, seguindo critérios de exatidão bem estabelecidos, deve ser uma boa estimativa da grandeza limitante (dose efetiva ou dose equivalente). A principal grandeza operacional utilizada internacionalmente é o equivalente de dose individual, $H_p(10)$ para corpo inteiro, que é definida pela Comissão Internacional de Medidas e Unidades de Radiação (ICRU) e adotada pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) (IAEA, 2007).

Em Moçambique esta a ser implantado um Laboratório de Dosimetria externa de corpo inteira, utilizando o Trabalho de Conclusão de curso de Pós Graduação em Protecção Radiológica e Segurança de fontes radioactivas, da Adelaide B. A. Francisco, como o tema: requisitos técnicos para a implantação de um serviço de monitoração individual externa para avaliação da grandeza $h_p(10)$ utilizando dosimetria termoluminescente.

Metodologia

Para a identificação e descrição dos critérios técnicos a serem seguidos por um SMIE de Moçambique, foi realizada uma revisão bibliográfica baseada em literaturas específicas da área de dosimetria, especialmente em documentos internacionais (Brasil, Zimbabwe, AIEA, Normas e ISSO da área, TCC) normativos e de padronização, que abordam aspectos operacionais, requisitos técnicos, de qualidade e de desempenho de um sistema dosimétrico. A partir deles, foi realizada uma análise crítica para a identificação dos critérios a serem adotados no laboratório e que podem ser adequados ao sistema implantado.

Os documentos fornecido pelo fornecedor dos equipamentos e as instruções dispensada pelo fornecedor durante a instalação do sistema dosimétrico, foram o ponto de partida para o estabelecimento dos requisitos e procedimentos técnicos e administrativos a serem atendidos no laboratório de dosimetria da ANEA.

Resultados

Este trabalho permitiu a obtenção de dois resultados importantes:

1. A identificação, definição e descrição dos requisitos técnicos a serem adoptados por um novo SMIE para iniciar a prestação de serviço, que são apresentados em forma de procedimentos técnicos que devem ser elaborados e executados (tabela 1);
2. Adequação dos procedimentos técnico e testes de caracterização com a realidade do país.

Tabela 1: requisitos técnicos a serem adoptados por um novo SMIE

Procedimentos necessários	Documento(s) de referência	Descrição
	Item	
Guia sobre descrição das atividades técnicas de rotina do laboratório.	RT do CASEC (RT 001.01-95)	Estabelece os procedimentos funcionais para a avaliação da dose individual.
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Avaliação dos dosímetros TLD	RT do CASEC (RT 001.01-95)	Descreve os procedimentos para a avaliação dos dosímetros
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Relatórios de dose	RT do CASEC (RT 001.01-95)	Descreve os procedimentos para a emissão do relatório de doses individuais.
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Orientação para a irradiação de dosímetros	Instução do fornecedor do sistema	Descreve os procedimentos necessários para realizar a irradiação dos dosímetros
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Sistema de calibração	Instução do fornecedor	Descreve os procedimentos para a calibração do sistema dosimétrico
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Critérios para montagem e desmontagem do monitor	Manual RE-2000 TLD Reader V. 1.5	Descreve os procedimentos para montar e desmontar do monitor
	RT do CASEC (RT 001.01-95)	
Guia de manuseio e armazenamento dos Cristais TL e monitores	RT do CASEC (RT 001.01-95)	Estabelece critérios para armazenamento e manuseio dos cristais TL e os monitores antes de serem utilizados.
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Segurança das instalações e condições ambientais do local	RT do CASEC (RT 001.01-95)	Estabelece condições para o controlo de acesso e condições ambientais adequadas no laboratório
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Garantia da qualidade do sistema dosimétrico	Instução do fornecedor do sistema	Estabelece o programa de controle de qualidade do sistema dosimétrico
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Formação de lotes e Tratamento térmico dos TLD	Instução do fornecedor do sistema	Estabelece os procedimentos para formação de lotes e tratamento térmico dos cristais.
	International Standards IEC 61066 [3]	
Guia de funcionamento dos equipamentos e de toda instrumentação do sistema.	RT do CASEC (RT 001.01-95)	Fornecer instruções funcionais a serem utilizadas no laboratório
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Medidas a executar perante um dosímetro exposto a altas doses	RT do CASEC (RT 001.01-95)	Estabelece os procedimentos aplicados perante o dosímetro exposto a altas doses: separação e tratamento.
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	
Algoritmo para cálculo de dose	Instução do fornecedor do sistema	Descreve o algoritmo de avaliação do valor indicado para a obtenção da dose reportada.
Características físicas dosimétricas do cristal TL e do sistema.	Manual RE-2000 TLD Reader V. 1.5	Descreve as características físicas e dosimétricas do dosímetro e do sistema, incluindo a faixa de medição.
	International Standards IEC 61066 [3]	
Programa de manutenção, calibração e avaliação dos equipamentos.	Manual RE-2000 TLD Reader V. 1.5	Descreve os critérios e procedimentos para manutenção, calibração, avaliação periódica dos equipamentos e instrumentos utilizados no laboratório.
	Recomendações da Comissão Europeia No 160 [2]	

Conclusão: Os requisitos técnicos para desenvolvimento de um sistema de dosimetria termoluminescente na grandeza operacional Hp(10) são fundamentais para operacionalização de um laboratório de dosimetria. Estes garantem que o sistema utilizado para a monitoração forneça resultados tecnicamente confiáveis e permitem a demonstração do cumprimento dos critérios padrões estabelecidos por normas nacionais e internacionais. Os requisitos técnicos devem estar vinculados com as normas nacionais, estabelecidas pela autoridade reguladora e órgãos competentes de cada país, que desenvolvem critérios locais específicos de acordo com as recomendações internacionais. Estes requisitos constituem uma grande importância para a proteção radiológica dos indivíduos sujeitos a exposição da radiação ionizante, visto que, através da implementação de um serviço de monitoração individual externa, as doses recebidas pelos indivíduos serão monitoradas e avaliadas, permitindo assim, a verificação do cumprimento dos limites de doses anuais estabelecidos para cada indivíduo ocupacionalmente exposto (IOE).

Os procedimentos técnicos a serem desenhados num serviço de dosimetria, adequados de acordo com a disponibilidade dos equipamentos e instrumentos auxiliares.

Referências bibliográficas

1. Adelaide Benedita Armando Francisco, Requisitos técnicos para a implantação de um serviço de monitoração individual para avaliação da grandeza hp(10) utilizando dosimetria termoluminescente, Instituto de Radioproteção e Dosimetria – Comissão Nacional de Energia Nuclear, Coordenação de Pós-Graduação, 2016.
2. GARCIA-ALVES, J. et al. Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation. Radiation Protection No 160. European Commission, Luxemburg, p. 52, 2009.
3. INTERNATIONAL STANDARD, IEC, 61066. Thermoluminescence dosimetry systems for personal and environmental monitoring. Segunda edição, Junho 2006.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação do tamanho de campo para a calibração de monitores de radiação gama usando o programa *ImageJ*

Ribeiro^a T. S., Pereira^{a,c} W. W., de Amorim^b A. S., Cabral^c T. S., Balthar^{a,b} M. C. V.

^aFundação Técnico Educacional Souza Marques (FTESM) / Curso de Física. Av. Ernani Cardoso, 335 – Cascadura. 21310-310 - Rio de Janeiro - RJ – Brasil

^bInstituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN) / Seção de Defesa Radiológica e Nuclear (SDRN). Avenida das Américas, 28.705 – Guaratiba. 23020-470 - Rio de Janeiro - RJ – Brasil

^cInstituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) / Laboratório de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI). Avenida Salvador Allende, 3773 – Barra da Tijuca. 22780-160 – Rio de Janeiro – RJ - Brasil
mariobalthar@gmail.com

Introdução: O Laboratório Calibração do Instituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN)/Centro Tecnológico do Exército (CTEx) foi criado com o objetivo de calibrar monitores de radiação gama para avaliação do nível de radiação de uma área. Todo laboratório de calibração gama deve ter o seu tamanho de feixe útil bem definido [1]. (Figura 1).



Figura 1 – Lab. de calibração de monitores gama do IDQBRN/CTEx, destacando a bancada de irradiação e chassi radiográfico para obtenção de imagem para medição do tamanho de campo.

O tamanho de campo atualmente é medido usando-se câmara de ionização de 30 cc realizando assim o mapeamento do tamanho útil do campo em que a variação máxima seja mais ou menos 5% e diversas medições com diversas exposições [2]. Este estudo pretende apresentar uma metodologia de medição de tamanho de campo usando uma imagem radiográfica obtida com um chassi e um sistema de revelação digital e um *software* de uso livre para que, em uma única exposição e posterior análise da imagem obtida, seja possível a definição do tamanho de campo de irradiação [1].

Metodologia: Inicialmente, foram realizadas algumas exposições do chassi radiográfico à fonte de Cs-137 do Laboratório de calibração (figura 1) à uma distância fonte-chassi de 500 mm, isso para que toda a imagem do campo de irradiação fosse visualizada em uma única imagem no processo de revelação digital. Foi calculado o tempo de exposição da fonte de Cs-137 de forma a obtermos um valor de kerma próximo a um exame radiográfico de tórax, de forma a não super expor o chassi radiográfico para não o danificar. Após aquisição da imagem o chassi foi revelado em um sistema digital de revelação e a imagem gravada no formato DICOM (*Digital Imaging and Communications in Medicine*) para melhor resolução no tratamento final. O *software livre ImageJ* foi usado para que fosse possível a implementação da metodologia para medir o tamanho de campo usando a variação de até 5% do valor da densidade óptica medida no centro da imagem e nos eixos cartesianos X e Y, horizontal e vertical, usado para referência neste processo de medição.

Resultados: Tamanho do campo: As Figuras 2 e 3 mostram a régua escanométrica usada para gerar uma referência de comprimento na imagem radiográfica para possível a medição do tamanho de campo com o *software ImageJ*.



Figura 2 – Régua escanométrica de 40 cm de comprimento.



Figura 3 – Imagem da escala usada para medir o tamanho de campo a 500 mm da fonte com a régua escanométrica.

Processamento da densidade óptica no ImageJ: A Figura 4 representa a imagem radiográfica já processada no *ImageJ* para a demarcação dos eixos X e Y de referências para medição do tamanho de campo. Com estes pontos demarcados e traçados no *software*, é possível a obtenção dos valores do posicionamento do cursor em um ponto ao longo dos eixos e o *software* fornece o seu correspondente valor de posição em mm, sendo tudo isso possível após ajustes no *software* usando os valores da imagem de referência da régua escanométrica.

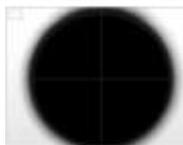


Figura 4 – Posicionamento dos pontos de referências e os eixos X e Y para medição do tamanho de campo.

Calibração dos valores de densidade óptica no ImageJ: Na Figura 5 observa-se o processo de conversão dos valores de pixel da imagem, agora convertidos para valores de densidade óptica feita por um processo de “calibração” interna do *software ImageJ*



Figura 5 – Ajuste dos pixels da imagem em DICOM convertidos pelo *IMAGEJ* para densidade óptica.

Medição do tamanho de campo nos eixos X e Y: A Figura 6 apresenta uma representação do processo de medição do tamanho de campo no eixo X positivo, com os valores das densidades óptica do ponto central (eixo X e Y em (0,0)) comparada com o valor de densidade óptica até o valor de 5% de diferença do valor central. Quando encontrado este valor, consegue-se obter no *software* a posição no eixo X que corresponde à distância do ponto central até este ponto e, neste caso o valor encontrado foi de 105,7 mm aproximadamente.

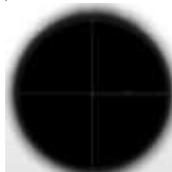


Figura a 6 – Exemplo de medição do tamanho de campo no eixo X positivo.

Conclusões: A figura 7 mostra uma comparação dos valores entre a metodologia proposta e a metodologia tradicional que utiliza diversas medições usando câmara de ionização [2]. Na comparação dos resultados pode-se observar que a medição do tamanho de campo no eixo X apresentou um erro relativo da ordem de 3% o que demonstra que a metodologia proposta pode ser uma proposta viável para a avaliação do tamanho de campo de irradiação de laboratórios de calibração de monitores gama, apesar dos demais eixos o erro relativo ainda estar com valores elevados. Contudo, conseguiu-se observar que, se conseguirmos aumentar os valores de densidade óptica da imagem no chassi, usando-se um tempo de exposição maior, pode melhorar o processo de medição da densidade óptica no procedimento proposto. Estes testes estão sendo realizados.

Resultados ImageJ		Resultados do Método Tradicional	
Eixo	Posição (mm ; mm)	Eixo	Posição (mm ; mm)
Y Positivo	{0 ; 102,407}	Y Positivo	{0 ; 81,5}
Y Negativo	{0 ; -107,308}	Y Negativo	{0 ; -92}
X Negativo	{-104,683 ; 0}	X Negativo	{-85,5 ; 0}
X Positivo	{105,727 ; 0}	X Positivo	{102,5 ; 0}

Figura a 7 – Comparação dos resultados do tamanho de campo usando *ImageJ* e o que usa a câmara de ionização.

Referências:

[1] ABNT NBR ISO 4037-1:2020. **Proteção radiológica — Radiação X e gama de referência para calibração de dosímetros e medidores de taxa de dose, e para determinação de suas respostas em função da energia dos fótons. Parte 1:** Características das radiações e métodos de produção. 2. ed. [S.l.: s.n.], 2020.
 [2] MEDEIROS, T. IME, CTEEx. **Estudo dosimétrico em Césio-137 do laboratório de calibração de monitores de radiação (LabCal) do IDQBRN:** Caracterização e otimização. Rio de Janeiro, 2021.

International Joint Conference Radio 2022

Análise computacional para detecção de parafina em oleodutos de águas profundas utilizando técnicas nucleares.

Leite^a N. M., Lira^a C. A. B. O., Rodriguez^b A. G

^aCentro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste-CRCN-NE, Av. Prof. Luiz Freire, 200 – Curado – Recife, PE, Brasil

nalber.leite@cnen.gov.br

carlos.brayner@cnen.gov.br

^bDepartamento de Energia Nuclear – Universidade Federal de Pernambuco, Av. Prof. Luiz Freire, 1000 – Cidade Universitária – Recife, PE, Brasil

abel.rodriguez@ufpe.br

Introdução

A produção de petróleo em águas profundas e ultra profundas de campos do Pré-sal possui desafios característicos à garantia de escoamento. Entre eles, pode-se destacar a deposição de parafina ao longo das extensas tubulações de produção. O fenômeno ocorre nas diversas etapas de manipulação de óleo, durante a produção, o transporte e o refino e que no Brasil, a Petrobras, reconhecida internacionalmente como detentora de tecnologia em exploração e produção em águas profundas e ultra profundas, se depara frequentemente com esse problema em suas linhas submarinas [1].

Para a solução do problema faz-se necessário um monitoramento da formação de parafina em seu estágio inicial e a maioria dos métodos e técnicas verificados na Literatura envolve um contato direto com a estrutura do duto. Em vista disso, as técnicas nucleares se apresentam como uma solução adequada já que é capaz de detectar características de materiais ou substâncias de modo indireto e não invasivo [2], [3] e [4]. Esse trabalho tem como objetivo desenvolver uma simulação computacional fazendo uso do código MCNP6 (*Monte Carlo N-particle 6*) para detecção de parafina em oleodutos de águas profundas a partir da Técnica de Perfilagem por Transmissão da Radiação Gama.

Metodologia

Será utilizada a técnica de perfilagem por transmissão gama [2]. A Fig. 1 mostra o sistema e destaca os elementos do modelo geométrico que serão utilizados na simulação com o código MCNP6.

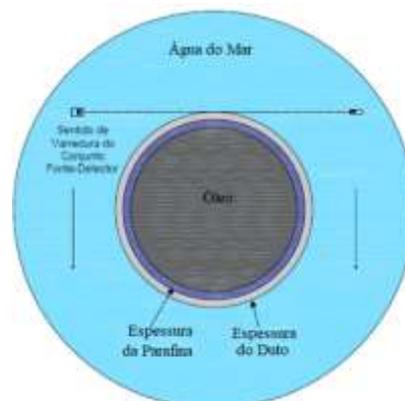


Figura 1 – Técnica de perfilagem por transmissão da radiação gama.

Nesse modelo, a água do mar é constituída por água salgada a 4% de fração mássica de cloreto de sódio (NaCl) [3] e [5]. O Aço é o API X-60 ou X-65 adotado para projetos de dutos rígidos, instalados a profundidades acima de 1000 metros [6]. O óleo é o obtido de diferentes reservatórios de petróleo cujas análises elementares são semelhantes [7]. As parafinas são as de alto peso molecular ($n \geq 18$) que formam depósitos não deslizantes no aço liso ou rugoso e em superfícies revestidas por plásticos [8].

Com o objetivo de validar o modelo computacional utilizado, primeiro se fará uma comparação com dados experimentais reportados por Oliveira et al. [2], cujo propósito foi detectar incrustação por óxido de bário ($BaSO_4$) em um duto de 450 mm de diâmetro e 40 mm de espessura utilizado na indústria de petróleo. Logo após, o modelo computacional será utilizado para detectar parafina em um duto de 355,6 mm (14") de diâmetro e 35,7 mm de espessura, tomado do fabricante Tuper [9], onde a perfilagem será feita em passos de 7,1 mm.

Resultados

A Figura 2 mostram as curvas com os dados experimentais [2] e aqueles simulados no MCNP6.

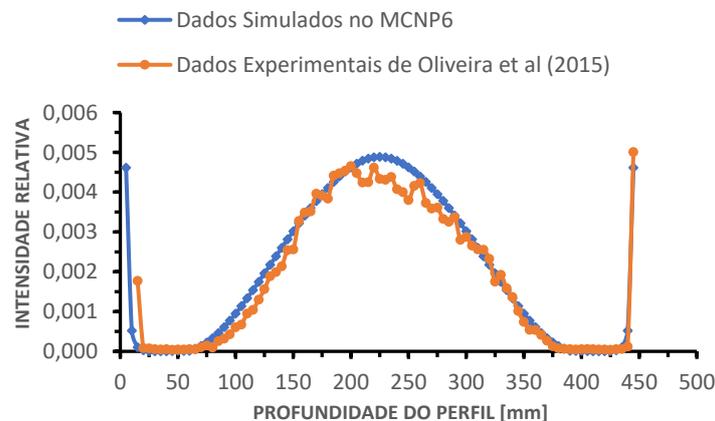


Figura 2 – Perfis de transmissão da radiação gama de um duto vazio e com incrustação por $BaSO_4$

Os dados experimentais foram extraídos de Oliveira et al. [2] utilizando-se o software WebPlotDigitizer [10]. Os autores adotaram passos 5 mm entre perfil, onde se registrou a intensidade de radiação ponto a ponto, de acordo com a profundidade do perfil no duto. Para cada ponto, o tempo de aquisição foi de 60 s. Os resultados mostraram que o duto estava vazio (ou preenchido com ar) e continha uma espessura de 21 mm de incrustação de $BaSO_4$.

Para os dados da simulação vista na Figura 2 utilizou-se as mesmas dimensões geométricas, densidades e composições químicas dos materiais envolvidos na experiência de Oliveira et al. [2]. Uma fonte pontual e isotrópica de 662 keV e um detector cilíndrico de 5 mm de diâmetro foram utilizados. O tally foi o F1 e 10^7 de histórias. Foi estabelecido um passo de 5 mm entre cada perfil e uma distância fixa de 30 mm entre a fonte (assim como o detector) e a borda externa do duto. Foram elaborados 91 arquivos de entradas (um para cada perfil) e depois executados no código MCNP6, o qual gerou 91 arquivos de saída, fornecendo para cada perfil seu correspondente valor de intensidade relativa de radiação gama, assim como o erro relacionado.

Analisando-se a Fig. 2 percebe-se uma similaridade entre os gráficos, no entanto os autores do experimento não deram informações sobre o grau de incerteza de suas medições, o que dificulta a comparação entre os dados experimentais e os simulados no presente trabalho. Contudo, Beserra [3], fazendo uso de simulação no MCNP e comparando com dados experimentais semelhantes a esses informa que as diferenças entre eles em um duto preenchido com ar decorrem da tendência da incrustação a uma deposição excêntrica (pontos em que o experimental está abaixo do simulado), aliado à falta de material (pontos em que o experimental está acima do simulado).

Uma vez validado, o modelo foi aplicado para identificar diferentes espessuras de parafina nas paredes internas de um duto de 14", conforme Fig. 3.

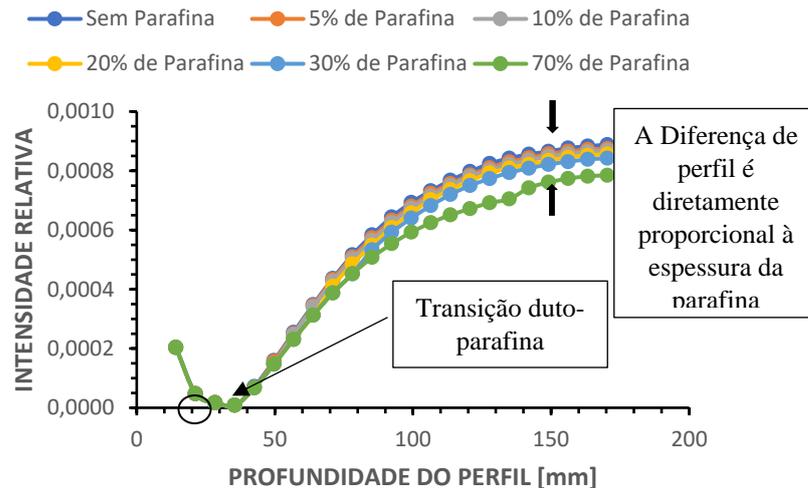


Figura 3 – Perfis de transmissão da radiação gama de um duto de 14” sem e com parafina.

Pode-se observar na Figura 3 que após o feixe gama ultrapassar a fronteira entre a borda interna do duto e a parafina (destaque na parte inferior da Figura), os perfis de transmissão se diferenciam em cada passo (destaque na parte superior da Figura), sendo diretamente proporcional à espessura da parafina. A diferença é causada pela maior atenuação da radiação gama com o acréscimo de parafina na parede interna do duto, sendo, portanto, possível identificar sua presença, bem como prever sua espessura.

Conclusões

Detectar deposição de parafina nas paredes internas de oleodutos em seu estágio inicial evita paradas não programadas e até bloqueio nas linhas de extração de petróleo. As técnicas nucleares se apresentam como solução adequada, pois de modo indireto e não invasivo pode detectar presença de material no interior do duto. Os resultados desse trabalho mostram que o modelo computacional baseado na Técnica da Perfilagem por Transmissão Gama é capaz de discernir a presença de diferentes camadas de parafina e esse fato está diretamente relacionado à maior atenuação do feixe de radiação ao atravessar a camada de parafina. A diferença entre os perfis de transmissão é diretamente proporcional à espessura de sua camada, o que leva a prever essa espessura.

Referências

- [1] S. N. Bordalo e R. Oliveira, “Escoamento Bifásico Óleo-Água com Precipitação de Parafinas em Dutos Submarinos de Produção de Petróleo,” 4o PDPETRO. Campinas - SP, p. 12, 2007.
- [2] D. F. Oliveira, J. R. Nascimento, C. A. Marinho, and R. T. Lopes, “Gamma transmission system for detection of scale in oil exploration pipelines,” Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. 2014.
- [3] M. T. F. Beserra, “Avaliação da Espessura de Incrustação em Dutos de Extração de Petróleo,” Instituto de Radioproteção e Dosimetria - Rio de Janeiro, 2012.
- [4] M. Soares, “Sistema de Detecção de Incrustações em Dutos de Transporte de Petróleo pela Técnica de Transmissão Gama,” Universidade Federal do Rio de Janeiro, 2014.
- [5] C. M. Salgado, “Identificação de Regimes de Fluxo e Predição de Frações de Volume em Sistemas Multifásicos Usando Técnica Nuclear e Rede Neural Artificial,” Universidade Federal do Rio de Janeiro, 2010.
- [6] J. C. C. de Gouveia, “Análise Crítica de Engenharia para Dutos Rígidos Submetidos a Grandes Deformações,” Universidade Federal Fluminense, 2010.
- [7] J. E. Thomas, Fundamentos de Engenharia de Petróleo. Rio de Janeiro: Editora Inteligência, 2001.
- [8] H. C. Conti, “Garantia de Fluxo: Deposição de Parafinas,” Universidade Federal Fluminense, 2013.
- [9] “Tubos API,” Tuper. <https://www.tuper.com.br/wp-content/uploads/2019/10/Catalogo-de-Tubos-API-Tuper.pdf> (acesso em 25/09/2021).
- [10] “WebPlotDigitizer” <https://automeris.io/WebPlotDigitizer/> (acesso em 06/07/2022).

International Joint Conference Radio 2022

Propostas de Requisitos de Desempenho para Sistemas Dosimétricos de Cristalino com Fins Regulatórios no Brasil

Horta^{a,b} L. M., Alencar^b M. A. V.

^aInstituto de Física, Universidade Federal do Rio de Janeiro, Brasil

^bInstituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio de Janeiro, Brasil

luizamhorta@gmail.com

Introdução: Diversas atividades humanas envolvendo radiação ionizante podem levar a exposição ocupacional de trabalhadores. Estas exposições devem ter atenção especial, visto que podem causar efeitos deletérios à saúde. Assim sendo, analisar a magnitude das doses envolvidas nestas situações se faz necessário. A avaliação e controle das doses de radiação são feitos através de programas de monitoração individual, que têm como objetivo geral avaliar as exposições dos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE), bem como suas condições locais de trabalho, verificando se os limites de dose ocupacionais não são excedidos. A monitoração individual é realizada a partir da utilização de um ou mais dosímetros por parte dos IOEs. Para a monitoração de corpo inteiro, o IOE deve utilizar o dosímetro no tórax e assim, é possível estimar a dose efetiva na grandeza equivalente de dose individual na profundidade de 10 mm, $H_p(10)$. No entanto, se o IOE manipular fontes radioativas ou estiver exposto a um campo de radiação com baixo poder de penetração, deve-se determinar também o equivalente de dose individual para o cristalino na profundidade de 3,0 mm, ou seja, deve-se determinar o $H_p(3)$ (CNEN, 2018). Para esta avaliação, o dosímetro deve ser posicionado próximo aos olhos. De acordo com a legislação do Brasil, a monitoração individual externa de corpo inteiro para fótons é realizada mensalmente por Serviços de Monitoração Individual Externa (SMIE) devidamente autorizados pelo Comitê de Avaliação e Serviços de Ensaio e Calibração (CASEC/IRD/CNEN) e, para isso, os sistemas dosimétricos destes serviços precisam atender a uma série de requisitos técnicos de desempenho. Contudo, ainda não existe uma legislação que regule o funcionamento dos SMIEs que realizam monitoração de cristalino. Este trabalho visa desenvolver uma metodologia para análise do desempenho de sistemas dosimétricos de cristalino, com testes baseados nos requisitos contidos no documento de regulamento técnico do CASEC/IRD RT 002.01/95 para serviços de monitoração individual de corpo inteiro para fótons e na norma internacional IEC 62387:2012 (IRD, 1995; IEC, 2012). Desta forma, o trabalho propõe os requisitos técnicos mínimos necessários para a autorização de serviços de monitoração individual de cristalino no Brasil.

Metodologia: Os testes de desempenho realizados são sumarizados na Tabela 1 e foram realizados utilizando detector TL LiF:Mg,Ti, denominado TLD-100, no formato de chip, fabricados pela HARSHAW. O lote selecionado para o estudo possui desvio padrão de 3,5% da média. Para as irradiações, os detectores foram inseridos em monitores fabricados pela RadPro International GmbH, de nome comercial EYE-D™, e estes foram acoplados em um simulador de cabeça segundo norma ISO 4037.

Teste	Verifica	Critério	Norma de Referência
Homogeneidade do lote	As variações de leitura dos dosímetros quando irradiados sob as mesmas condições.	$\frac{A_{max} - A_{min}}{A_{min}} \leq 0,3$	CASEC/IRD RT 002.01/95
Reprodutibilidade	Se os valores de dose avaliados em irradiações com a mesma dose são estatisticamente iguais.	1) $\frac{s_i + I_i}{\sum_{i=1}^{10} \bar{A}_i} \leq 0,075$ 2) $\frac{(s_j + I_j)}{\bar{A}_j} \leq 0,075$	CASEC/IRD RT 002.01/95
Linearidade	Se a resposta do dosímetro é linear em relação ao valor de dose.	$0,91 \leq \frac{\bar{G}_g}{\bar{G}_{ref}} \frac{C_{ref}}{C_g} \leq 1,11$	IEC 62387:2012
Dependência Energética e Angular	A variação de resposta do dosímetro mediante a variação de energia e ângulo de incidência.	$0,71 \leq \frac{\bar{G}_g}{\bar{G}_{ref}} \frac{C_{ref}}{C_g} \leq 1,67$	IEC 62387:2012

As irradiações, em $H_p(3)$, para os testes de homogeneidade do lote, reprodutibilidade e linearidade foram realizadas no Laboratório de Irradiação (LABIR) da Divisão de Dosimetria do IRD, na qualidade S-Cs, segundo a norma ISO 4037. As irradiações do teste de dependência energética e angular foram realizadas no Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI), com valor de dose de 2 mSv em $H_p(3)$ e nas qualidades S-Co, S-Cs, N-40, N-60, N-80, N-100, N-150 e N-200, conforme a ISO 4037. Os ângulos avaliados neste último teste foram os de 0° , -60° (anti-horário) e $+60^\circ$ (horário). As leituras dos TLDs-100 foram realizadas no Laboratório de Dosimetria Termoluminescente da Divisão de Dosimetria do IRD. Para tal, foram utilizados dois modelos de leitor: 5500 (automático) e 3500 (manual), ambos da Harshaw.

Resultados: Tendo em vista o regulamento técnico do CASEC/IRD RT 002.01/95, o sistema dosimétrico foi aprovado nos testes de homogeneidade do lote, com resultado igual a 0,180, e no reprodutibilidade. Neste último, o sistema foi aprovado tanto no primeiro critério, que avalia por irradiação, quanto no segundo critério, que avalia por dosímetro. Para o teste de linearidade, foram irradiados 10 dosímetros para cada um dos 14 valores de dose selecionados. A partir das leituras obtidas, foram calculadas as equações para o requisito de linearidade estabelecido na norma IEC 62387:2012. Os resultados são exibidos na Figura 1, onde as linhas em azul e vermelho representam os limites inferior e superior, respectivamente, estabelecidos pela norma (0,91 e 1,11). Para o teste de dependência energética e angular, foram separados 8 grupos de detectores. Cada grupo contendo 4 TLDs irradiados e 1 TLD para dose de “background”. As irradiações se deram em diferentes qualidades e ângulos e, segundo a norma IEC 62387:2012, a equação para o requisito de dependência angular e energética possui valor mínimo de 0,71 e máximo de 1,67. A Figura 2 apresenta o resultado deste teste para um ângulo de incidência de 0° .

FIGURA 1: RESULTADO DO TESTE DE LINEARIDADE.

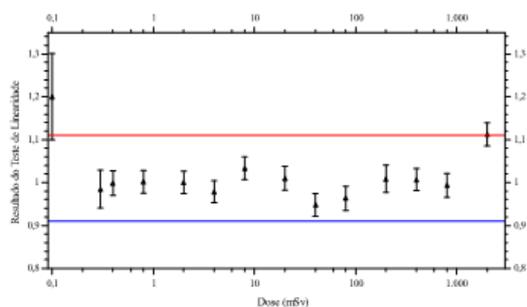
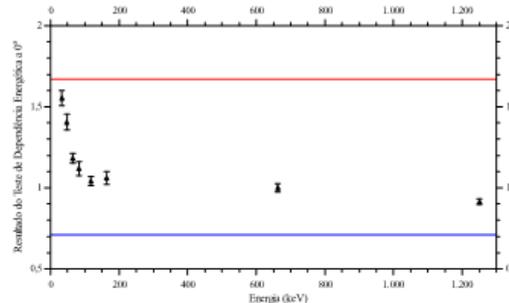


FIGURA 2: RESULTADO DO TESTE DE DEPENDENCIA ENERGETICA A 0° .



Fonte: A autora (2022).

Conclusões: Os resultados obtidos demonstram que o sistema dosimétrico de cristalino atende aos requisitos nacionais e internacionais supracitados, tendo em vista os testes propostos. No entanto, para as doses de 0,1 mSv e 2000 mSv no teste de linearidade, os resultados se mostraram acima do limite superior estipulado. No caso da menor dose, o tempo de abertura do obturador da fonte possivelmente influenciou a irradiação e, conseqüentemente, o resultado. No entanto, para ambas as doses, se a incerteza do processo for considerada, estas se encontram dentro dos limites estabelecidos, atendendo, portanto, ao requisito. Desta forma, os testes propostos podem ser usados como requisitos técnicos mínimos para a autorização de um serviço de monitoração de cristalino. Por fim, é possível ainda, tendo em vista a norma IEC 62387:2012, propor que o Limite Inferior de Detecção adotado para sistemas dosimétricos de cristalino seja inferior a 0,3 mSv, tomando este último valor como nível de registro. Logo, este destoa do valor adotado atualmente para monitoração de corpo inteiro (0,1 mSv).

Referências:

1. CNEN. Resolução n° 230. Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. Comissão Nacional de Energia Nuclear, 2018.
2. IEC. International Electrotechnical Commission. Radiation protection instrumentation – Passive integrating dosimetry systems for personal and environmental monitoring of photon and beta radiation. Standard IEC 62387, Geneva, 2012.
3. ISO. International Organization for Standardization. X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy Part 1: Radiation characteristics and production methods. ISO 4037 – 1, 2019a.
4. ISO. International Organization for Standardization. X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and the measurement of their response as a function of energy and angle of incidence. ISO 4037-3, 2019b.
5. IRD. Instituto de Radioproteção e Dosimetria. RT N° 002.01/95. Desempenho de Sistemas de Monitoração Individual - Critérios e Condições. Comissão Nacional de Energia Nuclear. Comitê de Avaliação de Serviços de Monitoração Individual Externa - CASMIE/IRD, Outubro, 1995b.

International Joint Conference Radio 2022

Metodologia para avaliação do levantamento radiométrico ambiental e ocupacional durante operação do reator Argonauta

Silva^b N. B., Soares^b J. B., Santos^b A., Domingos^b D.O. Curzio^a R.C., Oliveira^c E.S.L., Junior^c A.P., Martins^b M.S., Azevedo^b A.M., Ferreira^b V.A.V., Santos^b M.Q.

^a Instituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN) / Seção de Defesa Radiológica e Nuclear (SDRN). Avenida das Américas 28.705 – Guaratiba, 23020-470, Rio de Janeiro - RJ – Brasil

^b Instituto Militar de Engenharia (IME) / Seção de Engenharia Nuclear (SE/07). Praça General Tibúrcio 80 – Urca, 22290-270, Rio de Janeiro - RJ - Brasil

^c Instituto de Engenharia Nuclear (IEN). Cidade Universitária, R. Hélio de Almeida, 75 - Ilha do Fundão, 21941-614, Rio de Janeiro - RJ - Brasil
natashabriggs.silva@gmail.com

Introdução: O reator de pesquisa Argonauta do Instituto de Engenharia Nuclear - IEN, opera, sob condições normais, a potências que variam no intervalo entre 1,7 e 340 W, realizando atividades de cunho científico-tecnológico nas áreas de neutrongrafia, na produção de radionuclídeos e na condução de práticas experimentais para cursos de pós-graduação das instituições de pesquisa da CNEN e de outros Institutos de Ciência e Tecnologia brasileiros [1]. Em algumas operações faz-se necessária a presença de pesquisadores, alunos e/ou operadores no interior e em locais adjacentes ao salão principal do Argonauta. Por hipótese, torna-se relevante uma avaliação das condições normais de exposição ocupacional quando o reator se encontra na condição de criticalidade. Isto permitiria verificar com mais detalhes, as taxas de equivalente de dose ambiente provenientes dos nêutrons e da radiação gama oriundas do *burnup* do elemento combustível, dentro do salão do reator e nas regiões circunvizinhas, conforme prevê o Plano de Radioproteção (PPR) dessa instalação [2]. Neste trabalho, foi realizado o levantamento radiométrico nas áreas livres, controladas e supervisionadas dessa instalação nuclear, visando à identificação dos valores de dose aos quais os Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOE) e o público em geral estão submetidos e, em um estágio mais avançado, cumprir com os requisitos normativos no tocante às atividades de monitoramento ambiental e de área.

Metodologia: A área escolhida para realização do levantamento radiométrico foi o próprio prédio em que são executadas as atividades com o reator Argonauta. A localidade se caracteriza por possuir uma sala de controle das operações, um salão no qual se localiza o reator e salas de trabalho e laboratórios. A Figura 1 representa um croqui dessa instalação nuclear, destacando as áreas controladas, supervisionadas e livre. Encontram-se explicitados também os pontos nos quais a monitoração de área foi realizada.

Para medição da taxa de equivalente de dose ambiente oriunda dos raios gama provenientes das reações nucleares geradas pelos nêutrons de fuga quando da operação do reator Argonauta, foram utilizados dois detectores (identificadores) cintiladores e um detector a gás (Geiger-Muller), devidamente calibrados. Esses detectores são capazes de registrar o valor da taxa de dose na faixa operacional de 0.01 $\mu\text{Sv/h}$ a 100 mSv/h, detectando raios gama na faixa de energia de 60,0 keV a 3,0 MeV.

A coleta de dados foi feita no ponto 15 (área livre) e no ponto 2 (sala de controle, considerada uma área controlada), ilustrados na Figura 1. Nessas circunstâncias, foram realizadas três medições, sendo uma replicada para cada detector. Para isso, os detectores foram posicionados a uma distância longitudinal de 15 cm e a 1 m em relação ao solo, e as medidas obtidas, em cada um desses detectores, foram comparadas entre si, a fim de se avaliar o desempenho desses equipamentos, os quais possuem propriedades distintas no tocante ao *modus operandi* de detecção [2]. Além disso, foram comparados os espectros gerados nos detectores cintiladores, a fim de se verificar a ocorrência de alterações em relação à radiação de fundo (*background*) da instalação. Por fim, compararam-se os resultados obtidos para as taxas de equivalente de dose ambiente obtidas com os limites de dose individual previstos para situações de exposição normal [1].

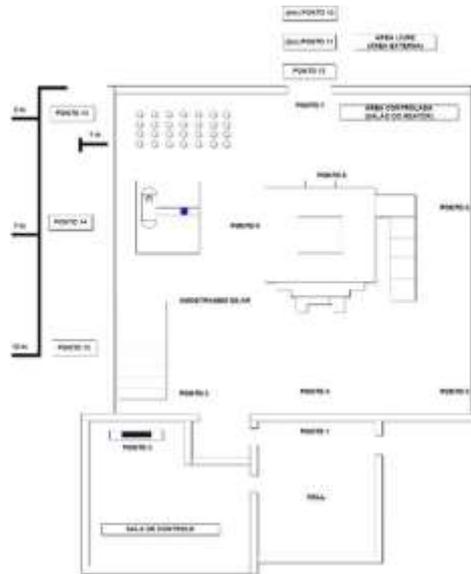


Figura 1: Disposição dos pontos de monitoração do reator.

Resultados: De acordo com os resultados apresentados na Tabela 1, foi possível verificar que no ponto 15 (área livre), considerando o reator Argonauta na condição de criticalidade, o valor da taxa de equivalente de dose ambiente apresentou valores abaixo do limite de dose previsto para o IOE (50,00 mSv em 2000 horas de trabalho anuais = 25,00 μ Sv/h). Esse valor, inclusive, foi alcançado nos três detectores utilizados. As possíveis discrepâncias dos valores encontrados podem ser explicadas pela existência de erros sistemáticos, ligados principalmente a fatores humanos (erros grosseiros), como por exemplo, no posicionamento dos detectores ($15,00 \pm 3,00$ cm) ao longo do processo de medição. Além disso, em relação ao detector a gás (Geiger-Muller), não foi descontado o valor da radiação de fundo dos resultados alcançados por esse equipamento.

Tabela 1: Comparação das taxas de equivalente de dose ambiente no ponto 15.

Equipamento	Valor (μ Sv/h)
Detector cintilador 1	0,292
Detector cintilador 2	0,516
Detector a gás	0,800

Com relação aos espectros gerados pelos detectores cintiladores 1 e 2, relativos às medições executadas no ponto 2 (área controlada), no tempo de medida de 30 segundos, os resultados mostraram que o detector cintilador 2 (figura 2b) apresenta melhor resolução dos picos gaussianos, discriminando com mais detalhes as energias, na faixa entre 0 e 3 MeV, quando comparados ao detector cintilador 1 (figura 2a). Além disso, é possível perceber também que em ambos os casos, os valores estão abaixo do limite ocupacional previsto para o IOE, mostrando a correta classificação da área como sendo controlada, conforme previsto no PPR dessa instalação.

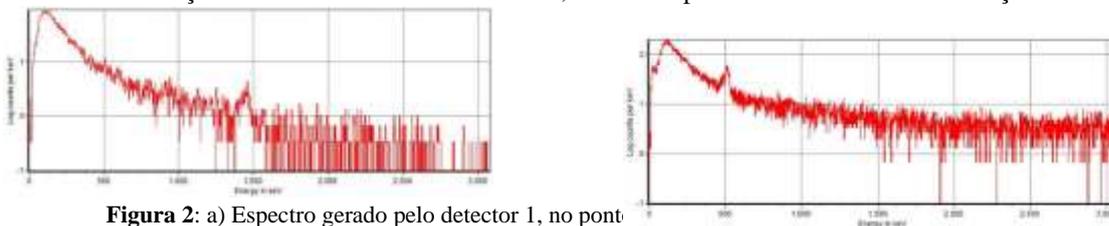


Figura 2: a) Espectro gerado pelo detector 1, no pont

Conclusão: Este trabalho demonstrou a importância da metodologia utilizada na avaliação do levantamento radiométrico de uma instalação nuclear, com vistas a cumprir as diretrizes apontadas pelas autoridades reguladoras. Os resultados alcançados neste estudo permitiram verificar a correta classificação das áreas na avaliação dos pontos escolhidos para realização das medições, conforme previsto no PPR do IEN.

Referências: [1] CNEN-NN-3.01 Diretrizes Básicas de proteção radiológica, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 2005. [2] CNEN-NN-3.05 Requisitos de radioproteção e segurança para serviços de medicina nuclear, Rio de Janeiro, 1996.

International Joint Conference Radio 2022

Caracterização de Campo de Radiação para Feixes de Baixa Energia para Irradiação Celular

Malanga¹ R. G., Pianoschi³ T. A., Viccari² C., Moura⁴ D. J.,
Busatto⁴ F. F., Alva-Sánchez³ M. S.

¹ Curso de Bacharelado de Física Médica, Universidade Federal de Ciências da Saúde de Porto Alegre (UFCSPA), Porto Alegre, Brasil

² CIDRA/Departamento de Física da FFCLRP, Universidade de São Paulo, Ribeirão Preto, Brasil

³ Departamento de Ciências Exatas e Sociais Aplicadas, UFCSPA, Porto Alegre, Brasil

⁴ Laboratório de Genética Toxicológica, UFCSPA, Porto Alegre, Brasil
e-mail:malanga@gmail.com

Introdução: A interação da radiação com tecidos biológicos pode ocasionar danos celulares, sendo necessário quantificá-los. O estudo em células *in vitro* é uma metodologia para a análise de deposição de dose a nível celular. Contudo, as formas de exposição de cultura de tecidos biológicos, na sua maioria, são empregadas feixes de altas energias, em termos de MeV. Desta forma, o objetivo deste estudo é caracterizar o campo de radiação de um equipamento de raios X por meio de dosímetros termoluminescentes (TLD's), para estabelecer um protocolo de irradiação *in vitro* de células de câncer de mama e glioblastoma para um feixe de irradiação de baixas energia.

Metodologia: Primeiramente, foi realizado o teste de alinhamento do eixo central para garantir que o equipamento estivesse de acordo com o estabelecido pela RDC 6110. Após, analisou-se a variação da intensidade de radiação para um campo de 5 x 5 cm² em distâncias entre 30 e 90 cm do ponto focal até o detector. Posteriormente, foram irradiados TLD's imersos em meios de cultura utilizados para cultivo de células de câncer de mama e glioblastoma em um feixe de 106 kV e 71 mAs, para avaliar dose em meio celular. Foram realizadas simulações com o código PENELOPE para comparar com resultados experimentais.

Resultados: O resultado do alinhamento do eixo central mostrou que o equipamento está de acordo com a norma vigente. As distribuições de doses para as distâncias avaliadas se mostraram mais homogênea para a distância de 40 cm, com desvio padrão de 1,7% e 0,9 % das distribuições obtidas com os TLDs e simulação, respectivamente.

Conclusões: Dessa forma, caracterizou-se o campo de irradiação para feixes de baixa energia, para um campo 5 x 5 cm² para um feixe de 106 kV e 71 mAs à uma DFS de 40 cm.

Referências:

- [1] SÁNCHEZ, Mirko S. Alva. **Estudo de parâmetros dosimétricos e dosimetria *in vivo* em radioterapia**. 2007. 60 f. Dissertação (Mestrado em Física Aplicada à Medicina e Biologia) – Universidade de São Paulo, Ribeirão Preto, 2007.
- [2] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS (ICRU). **About ICRU**. Disponível em: <<https://www.icru.org/about-icru/history/>>. Acesso em: 24 de Maio 2022.
- [3] BERNARDES, Nicole Blanco; SÁ, Ana Cristina Fonseca de; FACIOLI, Larissa de Souza; FERREIRA, Maria Luzia; SÁ, Odila Rigolim de; COSTA, Raissa de Moura. **Fatores Associados a não Adesão ao Tratamento de Câncer de Mama X Diagnóstico**. *Id on Line: Rev.Mult. Psic.*, 2019, vol.13, n.44, p.877-885. ISSN: 1981-1179.
- [4] INSTITUTO NACIONAL DE CÂNCER (INCA). **Estatísticas de cancer**. Disponível em: <<https://www.inca.gov.br/numeros-de-cancer>>. Acesso em: 24 de Maio 2022.
- [5] INSTITUTO NACIONAL DE CÂNCER (INCA). **Tratamento do cancer**. Disponível em: <<https://www.inca.gov.br/tratamento>>. Acesso em: 24 de Maio 2022.
- [6] SALVAJOLI, João Victor; SOUHAMI, Luis; FARIA, Sérgio Luiz. **Radioterapia em Oncologia**. 2. ed. São Paulo: Atheneu, 2013. 1276 p.
- [7] JOINER, Michael; KOGEL, Albert van Der. **Basic Clinical Radiobiology**. 5. ed. Londres: Edward Arnold, 2019. 361 p.
- [8] REID, Paul *et al.* **Experimental investigation of radiobiology in head and neck cancer cell lines as a function of HPV status**, by MTT assay. *Scientific Reports* **8**, 7744, 2018. doi:10.1038/s41598-018-26134-9

International Joint Conference Radio 2022

A importância do controle de qualidade em irradiação de sangue

Lopes^{a,b} F., Rocha^a R.C.G., Munhoz^a E., Trigo^a F.C., Reda Feijó^a V.

B., Fernandes^a M., De Paula^c T.C., Padilha Filho^{d,e} L.G, Araujo^d G.S.

^aHemocentro - Hospital Universitário. Universidade Estadual de Londrina

^bLaboratório de Física Nuclear Aplicada. Universidade Estadual de Londrina

^cMETROBRAS – Metrologia das Radiações Ionizantes

^dFundação Técnico Educacional Souza Marques / FTESM. Rio de Janeiro, Brasil.

^eRadQualyCenter: RQC. Rio de Janeiro, Brasil.-

fabiolopes@uel.br

Introdução:

A irradiação é empregada na hemoterapia com objetivo de inativar funcionalmente linfócitos viáveis em hemocomponentes sanguíneos celulares reduzindo o risco de Doença Enxerto Contra Hospedeiro associada à Transfusão (DECH-AT) em situações como: transfusão intrauterina, recém-nascidos, pacientes recebendo terapia imunossupressora para transplante de medula óssea. Assim é de extrema importância que o hemocomponente seja irradiado e, sobretudo garantam que a dose mínima seja de 25 Gy. A política de sangue no Brasil se efetiva por meio de leis e decretos normativos originando um ordenamento jurídico que alicerça as ações dos serviços de hemoterapia. A Resolução da Diretoria Colegiada nº 34 de 11 de junho de 2014 da Agência Nacional de Vigilância Sanitária – ANVISA [1] e a Portaria de Consolidação nº 05 de 28 de setembro de 2017 [2] do Ministério da Saúde são modelos normativos para a hemoterapia brasileira, são as regras sanitárias e técnicas exigidas que complementam o artigo 199 da Constituição Federal do Brasil.

Metodologia:

O objetivo deste trabalho foi a determinação das curvas de isodose para validação do processo assegurando que a irradiação tenha alcançado o nível esperado em cada ciclo de exposição [3]. A determinação das taxas de dose e sua distribuição nas bolsas de sangue foram determinadas por uma empresa privada da área do controle de qualidade através do uso de um objeto simulador, de material radio-equivalente ao sangue, com forma e tamanho que preenchem o volume do cânister que abrigava bolsas de sangue a serem irradiadas. O simulador é formado por um conjunto de 37 placas de poliestireno, um material que, para a radiação gama do ¹³⁷Cs, com propriedades radiológicas semelhantes às do sangue e hemocomponentes. As placas têm diâmetro de 122,6 mm, sendo 9 com espessura de 2,9 mm e as 28 restantes com espessura de 5,87 mm. Na montagem das placas, os centros das cavidades localizaram ao longo de um plano que contém o eixo longitudinal do simulador, de maneira a obterem-se as taxas de dose relativas ao longo deste plano. O dosímetro utilizado foi *Thermo Luminescent Dosimeter – TLD* [4], com 3 mm de lado e altura de 0,9 mm. A distribuição de dose (curvas de isodoses) foi obtida a partir dos valores medidos por aproximadamente 200 dosímetros.

Resultados:

A tabela 1 apresenta os valores de taxa de dose obtidos em Gy/min.

4,27	4,36	4,48	4,56	5,08	4,93	5,06	5,03	4,58	5,07
4,12	4,46	4,49	4,89	3,64	3,93	4,58	5,29	5,11	4,72
3,97	3,95	3,76	3,97	4,72	4,46	4,67	4,75	4,31	4,49
3,82	3,75	3,60	3,37	4,13	4,38	4,80	4,48	4,38	4,37
3,91	3,89	3,51	3,63	3,63	4,27	4,27	3,34	3,73	4,07
3,74	4,04	3,37	3,42	4,17	4,14	4,17	3,73	3,71	4,16
3,52	3,96	3,60	3,48	3,94	3,67	3,86	4,23	4,07	3,93
3,54	3,86	3,03	3,66	3,61	3,92	4,17	4,11	4,15	3,82
3,30	3,36	3,51	3,06	3,34	3,51	4,08	3,49	3,89	4,22
3,05	3,21	3,05	3,70	3,57	3,36	3,85	4,31	3,99	3,97

Conclusões:

Os resultados encontrados mostraram que as doses absorvidas e a distribuição espacial são coerentes e estão em conformidade com os valores estipulados pela legislação vigente. Assim, a partir dos valores obtidos deve-se adotar, como referência, uma Taxa de Dose Absorvida Central de 4,07 Gy/min. Desta forma, para se obter uma dose central alvo de 25 Gy, o tempo de irradiação deveria ser de 6 min e 15 s. Entretanto, em decorrência das incertezas envolvidas neste valor, o fabricante do equipamento recomenda aplicar um fator de segurança de 6 %. Neste caso, o alvo passa a ter uma *Dose Absorvida Central de 26,5 Gy*, a ser obtida com um tempo de irradiação aumentado na mesma proporção. Dessa forma, os pacientes atendidos com esse procedimento recebem um hemocomponente com qualidade que auxiliam no tratamento da doença.

Referências:

- 1 – Resolução RDC nº 34, de 11 de junho de 2014 (RDC 34/2014) - Dispõe sobre as Boas Práticas no Ciclo do Sangue.
- 2 - Brasil, Ministério da Saúde, Portaria No 158. Redefine o Regulamento Técnico de Procedimentos Hemoterápicos, DOU de 04-02-2016.
- 3 - American Society for Testing Materials, Standard Practice for Blood Irradiation Dosimetry, norma ISO/ASTM 51939:2005.
- 4 - American Society for Testing Materials, Standard Practice for use of Radiochromic Film - Dosimetry System, norma ISO/ASTM 51275,2013.

International Joint Conference Radio 2022

Levantamento radiométrico em laboratório de microscopia

**Haubrich^a O., Ogihara^a J. T., Profeta^a W. H. S., Fontes^a G. G. G., Pereira^a I. A. T., de Azevedo^a
A. M., Domingos^a D. O.**

^aInstituto Militar de Engenharia (IME) / Seção de Engenharia Nuclear (SE/07).

Praça General Tibúrcio 80 – Urca, 22290-270, Rio de Janeiro - RJ - Brasil

otto.haubrich@ime.eb.br

Introdução:

O Laboratório de Engenharia de Materiais (SE-8) do Instituto Militar de Engenharia (IME) desenvolve atividades como a determinação de propriedades químicas e morfológicas de amostras. Para tal, são necessários equipamentos dos quais menciona-se o microscópio eletrônico de varredura com acessório de detecção de energia dispersiva (MEV-EDS) e o espectrômetro de fluorescência de raio X de energia dispersiva (EDX). O princípio de funcionamento dos equipamentos consiste na incidência de um feixe de elétrons acelerados em um alvo para a produção de fótons na faixa dos raios X, que atingem a amostra a ser estudada. A produção dos raios X neste contexto decorre da emissão de radiação de Bremsstrahlung ou característica. A radiação de Bremsstrahlung se dá a partir da desaceleração brusca de um elétron devido a atração causada pelo campo coulombiano do núcleo. A emissão de raios X característicos decorre da transição de um elétron da camada mais externa para um de uma camada mais interna quando há uma vacância causada pela colisão de um elétron acelerado com o elétron ligado na camada mais interna. Essa transição emite um fóton de raio X que é característico do material [1]. Dessa forma, o levantamento radiométrico da instalação se mostra relevante para avaliação de possível exposição adicional oriunda do funcionamento dos equipamentos em questão e da comparação de sensibilidade entre os detectores utilizados.

Metodologia:

Na seção de Engenharia de Materiais (SE/8) do Instituto Militar de Engenharia (IME) fez-se quatro medidas para que se pudesse obter o espectro de energia de cada área detectada. Conforme descrito na introdução deste trabalho, há geração de raios X para análise de amostras nos equipamentos MEV-EDS e espectrômetro EDX. Os equipamentos estão montados em salas distintas, separados por um terceiro ambiente. Destaca-se que a voltagem e a corrente máxima para aceleração dos elétrons é de 30 kV e 200 nA para o MEV-EDS e de 50 kV e 3 mA para o espectrômetro EDX. Em 22 de junho de 2022, foi realizado o levantamento radiométrico no local, sendo aferida a radiação de fundo do local (background) com o equipamento MEV-EDS e EDX desligado. As demais medidas foram tomadas dentro na com o equipamento EDX ligado e MEV-EDS desligado, fora da sala com o equipamento EDX ligado e por último fora da sala com ambos equipamentos ligados. Para a aferição de cada medida, foram utilizados dois tipos de detectores simultaneamente por um tempo aproximado de 80 segundos.

Os equipamentos utilizados para a aferição das medidas foram consistem em dois detectores A e B, em que destaca-se as seguintes características dos modelos:

1. Detector A: NaI 3" x 1,5", com faixa de operação para fótons com energia entre 25 keV a 3 MeV.
2. Detector B: CeBr3 2" x 1", com faixa de operação para fótons com energia entre 11 keV a 3 MeV.

Resultados:

A Figura 1 reproduzida a seguir apresenta os espectros obtidos pelos detectores A e B de radiação de fundo e o líquido para o cenário em que se operou simultaneamente dos equipamentos MEV-EDS e EDX. Ressalta-se que o espectro líquido foi gerado descontando-se medição de radiação de fundo (background), o que permite uma melhor visualização das informações.

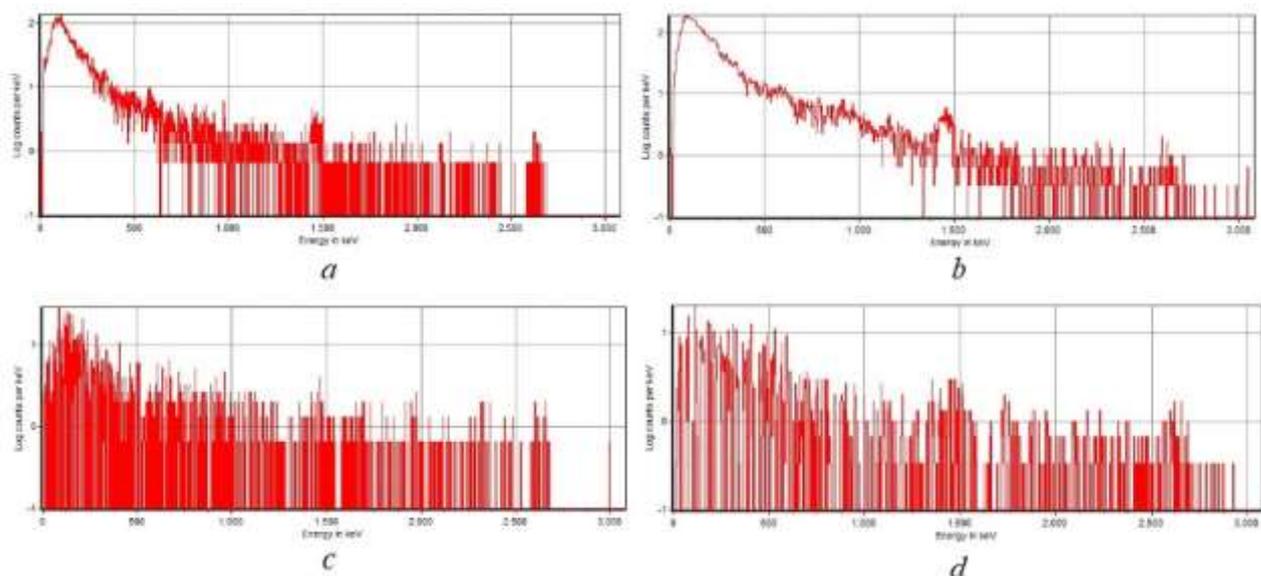


Figura 1: a) Espectro da radiação de fundo do detector A. b) Espectro da radiação de fundo do detector B. c) Espectro líquido obtido por meio do detector A para os dois equipamentos em operação. d) Espectro líquido obtido por meio do detector B para os dois equipamentos em operação.

Em análise aos espectros obtidos, observa-se na Figura 1c e 1d que era esperado que as contagens líquidas deveriam ser mais acentuadas para as energias em torno de 100 keV, tendo em vista a maior contagem nessa região verificada no espectro da radiação de fundo constante da Figura 1a e 1b. Apesar das fontes de raio X operarem com voltagem máxima de 30 keV para o MEV-EDS e 50 keV para o espectrômetro EDX, não se identificou no espectro líquido da Figura 1c e 1d a formação de uma curva gaussiana, fato que evidenciaria a detecção de exposição adicional à radiação de fundo.

Conclusão:

Em frente ao exposto, destaca-se que o levantamento radiométrico realizado nas instalações do referido laboratório detectou apenas a contribuição da radiação de fundo e que o espectro líquido, mostrado na figura 1c e 1d refere-se a ruídos intrínsecos do próprio detector. No entanto, considera-se pertinente a realização de novo levantamento com maior tempo de detecção, a fim de afastar quaisquer dúvidas sobre a contribuição de exposição adicional provocada pelos equipamentos de espectroscopia por energia dispersiva.

Referências:

- [1] Okuno, E., Yoshimura, E.(2010). *Física das radiações*;
- [2] CNEN-NN-3.05 Diretrizes Básicas de proteção radiológica, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 2005;
- [3] ATTIX, F. H. Introduction to Radiological Physics and Radiation. Ed. Wiley-Vch, 1a Edição, 1991.

International Joint Conference Radio 2022

Estimativa do volume da tireóide usando imagens moleculares planares: estudo em objetos simuladores

Danny Giancarlo Apaza Veliz^{1*}, Vinicius Fernando Dos Santos^{1,2}, Daniel Luis Franze¹,
Wilson Eduardo Furlan Matos Alves², Eder Rezende Moraes¹

¹Departamento de Física-FFCLRP, Universidade de São Paulo, Ribeirão Preto, Brasil

²Departamento de Medicina Nuclear, Hospital do Câncer de Barretos, Barretos, Brasil

dveliz@usp.br

Introdução

Dentro da rotina clínica em medicina nuclear para rastreamento de terapias por meio de aquisição de imagens, geralmente é por imagens planas, que são as mais rápidas de obter e dentro da logística da rotina clínica, é a que mais otimiza a rotina clínica em questão.

Metodologia

Utilizando objetos simuladores físicos e antropomórficos construídos baseados em artigos (Cerqueira e Maia, 2014), Figura 1, de volume conhecido, foi possível estimar e determinar o volume de três possíveis cenários clínicos da tireoide, como tireoide normal, hipotireoidismo e remanescentes de tireoide após tireoidectomia utilizando só imagens planas (Crawford et al., 1997; Himanka, 2010).

Figura 3: Objetos simuladores da tireoide



O volume foi estimado a partir de imagens planares adquiridas com os parâmetros de aquisição utilizados na rotina clínica: neste caso, é o método de aquisição padrão utilizado na câmera gama General Electric Discovery NM/CT 670 do Departamento de Medicina Nuclear do Hospital de Amor ; o método de estimativa do volume é uma combinação de diferentes formas de definir as regiões de interesse (ROI), através do software livre ImageJFiji e do software nativo da estação de trabalho XELERIS 4.0, a fim de obter o volume dos objetos simuladores da tireoide só com as imagens planas o que não interferiria com a rotina clínica.

Resultados

Os valores de volume conhecidos de 22,20, 27,40 e 1 -cm³ dos objetos simuladores foram estimados usando imagens planares adquiridas com parâmetros de aquisição clínica. As imagens planas dos objetos simulados descritos foram feitas utilizando iodo 131, na Figura 2, podemos ver as gamagrafias feitas em cada um dos objetos simuladores da tireoide normal (2a), tireoide com hipertireoidismo (2b), e dos remanescentes da tireoide.

Figura 4: Gamagrafia dos objetos simuladores

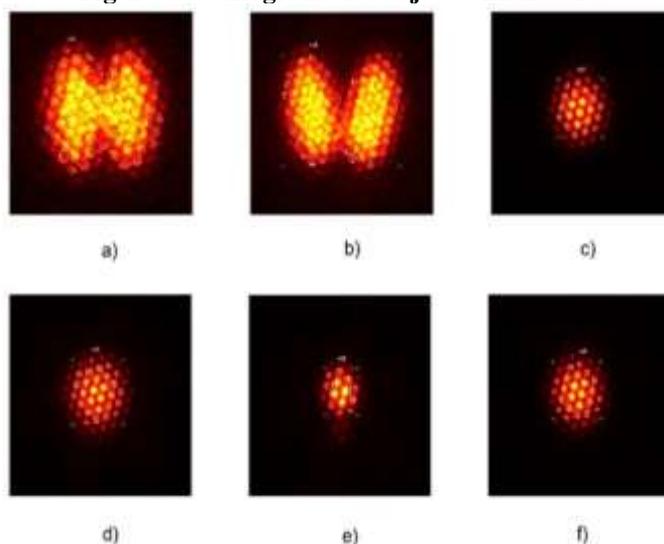


FIGURA 5: VOLUMES DE REFERÊNCIA E MEDIDOS

Objeto Simulador	Volume de Referência (cm ³)	Volume Medido (cm ³)	%DR
Tireoide normal	22.20	22,75	2.48
		23,20	4.50
		23.51	5.89
		23.88	7.55
Tireoide hipotireoidea	27.40	27.94	1.97
		27.22	-0.67
		27.19	-0.78
		27.20	-0.72
Remanescente tireóideo	1.00	1.29	28.65
		1.22	21.88
		1.27	27.20
		1.22	21.88
		1.06	5.52

A diferença relativa dos volumes estimados está entre 2.48 e 7.55% para o volume de 22.20 cm³, enquanto o volume de referência de 27,40 cm³ apresenta valores de erro percentual que variam de -0,78 a 1,97%. Para o volume de referencia de 1 cm³ que representa o remanescente tireóideo, sendo este o que apresenta o maior erro numa margem de 5.52 até 28.65%.

Conclusão

O método de utilização de imagens planas para quantificação de volume apresenta-se como um método que pode ser aplicado com segurança para volumes médios a grandes, como mostram os resultados desta investigação.

Referencias

- Cerqueira, R. e Maia, A. (2014). Development of thyroid anthropomorphic phantoms for use in nuclear medicine. Radiation Physics and Chemistry, pages 174-176.
- Crawford, C., Flower, A., Pratt, E., Hill, C., Zweit, J., Ralph McCready, V., and L. Harmer, C. (1997). Thyroid volume measurement in thyrotoxic patients: comparison between ultrasonography and iodine-124 positron emission tomography. European Journal of Nuclear Medicine, pages 1470-1478.
- Himanka, E. and Larsson, L. (2010). Estimation of thyroid volume. Acta Radiologica, pages 125-131.

International Joint Conference Radio 2022

EDXRF aplicada à quantificação quali-quantitativa de tecidos empregados na confecção de máscaras

Almeida I. L.^a, Arruda C. A.^a, Neves, G.B.C^a, Marcelo, M.R.L.^a e França E. J.^a

^a Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE) Av. Prof. Luís Freire, 200 - Curado, Recife - PE, 50740-437
ilas.ianalmeida@gmail.com

Introdução:

A atual pandemia proveniente do SARS-CoV-2, é um problema de saúde mundial, que teve seu início na China no final do ano de 2019. O surto começou na cidade Chinesa de Wuhan, que chegou a ser isolada diante da problemática da doença, mesmo assim, logo se espalhou por outros países, que tiveram seu sistema de saúde posto à prova diante das enfermidades causadas [1].

A emergência de saúde pública em nível internacional foi instalada numa sociedade despreparada para tal situação, resultando numa crise sem precedentes, inclusive no fornecimento de EPIs [2]. Diante dessas dificuldades, foram adotadas práticas de uso prolongado destes protetores respiratórios primeiramente para profissionais de saúde em exercício. Atualmente, recomenda-se sua utilização para conter variantes mais contagiosas do coronavírus, incluindo-se o público em geral. Por isso, mesmo após um ano do início do surto de SARS-CoV-2, as peças faciais filtrantes classes 2 e similares ainda serão submetidas ao uso prolongado por grande período [2], [3], [4].

Por causa do uso de tecidos na confecção de máscaras de proteção, como barreira física para auxiliar na defesa contra o coronavírus, a composição química dos tecidos que são comumente utilizados na confecção das máscaras mais comuns encontradas a venda, por isso, técnicas analíticas capazes de detectar alterações devido à manipulação dos protetores respiratórios merecem devida atenção. Dentre elas, a Fluorescência de Raios-X por Dispersão de Energia – EDXRF é bastante empregada na detecção de adulterações em alimentos e óleos essenciais, assim como a Espectroscopia no Infravermelho com Transformada de Fourier (FTIR) [5]. Sendo assim, empregando-se a capacidade analítica do equipamento, pretende-se avaliar a aplicabilidade de EDXRF para avaliar a presença de metais pesados na composição das máscaras mais comuns em circulação na RMR.

Metodologia:

Após adquirir um total de 105 máscaras subdivididas em cinco tipos dentre as mais populares disponíveis no comércio da região metropolitana do Recife (RMR), submetemos tal material à higienização em uma máquina de lavar residencial e posterior secagem retirando 3 máscaras de cada tipo a cada 5 lavagens seguidas, totalizando 30 ciclos recomendados pela ANVISA (2020). Em seguida, efetuamos a preparação das amostras numa capela de fluxo laminar, mantendo técnica asséptica para evitar a contaminação das máscaras com novos contaminantes físicos, ambientais e biológicos. Posteriormente coletamos fragmentos de 10 cm com auxílio de uma tesoura esterilizada na região central da máscara, ou seja, por onde o ar seria filtrado. [4]

As amostras (12 horas, 24 horas, 36 horas e brancos analíticos) serão submetidas novamente à análise por Fluorescência de Raios-X por Dispersão de Energia no equipamento EDX-720 da Shimadzu. Tipicamente, essa técnica emprega um feixe policromático produzido por tubo de raios-X, normalmente de ródio, para induzir a emissão de linhas de energia características de baixa energia de longos comprimentos de onda na amostra a ser analisada. Detector semicondutor de SiLi é utilizado para detectar os raios-X característicos, obtendo-se espectro para elementos químicos leves (Na-Sc) e pesados (Ti-U).

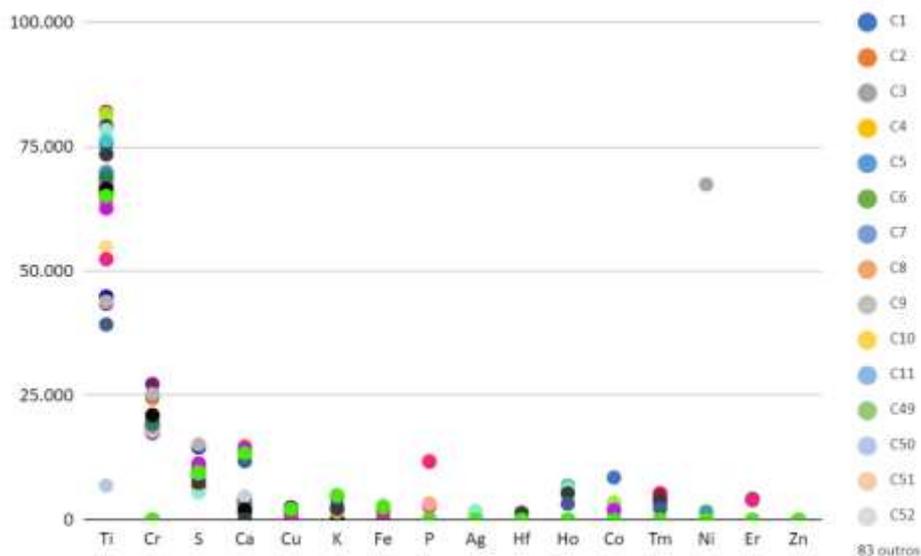
Anteriormente à realização das análises químicas, foi realizada a calibração de energia e resolução utilizando o padrão A-750. Para o controle da qualidade do equipamento de medição, será utilizado o padrão SUS, ambos fornecidos pela Shimadzu. As análises serão realizadas por 100 segundos, com tempo morto de, no máximo, 35% para cada um dos elementos químicos. Será utilizada a voltagem de 15 kV para a determinação dos elementos químicos com número atômico abaixo de 22 e de 50 kV para os demais elementos químicos.

A deconvolução dos espectros será realizada pelo programa de computador EDX da Shimadzu, que será convertido para planilha Excel® para a análise quimiométrica utilizando o programa de computador The Unscrambler [6].

Será empregada a Análise por Componentes Principais - PCA, empregando-se rotação Varimax. A análise de agrupamento será realizada no programa de computador Statistica a partir dos resultados da PCA por meio de dendrogramas.

Resultados:

Figura 1: Gráfico de dispersão dos elementos presentes em máscaras têxtil.



Com os resultados obtidos a partir da análise de 330 amostras, é observado no gráfico acima, os agrupamentos dos elementos presentes nas amostras das máscaras, foi-se observado uma expressiva presença de Cromo (Cr) em um determinado tipo de máscara, num total de 84 máscaras foi-se observada a presença de Cr, e na grande maioria das amostras a presença de Titânio (Ti). Os demais elementos apareciam em agrupamentos aleatórios e em quantidades não muito expressiva, de modo que um único tipo de máscara na cor preta foi predominante a presença de Cromo.

Conclusões:

A análise Quali-Quantitativa foi capaz de determinar elementos presentes na composição de máscaras têxteis, a metodologia de quantificação de elementos por EDXRF se mostrou eficaz para a determinação dos componentes minerais presentes nas máscaras.

Referencias:

- [1] HE, X.; LAU, E. H. Y.; WU, P.; DENG, X.; WANG, J.; HAO, X.; LAU, Y. C.; WONG, J. Y.; GUAN, Y.; TAN, X. Temporal dynamics in viral shedding and transmissibility of COVID-19. *Nature Medicine*, [S.L.], v. 26, n. 5, p. 672-675, 15 abr. 2020. Springer Science and Business Media LLC. <http://dx.doi.org/10.1038/s41591-020-0869-5>.
- [2] FISCHER, R.; MORRIS, D. H.; VAN DOREMALEN, N.; SARCHETTE, S.; MATSON, J.; BUSHMAKER, T.; YINDA, C. K.; SEIFERT, S.; GAMBLE, A.; WILLIAMSON, B. Assessment of N95 respirator decontamination and re-use for SARS-CoV-2. *Medrxiv - Preprint*, v. 1, n. 1, p. 1-1, 15 abr. 2020. Cold Spring Harbor Laboratory. <http://dx.doi.org/10.1101/2020.04.11.20062018>.
- [3] AGÊNCIA NACIONAL DE VIGILÂNCIA SANITÁRIA - ANVISA. Resolução da diretoria colegiada- RDC Nº 15, de 15 de março de 2012. Disponível em: www.anvisa.gov.br/legis. Acesso em: 22 de março 2020.
- [4] KHUDZAIFI, M.; RETNO, S.S.; ROHMAN, A. The employment of FTIR spectroscopy and chemometrics for authentication of essential oil of *Curcuma mangga* from candle nut oil. *Food Research*, v.4, 2020. DOI: [https://doi.org/10.26656/fr.2017.4\(2\).313](https://doi.org/10.26656/fr.2017.4(2).313).
- [5] CAMO SOFTWARE AS. The Unscrambler Methods. Montclair: Camo Software As, 2006. 288 p.

International Joint Conference Radio 2022

Estudo do sistema dosimétrico do LDF/IRD para avaliação do impacto da redução do nível de registro mensal adotado no Brasil para $H_P(10)$

Cadre, N. A.^a

^aUniversidade Eduardo Mondlane, Maputo - Moçambique

cadre.nuro@gmail.com

INTRODUÇÃO

No Brasil, a aprovação dos Laboratórios que prestam serviços de monitoração individual externa (SMIE) é realizada pelo Comitê de Avaliação de Serviços de Ensaio e Calibração (CASEC) do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) (CNEN, 1995b). O Laboratório de Dosimetria de Fótons do IRD (LDF/IRD) é um SMIE aprovado pelo CASEC e que usa a técnica de dosimetria termoluminescente (TL) para avaliação de dose de corpo inteiro para fótons. Para estimar a dose efetiva, o LDF/IRD utiliza um monitor individual, a ser posicionado no tórax do indivíduo ocupacionalmente exposto, para a avaliação do equivalente de dose individual - $H_P(10)$, uma grandeza operacional que avalia doses externas de corpo inteiro a uma profundidade de 10 mm de tecido mole (ICRU, 1993; ICRP, 2007; CASEC, 2018). O principal objetivo deste trabalho é realizar o estudo do Limite Inferior de Detecção (LID) e da resposta do sistema dosimétrico do LDF/IRD na avaliação de doses próximas ao novo Nível de Registro (NR), adotado no Brasil em 2019, para monitoração individual externa de corpo inteiro (CNEN, 2018a 2018b).

METODOLOGIA

Para a análise dos possíveis impactos da redução do nível de registro de doses ocupacionais na avaliação da grandeza $H_P(10)$ realizada pelo LDF/IRD, este trabalho realizou: o estudo do LID do sistema dosimétrico do SMIE - LDF/IRD; a análise da capacidade do sistema em avaliar doses próximas ao novo NR (0,1mSv), usando o método atual (CNEN, 1995b) e o método alternativo da ANSI/HPS N13.11-2009 (ANSI, 2009) de monitores irradiados, não irradiados e com diferentes períodos de armazenamento. Para avaliar o impacto do LID em monitores que já receberam doses relevantes anteriormente, grupos de monitores individuais foram preparados, irradiados, avaliados, zerados e armazenados por 1 mês. As doses prévias utilizadas foram de 2mSv e 100mSv, de acordo com o teste de tipo proposto pelo CASEC em seu regulamento técnico (CNEN, 1995b). Também foi feito o estudo comparativo das doses reportadas, em dois setores monitorados pelo LDF/IRD, nos primeiros seis (6) meses dos anos de 2018 e 2019

RESULTADOS

Para os monitores irradiados com doses próximas ao novo NR (0,1 mSv e 0,2 mSv) e avaliados após 1 e 2 meses de armazenamento, ambos algoritmos de cálculos de doses tiveram um bom desempenho, porém para 0,1 mSv houve quatro casos de falsos negativos para o algoritmo atual e dois casos para o algoritmo alternativo. A partir dos resultados apresentados, verificou-se que para os monitores que receberam a dose de 2mSv, nenhuma

modificação relevante no LID foi detectada, mesmo após 1 mês de armazenamento. Este fato não foi verificado na avaliação dos monitores irradiados com 100mSv. Claramente, a partir dos resultados, foi detectado que uma alta dose elevou o LID dos dosímetros, pois mesmo após realizado o tratamento térmico para reutilização dos dosímetros, os sinais residuais são altos, interferindo significativamente na avaliação do LID.

CONCLUSÕES

Os resultados demonstraram que o sistema dosimétrico do LDF/IRD apresenta um LID bem inferior ao novo Nível de Registro adotado no Brasil em 2019, mesmo para intervalos longos entre a preparação dos dosímetros e a sua avaliação. Porém isso não acontece quando é utilizada uma metodologia alternativa para avaliação do LID, que considera o resultado da avaliação de dosímetros irradiados no cálculo. Foi verificado que o LID de um dosímetro também supera o Nível de Registro quando este dosímetro já foi irradiado anteriormente com uma alta dose.

REFERÊNCIAS

1. (ANSI) American National Standard Institute, **American National Standard for Dosimetry – Personal Dosimetry Performance – Criteria for Testing**, USA, 2009
2. (CASEC) COMITÊ DE AVALIAÇÃO DE SERVIÇOS DE ENSAIO E CALIBRAÇÃO. **Avaliação dos serviços de monitoração individual externa na grandeza dosimétrica equivalente de dose individual $H_p(10)$** . Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio de Janeiro, 2018.
3. (CNEN) COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Critérios Gerais para Certificação de um Serviço de Monitoração Individual Externa**. Instituto de Radioproteção e Dosimetria. IRD.RT N° 001.01/95, Outubro, 1995a.
4. (CNEN) COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Critérios para Cálculo de Dose Efetiva, a partir da Monitoração Individual**, Posição regulatória 3.01/005, 2018b.
5. (CNEN) COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Desempenho de Sistemas de Monitoração individual – Critérios e Condições**. IRD.RT N° 002.01/95, Outubro, 1995b.
6. (ICRP) INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection**, ICRP Publication 103, Exeter, 2007.
7. (ICRU) THE INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. **Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry**, ICRU Report 51, Bethesda, 1993.

Livro de RESUMOS

Proteção radiológica ambiental



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Radiochemical Assessment of Water Generated by Treatment Plants in the City of Poços de Caldas-MG, Brazil

Nascimento, M. R. L.; Fukuma, H. T.; Alberti, H. L.C.; Bonifácio, R. L. and Moreira, F. H. S.

Brazilian National Commission for Nuclear Energy, CNEN, Poços de Caldas Laboratory, P.O box 913, Poços de Caldas-MG

Contact author: marcos.nascimento@cnen.gov.br

Introduction: In response to social media comments about the radioactive contamination in treated waters in the city of Poços de Caldas-Minas Gerais State, this study presents the results obtained in the measurement of the most relevant radiometric parameters while comparing them to the legal limits established by the Brazilian Health Ministry [1,2]. Measurement data for total alpha, total beta, uranium, thorium, ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{210}Pb refer to four sampling campaigns of treated water from the ETA I, ETA III and ETA V reservoirs carried out throughout 2020. Results of these same parameters are also presented in samples collected, in one of the campaigns at ETA V, for raw water, incrustations in the feed trough and sludge from the decanter, because this station is the most susceptible to anthropogenic contamination.

Methodology: The water samples were previously submitted to an acid digestion according to Standard Methods for the Examination of Water and Wastewater, SMEWW [3]. Total uranium and thorium determinations were made by inductively coupled plasma mass spectrometry, ICP-MS, and total iron and manganese by inductively coupled plasma optical emission spectrometry, ICP-OES, using SMEWW method [4,5]. Methods from the USEPA, United States Environmental Protection Agency, were used for the analysis of total alpha and beta, ^{226}Ra and ^{228}Ra [6,7].

Results: Tables 1 and 2 show the results of radiochemical analyzes of raw water collected from the Cipó stream and treated water at ETA V Station, in the four campaigns. Both in this treatment plant, and in the others, ETA I and ETA III, the results of radionuclides were below the maximum value allowed by legislation.

Table 1: Raw water ETA V

Parameter	Summer	Autumn	Winter	Spring
Total alpha (Bq/L)	< 0.15	< 0.15	< 0.15	< 0.15
Total beta (Bq/L)	< 0.15	< 0.15	< 0.15	< 0.15
^{226}Ra (Bq/L)	< 0.02	0.022 ± 0.005	< 0.02	< 0.02
^{228}Ra (Bq/L)	< 0.02	0.048 ± 0.018	< 0.02	< 0,02
^{210}Pb (Bq/L)	0.027 ± 0.011	0.037 ± 0.012	< 0.02	0.03 ± 0.01
U (mg/L)	< 0.0025	< 0.0025	< 0.0025	< 0.0025
Th (mg/L)	< 0.0025	< 0.0025	< 0.0025	< 0.0025

Table 3 shows the results of radiochemical parameters and iron and manganese contents of the characterization of the sludge from the decanter that is constituted in the flocculated material after treatment of raw water. The results demonstrate that iron and manganese oxyhydroxides are excellent carriers of radium and uranium, and that iron (III) oxyhydroxide can concentrate up to 400% more radium than uranium, whose mechanism is well known [8]. Therefore, even considering the low level of radionuclides activity concentration in the feed water, they are substantially concentrated in the decanter sludge.

Table 2: ETA V treated water

Parameter	Summer	Autumn	Winter	Spring	MVA*
Total alpha (Bq/L)	< 0.15	< 0.15	< 0.15	< 0.15	0.5 Bq/L
Total beta (Bq/L)	< 0.15	< 0.15	< 0.15	< 0.15	1 Bq/L
²²⁶ Ra (Bq/L)	< 0.02	< 0.02	< 0.02	< 0.02	1 Bq/L
²²⁸ Ra (Bq/L)	< 0.02	< 0.02	< 0.02	< 0.02	0.1 Bq/L
²¹⁰ Pb (Bq/L)	< 0.02	< 0.02	< 0.02	< 0.02	-
U (mg/L)	< 0.0025	< 0.0025	< 0.0025	< 0.0025	0.03 mg/L
Th (mg/L)	< 0.0025	< 0.0025	< 0.0025	< 0.0025	-

*Maximum Value Allowed

Table 3: Sludge from the ETA V decanter

Parameter	Summer	Autumn	Winter	Spring
Alfa total (Bq/Kg)	2193 ± 515	1987 ± 486	1834 ± 459	1847 ± 416
Beta total (Bq/Kg)	1875 ± 229	1371 ± 181	1793 ± 207	1514 ± 212
Fe (%)	8.00 ± 0.24	8 ± 1	4.08 ± 0,20	4.37 ± 0.02
Mn (%)	0.47 ± 0.02	0.95 ± 0,10	0.91 ± 0,010	0.39 ± 0.01
²²⁶ Ra (Bq/Kg)	124 ± 40	102 ± 22	142 ± 24	146 ± 31
²²⁸ Ra (Bq/kg)	147 ± 8	141 ± 8	229 ± 12	209 ± 11
²¹⁰ Pb (Bq/kg)	192 ± 20	223 ± 24	195 ± 20	225 ± 33
U (mg/Kg)	< 25	< 25	< 25	< 25
Th (mg/kg)	30 ± 17	< 25	< 25	< 25

Conclusion: The results show that the water generated by the treatment plants of the Poços de Caldas-MG have radioactivity levels below the maximum value established by the legislation, being therefore suitable for human consumption, therefore, there is no reason for fear on the part of the population. In the case of ETA V, which uses water from the Cipó stream to capture it, even considering the low level of radioactivity from this source, the process adopted in the treatment substantially contributes to further reducing radioactivity, given the formation of oxyhydroxides of iron and manganese that act as efficient carriers of radium and uranium.

References

- [1] <https://g1.globo.com/mg/sul-de-minas/portal,03/03/2020>
- [2] Brazilian Health Ministry, guideline 2914, 12/12/2011. https://www.saude.mg.gov.br/index.php?option=com_gmg&controller=document&id=8014
- [3] Standard Methods for Examination of Water and Wastewater. Method, 23 Ed., 2017. Method 3030E Nitric Acid Digestion. <http://dl.mozh.org/upload/StandardMetods23RD.pdf>
- [4] *Ibid*, Method 3125B. Determination of uranium and thorium in waters and wastewaters by mass inductively coupled Plasma mass spectrometry (ICP-MS). <https://www.gov.br/agricultura/pt-br/assuntos/inspecao/produtos-vegetal/legislacao-1/biblioteca-de-normas-vinhos-e-bebidas/portaria-no-2-914-de-12-de-dezembro-de-2011.pdf/view>
- [5] *Ibid*. Method 3010B. Determination of metals in Waters and wastewathes by indutively couple plasma optical emission spectrometry (ICP-OES).
- [6] United States Environmental Protection Agency, EPA Method 9310, Gross Alpha and Gross Beta in surface and ground waters, 1986. <https://www.epa.gov/hw-sw846/sw-846-test-method-9310-gross-alpha-and-gross-beta>
- [7] *Ibid*. SW-846, EPA Method 9320. Determination of radium 228 in water (Also Applied to radium 226), 2014.
- [8] Dickson, B.L and Snelling, A.A. Movements of uranium and daughter isotopes in the Koongarra uranium deposit. In: International Atomic Energy Agency. Uranium in the Pine Creek Geosyncline: Proc.Int.Symp. held in Sydney, 1979. Vienna, pp.499-508, 1980.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação dos requisitos normativos de radioproteção relativos à reutilização de rejeitos da mineração de nióbio em MG

Soares^c E. J. D., Santos^a T. O., Mazzaro^b, F. S., Almeida^b F. C. R.,
Mendes^d M. B., Fonseca^c T. C. F.

^aDepartamento Curso Tecnologia em Radiologia/ ^bDepartamento de Engenharia de Materiais e Construção/ ^cDepartamento de Engenharia Nuclear Universidade Federal de Minas Gerais/ ^dCentro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear – CDTN/CNEN/
Avenida Presidente Antônio Carlos, 6627, Pampulha, 31270-901, Belo Horizonte, MG, Brasil
telmafonseca@nuclear.ufmg.br

Introdução: Brasil detém cerca de 98% dos depósitos de nióbio em operação no mundo, seguido por Canadá e Austrália[1]. Alves e Coutinho[2] verificaram que os rejeitos do beneficiamento do nióbio, provenientes das etapas de separação magnética, flotação e deslamagem, podem conter radionuclídeos, sobretudo ^{238}U , ^{226}Ra , ^{210}Pb , ^{232}Th e ^{228}Ra . A utilização de rejeitos advindos do extrativismo de vários minérios é possibilidade de solução na descoberta de novos recursos materiais[3] para indústria da construção civil, sobretudo na produção de concretos e argamassas[4]. Essa alternativa resulta em redução de custos, bem como, oferece uma solução ambientalmente sustentável no reuso de subprodutos industriais e diminuição da exploração de recursos naturais para obtenção de agregados e cimentos convencionais[5]. Entretanto, quando sedimentos rochosos naturais ou manipulados por processos industriais são avaliados para reutilização, sempre existe a possibilidade de haver elementos nocivos para a sociedade e o meio ambiente [2]. O objetivo deste projeto de pesquisa é a avaliação dos requisitos normativos de radioproteção relativos a reutilização dos rejeitos da extração do nióbio, visando uma possível reutilização desses resíduos como matéria prima para indústria da construção civil. Duas amostras foram coletadas em Minas Gerais e as primeiras monitorações foram realizadas. A origem das amostras está ilustrada na Figura 1.

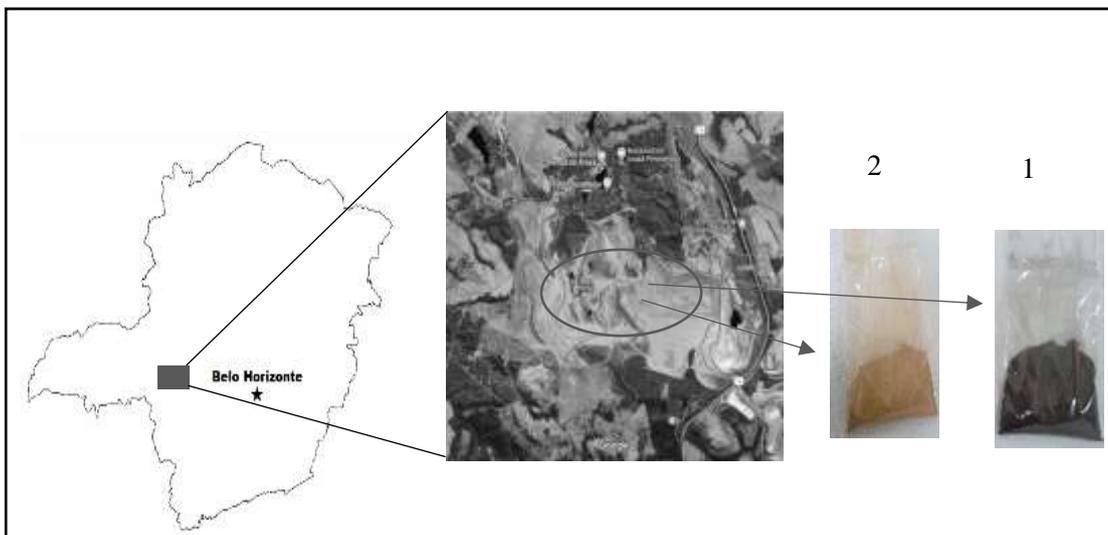


Figura 1: Local de origem das amostras - Imagens ilustrativa modificada internet (Fonte do autor).

Metodologia: A metodologia escolhida para realização deste estudo se caracteriza por pesquisa bibliográfica[6] baseada em material científico já produzido e publicado nacional e/ou internacionalmente. Para realização desse trabalho foram analisados 109 textos incluindo livros, periódicos, artigos, revistas e sites. As palavras-chave utilizadas na busca foram: “radiação”, “radioatividade”, “radioatividade natural”, “rejeitos de mineração”, “normas técnicas” e “geologia”. Dentre os levantamentos, foram destacados quatro trabalhos[7][8][9][10]. Por seus métodos, objetivos e conclusões esses trabalhos referendaram uma possível proposta de método de análise. Uma primeira monitoração das amostras de rejeitos, foi realizada utilizando um detector gasoso CE, modelo RDS 30 com sensibilidade para fótons de 48 keV a 1,3 MeV e um detector de superfície CE, modelo RDS 80, com sensibilidade de 1 a 10^5 cps / 0,01 a 10^5 Bq/cm² [11]. As amostras foram também analisadas em um sistema de espectrometria gama utilizando um detector NaI(Tl) 8”x4”. Essa etapa do projeto possibilitou a verificação da reutilização dos rejeitos do processamento do nióbio em materiais de construção, conforme normas radio sanitárias vigentes.

Resultados: As amostras foram coletadas e primeiramente analisada com um detector de contaminação de superfície e um monitor de área. Os resultados das monitorações estão descritos na Tabela 1.

Tabela 1 – Resultados obtidos na monitoração das amostras de rejeito.

<i>amostra</i>	<i>cps</i>	<i>μSv/h</i>
1	3,33	0,33
2	3,00	0,24

Em seguida, as amostras foram analisadas pelo método de espectrometria gama[10]. Um espectro de contagens por energia foi obtido e foi possível verificar a presença dos radionuclídeos, ²³⁸U (²¹⁴Bi; 609 keV e 1120 keV), ²³²Th (²⁰⁸Ti; 2614 keV) e ⁴⁰K; 1460 keV, energias marcadas no espectro, conforme mostrado na Figura 2. Apesar de entender que o detector NaI(Tl) 8”x4” não é o mais apropriado para caracterizar alguns dos radionuclídeos devido a sua baixa resolução em energia, foi possível obter alguns dos fotopicos referentes aos radionuclídeos citados e esperados serem encontrados. A próxima etapa desse trabalho será realizada utilizando o método de ativação neutrônica e um detector de HPGc, com o objetivo de determinar e quantificar os elementos presentes nas amostras e analisar as concentrações encontradas com os limites definidos pelas normas da CNEN e compiladas na Tabela 2 [11][12] e [13]. A utilização conjunta dos métodos possibilita avaliar o reaproveitamento do rejeito de mineração do nióbio com relação as normas radio sanitárias baseado na presença de elementos radiativos.

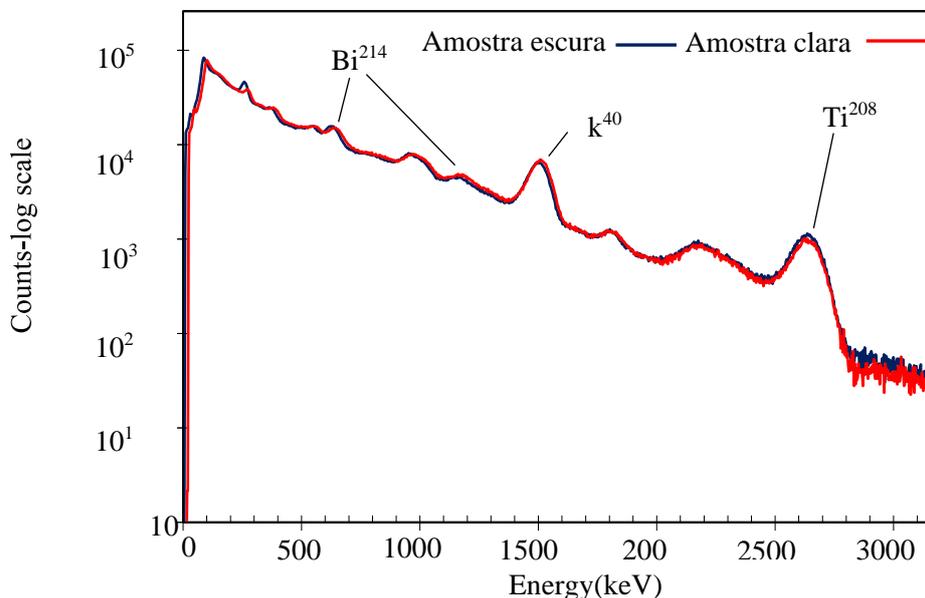


Figura 2: Resultados da análise das 02 amostras em espectrômetro de NaI(Tl). É verificar os picos relativos aos radionuclídeos do potássio e isótopos da cadeia de desintegração do tório e urânio, como os picos do bismuto 214 para o uranio 238 e o pico do tálio 208 do decaimento do tório 232.

Tabela 2 - compilação de normas radiossanitárias para disposição de rejeitos

NORMAS	DESCRIÇÃO	LIMITES DEFINIDOS
OECD (<i>The Organization for Economic Co-operation and Development</i>) [10]	utilização de rejeitos de mineração	Concentração radioativa em radioequivalência $\leq 370\text{Bq/Kg}$
CNEN 8.01[11]	Dispensa de resíduos sólidos	Radioatividade superficial $\leq 3\text{kBq/m}^2$
CNEN 3.01- Posição regulatória 001:2011[12]	Exposição radioativa ao público no período de 1 ano	$\leq 10\mu\text{Sv}$
CNEN 3.01- Posição regulatória 001:2011[12]	Disposição de resíduo sólido até 1 tonelada, sem restrição	$\frac{\sum \text{atividades dos radionuclídeos}}{\sum \text{valores de referência por elemento}} \leq 1$
CNEN 4.01[13]	Gás radônio em locais de baixa ventilação	Concentração deve ser $\leq 1000\text{Bq/m}^3$

Conclusão: Com o estudo de várias publicações sobre análises de radioatividade natural, uma pré-seleção de quatro trabalhos [7][8][9][10] que, por seus métodos, objetivos e conclusões foi possível obter uma metodologia válida para análise radiométrica de rejeitos do processamento do nióbio. Em primeira etapa foi realizada a monitoração de duas amostras de rejeito e na segunda etapa as amostras foram medidas utilizando um detector de iodeto de sódio (NaI(Tl)) em sistema de espectrometria gama. Os resultados mostraram que é possível avaliar a reutilização desses resíduos como matéria prima para indústria da construção civil com base nos limites de exposição à radiação natural definidos pelas normas vigentes.

Referências

- [1] Y. Vasconcelos and L. R. Chaves, “O polêmico nióbio,” *Rev. Pesqui. Fapesp Tecnol. mineração*, vol. 22, pp. 64–69, 2019, [Online]. Available: <https://revistapesquisa.fapesp.br/2019/03/14/o-polemico-niobio/>
- [2] A. R. Alves and A. dos R. Coutinho, “Life cycle assessment of niobium: A mining and production case study in Brazil,” *Miner. Eng.*, vol. 132, pp. 275–283, Mar. 2019, doi: 10.1016/J.MINENG.2018.11.041.
- [3] D. J. G. Barbosa and F. M. Dias, “Utilização dos rejeitos de mineração na construção civil,” *An. eletrônicos da 17ª Sem. Iniciação Científica e 8ª Extensão do Cent. Univ. Católica do Leste Minas Gerais – Unileste*, p. 1, 2016, [Online]. Available: <https://unileste.catolica.edu.br/portal/wp-content/uploads/2020/05/UTILIZACAO-DOS-REJEITOS-DE-MINERACAO-NA-CONSTRUCAO-CIVIL.pdf>
- [4] J. M. Franco de Carvalho, W. C. Fontes, C. F. de Azevedo, G. J. Brigolini, W. Schmidt, and R. A. F. Peixoto, “Enhancing the eco-efficiency of concrete using engineered recycled mineral admixtures and recycled aggregates,” *J. Clean. Prod.*, vol. 257, p. 120530, Jun. 2020, doi: 10.1016/J.JCLEPRO.2020.120530.
- [5] G. Habert *et al.*, “Environmental impacts and decarbonization strategies in the cement and concrete industries,” *Nat. Rev. Earth Environ.*, vol. 1, pp. 559–573, 2020, doi: 10.1038/s43017-020-0093-3.
- [6] A. C. Gil, *Como Elaborar Projetos de Pesquisa/Antonio Carlos Gil*. 2002.
- [7] E. Palacios and C. M. Napolitano, “Situação radiossanitária de uma mina de pirocloro da mineração Catalão de Goiás S.A.,” *Informação Inst. Energ. At. - São Paulo.*, vol. 0 6 5, p. 22, 1979.
- [8] T. de O. Santos, “Radionuclídeos naturais em minas subterrâneas brasileiras,” Universidade Federal de Minas Gerais, 2015.
- [9] D. C. Vasconcelos, “Estudo da radioatividade natural em areias de praias do extremo sul da Bahia utilizando métodos de análises nucleares,” Universidade Federal de Minas Gerais, 2018.
- [10] R. F. do Carmo, “Avaliação dos níveis de radioatividade natural e do risco radiológico na foz do rio doce antes e depois do rompimento da barragem de fundão,” Ministério de Ciência e Tecnologia Comissão Nacional de Energia Nuclear. Accessed: Apr. 19, 2022. [Online]. Available: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:49103864
- [11] CNEN, “CNEN NN 8.01 - Gerência de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis de radiação,” p. 45, 2014.
- [12] CNEN, “Posição Regulatória 3.01/001:2011 Critérios de exclusão, isenção e dispensa de requisitos de proteção radiológica,” *Com. Nac. Energ. Nucl.*, 2011.
- [13] CNEN, “Norma CNEN NN 4.01-Resolução 208/16 - Requisitos de segurança e proteção radiológica para instalações minero-industriais,” *Com. Nac. Energ. Nucl.*, 2016.

International Joint Conference Radio 2022

Estimated absorbed dose rate in the non-human biota in different environmental scenarios

Nisti^a M. B., Máduar^a M. F., Cavalcante^a F., Saueia^a C.H.R.
^aInstituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN/CNEN
mbnisti@ipen.br

Introduction: In the past, the levels of exposure to ionizing radiation was mainly focused on humans, considering that biota and the environment were also protected if human beings were adequately protected. In the last decades, this statement was proven to fail and is no longer accepted [1].

In order to implement the current philosophy guiding the international recommendations for non-human biota radiation protection, efforts have been made on the development of radiological models, frameworks and approaches meeting present-day criteria applicable to non-human biota and in the last decade several models for assessment to non-human biota to ionizing radiations were developed [2].

Assessing potential effects of exposure to ionizing radiation is very important to obtain recommended reference values below which the risk of the deleterious effects for non-human biota can be excluded. International Commission on Radiological Protection (ICRP) recommends derived consideration reference levels in the dose rate range of 0.1 mGy d⁻¹ to 100 mGy d⁻¹ (recommended values depend on the reference organism) [3]. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) recommends dose rate reference levels of 400 µGy h⁻¹ (10 mGy d⁻¹) for terrestrial plants and aquatic organisms, and less than 40 µGy h⁻¹ (1 mGy d⁻¹) for terrestrial animals, considering the most exposed individual in a population [4].

The main objective of the paper is to estimate the absorbed dose rate in three different environmental scenarios considering the terrestrial biota and aquatic biota (freshwater and marine) using the ERICA Tool version 1.3.1.33 and RESRAD-BIOTA code version 1.8. The three environmental scenarios used in the dose rate estimation were: First environmental scenario – NORM: Nisti et al. [5] determined the activity concentrations of natural radionuclides in typical Brazilian soils, phosphogypsum (PG) and soils amended with PG; Second environmental scenario – Soil: Nisti et al. [6] determined the activity concentrations of radionuclides in soil around IPEN facilities; and Third environmental scenario – Sediment: Saueia et al. [7] determined the activity concentrations of radionuclides in the sediment of the Baixada Santista, an estuarine system complex in southeastern Brazil.

Methodology: Estimated absorbed dose rates to the biota in the three environmental scenarios were calculated using ERICA Tool version 1.3.1.33. The estimated absorbed dose rate was run using Tier 2. Tier 2 is a detailed assessment which requires further input for estimate absorbed dose rates in each organism and ecosystem of interest (freshwater, marine and terrestrial) [8]. Default values of the ERICA Tool were used for the absorbed dose rate estimation, namely: dose conversion factors, radioecology parameters (distribution coefficient (Kd) and concentration ratio (CR)), occupancy factors, radiation weighting factors (α : 10, β : 3 and γ : 1), exposure configuration and reference organism geometries.

The Level 3 was used for estimated absorbed dose rate in the RESRAD-BIOTA code version 1.8. In level 3 a kinetic/allometric model is employed to conduct a more rigorous analysis and realistic with site-representative evaluation, the parameters are used in the estimated absorbed dose rate [9]. The values used in the estimated absorbed dose rate were: for the radiation weighting factors: α : 10, β : 3 and γ : 1. The Kd and external dose conversion factors were obtained from DOE STANDARD and were used to calculate the estimated absorbed dose rate (external, internal and total) [9]. The default parameters of the RESRAD-BIOTA code with internal dose conversion factors, CR, occupancy factors, exposure configuration and reference organism geometries were used in the estimated absorbed dose rate. Detailed explanation in relation to the default parameters used in the RESRAD-BIOTA code could be found in the literature and in the user's guide [9, 10].

Results: First environmental scenario – NORM residue: The highest contribution to the estimated absorbed total dose was the internal dose, with contribution of about 94% for ERICA Tool and of more than 91% for RESRAD-BIOTA code; the results in the contribution of the estimated absorbed total dose were very similar for both programs. Regarding the external, internal and total doses rate calculated by ERICA Tool were similar than those calculated by RESRAD-BIOTA code in the environmental scenario for terrestrial ecosystem using the PG, soil and soils amended with PG. Second environmental scenario – soil: The highest contribution to the estimated absorbed total dose was the internal dose, with contribution of about 94% for ERICA Tool and of about 76% for

RESRAD-BIOTA code; the results in the contribution of the estimated absorbed total dose were similar for both programs. Regarding the external dose rate calculated by ERICA Tool was similar than those calculated by RESRAD-BIOTA code, but the internal dose rate calculated by the ERICA Tool was about four times that of the RESRAD-BIOTA code. Third environmental scenario – sediment – (1) Aquatic ecosystem (freshwater biota): The highest contribution to the estimated absorbed total dose for freshwater ecosystem was the internal dose, with contribution of about 75% for ERICA Tool and of about 98.5% for RESRAD-BIOTA code; the results in the contribution of the estimated absorbed total dose were very similar for both programs. The results obtained in the RESRAD-BIOTA code were: external dose rate about 2.4 times, internal dose rate 47 times, resulting in an average value of the total dose rate of 36 times higher than the values of the ERICA Tool. (2) Aquatic ecosystem (marine biota): The highest contribution to the estimated absorbed total dose for marine ecosystem was the internal dose, with contribution of about 83% for ERICA Tool and of about 98.5% for RESRAD-BIOTA code; the results in the contribution of the estimated absorbed total dose were very similar for both programs. Regarding the external, internal and total dose rate obtained in the ERICA Tool showed results differences compared to the doses calculated by RESRAD-BIOTA code. The results obtained in the RESRAD-BIOTA code were higher for all estimated doses, being the external dose rate about 2.8 times, internal dose rate 32 times, resulting in an average of the estimated total absorbed dose rate of 27 times higher than the values of the ERICA Tool for aquatic ecosystem (marine) using the sediment from Baixada Santista.

Conclusions: Estimated internal absorbed dose rate was significantly higher than estimated external absorbed dose rate for all environmental scenarios studied in this paper; this finding is mainly attributable, for radionuclides in the first environmental scenario, to ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{210}Po ; second environmental scenario, to ^{228}Th , ^{226}Ra and ^{228}Ra ; third environmental scenario, to ^{226}Ra and ^{228}Ra . Considering the respective parameters used for both programs in the environmental scenarios studied, the total absorbed dose rates obtained by ERICA Tool were similar, in most cases, to those obtained with RESRAD-BIOTA code, except for the third environmental scenario, in which the resulting discrepancy was about of an order of magnitude for the absorbed dose rate.

Finally, we would like to note that all tools used in the present estimations of absorbed dose rate in non-human biota, showed excellent performance, fast processing and good usability. Models and approaches are important tools for comparing the estimated absorbed dose results with the reference levels recommended by international organizations of environmental radiation protection.

The biota assessment has an important role for environmental protection and is considered as one of the Sustainable Development Goals of United Nations.

References

1. ICRP. International Commission on Radiological Protection. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Vol. 103. Elsevier. 2007.
2. Čujić, M and Dragović, S. Assessment of dose rate to terrestrial biota in the area around coal fired power plant applying ERICA tool and RESRAD BIOTA code. *Journal of Environmental Radioactivity* 188, p. 108-114, 2018.
3. ICRP. International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 108, Environmental Protection – the Concept and Use of Reference Animals and Plants, volume 38 (4-6), 2008.
4. UNSCEAR 2008. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources and effects of Ionising radiation. Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. Volume II, Annex E: Effects of Ionizing Radiation on Non-Human Biota. United Nations, New York, 2011.
5. Nisti, M.B., Saueia, C.R., Malheiro, L.H., Groppo, G.H., Mazzilli, B.P. Lixiviation of natural radionuclides and heavy metals in tropical soils amended with phosphogypsum. *Journal of Environmental Radioactivity*. v. 144, p. 120-126. 2015a.
6. Nisti M. B., Saueia, C. H. R., Mazzilli, B. P. Chapter 20. Determination of Radioactivity Levels and ^{222}Rn Exhalation Rates in Soil Around Open Facilities. Special Publications. 1 ed.: Royal Society of Chemistry, v. 1, p. 159-163, 2015b.
7. Saueia C. H. R., Nisti M. B., Mazzilli B. P. Determinação de Cs-137 e radionuclídeos naturais em sedimentos do Sistema Estuário da Baixada Santista, Brasil. *International Joint Conference Radio 2019*. 2019.
8. ERICA. The ERICA assessment tool: environmental risk from ionizing contaminants: assessment and management. Version 1.3.1.51 - Updated 2019.07.12. Help Function Document, 2007.
9. DOE STANDARD. A graded approach for evaluating radiation doses to aquatic and terrestrial biota. DOE-STD-1153-2019. 2019.
10. DOE. User's guide, version 1. RESRAD-BIOTA: A Tool for Implementing a Graded Approach to Biota Dose Evaluation. DOE/EH-0676. ISCORS Technical Report 2004-02. 2004.

International Joint Conference Radio 2022

A importância da datação com Pb-210 para determinar o impacto ambiental

Gonçalves^a M. F., Ferreira^a A. C. M.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD, 22783-127, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

mary.fg@hotmail.com

Os sedimentos são de fundamental importância para se obter uma visão histórica da evolução que os sistemas naturais têm sofrido ao longo do tempo, pois uma grande quantidade de informação dos fenômenos que podem ter acontecido fica gravada nas diferentes camadas que o formam. Para isso, este trabalho teve como objetivo apresentar a importância da técnica de datação com Pb-210 na determinação do impacto ambiental em sedimentos.

Palavras-chave: sedimentos, datação com Pb-210, impacto ambiental.

Introdução

Sabe-se que as atividades antropogênicas, muitas das vezes, provocam fortes e irreversíveis impactos no meio ambiente, alterando as suas condições naturais [1].

Uma das principais atividades humanas que afetam o meio ambiente são as minerações, e é inegável que esse tipo de exploração vem degradando significativamente o meio ambiente. Com isso, questões de caráter geoambiental precisam ser investigadas, devido a necessidade de se determinar os impactos advindos das atividades de exploração [1].

Como os rejeitos acabam se depositando em sedimentos, esses sedimentos acumulados contêm um registro histórico sobre as mudanças ocasionadas em decorrência de processos antropogênicos. Sendo assim, a utilização da análise das camadas sobrepostas dos sedimentos é uma forma de se estudar o histórico de uma região. Para tal estudo, é necessário determinar um elemento que possa existir nas diversas camadas para que este seja utilizado como referência [2].

Nas últimas décadas, a técnica de datação com o Pb-210 tem sido muito utilizada em trabalhos que visam o gerenciamento dos recursos hídricos e monitoramento dos sedimentos. A partir dos resultados, observaram uma grande relevância no estabelecimento de um histórico ambiental, referentes à geocronologia de sedimentos com idades de até os 150 anos, ganhando ainda mais importância quando aplicada em regiões de intensas atividades antropogênicas [2,3].

Assim, este trabalho propõe mostrar como a técnica de datação com Pb-210 é importante para determinar o impacto ambiental de um local.

Metodologia

A quantificação de Pb-210 presente nos sedimentos pode ser feita através de dois métodos: radioquímica e espectrometria gama. A técnica escolhida para este trabalho foi a radioquímica. Além de ser um método vantajoso, essa técnica apresenta uma baixa radiação de fundo e conseqüentemente, um limite de detecção muito baixo também. A grande vantagem do método utilizado é permitir a determinação simultânea de Ra-226 e Ra-228 [4]. Além do mais, a técnica utilizada neste trabalho permite também a separação sequencial de Pb-210 nas mesmas amostras.

Resultados

A série do U-238 pode ser subdividida numa subsérie a partir do Ra-226, cujo primeiro produto de decaimento é um gás-nobre, o Rn-222. Na atmosfera, o Rn-222 sofre transmutação através de sucessivos decaimentos de meia vida curta, até à formação do Pb-210, conforme a Figura 1 [5].

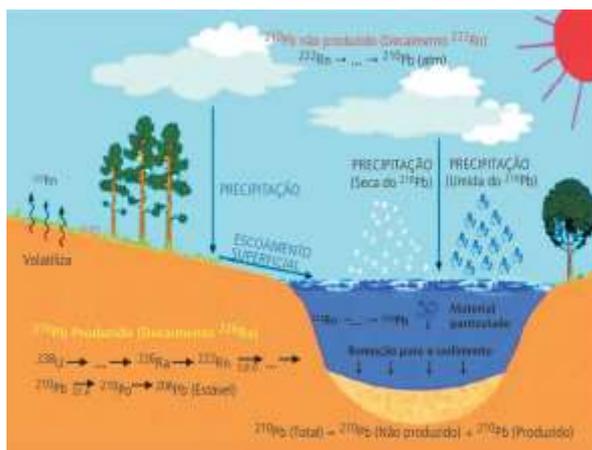


Figura 1. Ciclo do $Pb-210_{\text{atmosférico}}$ no meio ambiente.

Devido ao decaimento radioativo $Rn-222 \rightarrow Pb-210$, o $Pb-210$ acaba sendo adsorvido ao material em suspensão e, em seguida, atinge a superfície terrestre através dos processos de deposição úmida e seca. Atingindo a superfície terrestre, o $Pb-210$ pode ser depositado no solo ou em corpos d'água, dando origem a um excesso de $Pb-210$ nas camadas superficiais dos sedimentos, chamado de $Pb-210_{\text{atmosférico}}$ ou $Pb-210_{\text{excesso}}$. Nos ambientes aquáticos, o suprimento se dá por precipitação atmosférica, assim como pelo decaimento do $Ra-226$ presente nas águas [5].

O $Pb-210$ presente nos sedimentos proveniente da precipitação atmosférica é denominado $Pb-210$ “produzido” ou “atmosférico”, enquanto que o $Pb-210$ originado no ambiente aquático pelo decaimento do $Ra-226$ e incorporado aos sedimentos é denominado $Pb-210$ “não produzido” ou “matriz”.

Conclusões

Os sedimentos são de fundamental importância para se obter uma visão histórica da evolução que os sistemas naturais têm sofrido ao longo do tempo, pois uma grande quantidade de informação dos fenômenos que podem ter acontecido fica gravada nas diferentes camadas que o formam.

A partir dos níveis de $Pb-210_{\text{total}}$ e do $Ra-226$ é possível determinar o $Pb-210_{\text{atmosférico}}$ pela subtração de ambos em cada camada de um testemunho. A partir dos dados de $Pb-210_{\text{atmosférico}}$, será possível construir gráficos da concentração deste em função da profundidade, sendo ajustados por uma reta de regressão linear (CIC) ou polinomial (CRS), possibilitando a determinação da taxa de sedimentação para cada coluna sedimentar.

Os valores de $Ra-226$, geralmente, são constantes nos perfis em relação às profundidades. Já os níveis de $Pb-210$ são mais elevados na superfície das colunas sedimentares, apresentando um decréscimo nas profundidades maiores. Isso, normalmente, está relacionado com o aporte de $Rn-222$ que se desprende do solo, decai a $Pb-210$ na atmosfera e depois chega ao ambiente marinho, depositando-se nas camadas superficiais, concentrando na superfície dos perfis sedimentares.

Referências

- [1] RODRIGUES, A. S. L. **Caracterização da Bacia do Rio Gualaxo do Norte, MG, Brasil: Avaliação geoquímica ambiental e proposição de valores de background**, Tese de doutorado, Universidade Federal de Ouro Preto, Ouro Preto, MG, Brasil, 2012.
- [2] GODOY, J.M. Datação de Sedimentos com ^{210}Pb : Resgate do Histórico da Poluição Ambiental no Antropoceno. In: **Rev. Virtual Quím.**, v. 10, n. 6, p. 1733-1757, 2018. Disponível em: <Datação de sedimentos com ^{210}Pb : resgate do histórico da poluição ambiental no Antropoceno | Revista Virtual de Química (sbq.org.br)>
- [3] FERNANDES, F. **Histórico da urbanização e enriquecimento por metais em núcleos de sedimentos: Geoquímica e Geocronologia por ^{210}Pb** , Tese de Doutorado, Universidade de São Paulo, São Carlos, SP, Brasil, 2018.
- [4] GONÇALVES, M. F. **Monitoração de radionuclídeos em águas para consumo humano do Município de Angra dos Reis**, Dissertação de Mestrado, Instituto de Radioproteção e Dosimetria -Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, 2020.
- [5] LIMA, B. A. F. **Metodologia de datação em carbonatos pela série de desequilíbrio do urânio por Espectrometria de massa**, Dissertação de mestrado, UNB, Brasília, Brasil, 2006.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação da radioatividade natural em areias de praias da Baía de Guanabara

Souto^a N. P. B. P., Azevedo^a A. M., Santos^a A., Cardoso^a D. O., Santos^a M. Q., Figueiredo^a T. G.
S., Ferreira^a V. A.V.

^aInstituto Militar de Engenharia, Praça Gen. Tibúrcio 80, Urca, Rio de Janeiro - RJ
normandosouto@gmail.com

Introdução: O aumento da exposição à radiação natural pode ocorrer pela elevação da concentração de radioisótopos no solo. Na região entorno da baía da Guanabara, essa elevação se dá principalmente pela presença de areia monazítica, composta por tório, urânio e potássio, em determinadas localidades. Essa areia se enquadra no grupo de materiais classificados como NORM – *Naturally Occurring Radioactive Materials*, e sua presença pode acarretar um acréscimo na exposição natural da população à radiação [1]. Como a dinâmica do transporte de porções de areia é influenciada por fatores climatológicos e oceanográficos [2], a existência da anomalia de radioatividade natural, constatada em praias do estado do Espírito Santo, pode acontecer e/ou ser transportada para areias de outras praias do litoral brasileiro. Neste trabalho são avaliadas areias de praias da Baía de Guanabara (Praia Vermelha, Praia da Urca, Pedra do Leme, Praia da Bica e Niterói), a cerca de 500 km de distância das praias da região de Guarapari, visando o levantamento de espectros de radiação emitidos pelas amostras coletadas de forma a identificar os radioisótopos presentes nelas.

Metodologia: Foram coletadas amostras de areia de aproximadamente 200 g em cada uma das praias. A coleta se deu de acordo com a avaliação da taxa de dose, aferida com um monitor de radiação RadEye PRD-ER. Neste trabalho, adotou-se para o processo de coleta de amostras regiões nas quais o nível de radiação fosse da ordem de quatro vezes a exposição do *background* e, se na praia avaliada esse nível de referência não fosse encontrado, foram coletadas amostras com valores próximos ao do *background* de cada localidade. A Figura 1 apresenta o medidor em um dos pontos de coleta.



Figura 1: medidor em ponto com diferença na tonalidade da areia.

Para a identificação dos radioisótopos presentes em cada amostra, foi utilizado o espectrômetro SpiR-ID LT. Conforme apresentado na Figura 2, blocos de chumbo foram utilizados para blindar as amostras e o detector. Os espectros foram levantados ao longo de 1 hora. Não houve acondicionamento das amostras, assim, o levantamento foi realizado com amostras *in natura*, posicionadas em recipientes plásticos para cada medição.



Figura 2: disposição dos componentes do aparato experimental utilizado.

Resultados: Com as amostras coletadas, foram realizados os levantamentos de espectros. Na Figura 3 são apresentados os espectros de *background* e de medição da amostra de areia da praia de São Francisco (Niterói). Percebe-se, nas Figuras 3.a e 3.b, os fotopicos das energias de 1460 e 2614 keV, associados às emissões gama do K-40 e do TI-208, respectivamente. No espectro líquido (Fig. 3.c), verificam-se indícios da manutenção do fotopico do TI-208, membro de uma das séries de decaimento do Th-232.

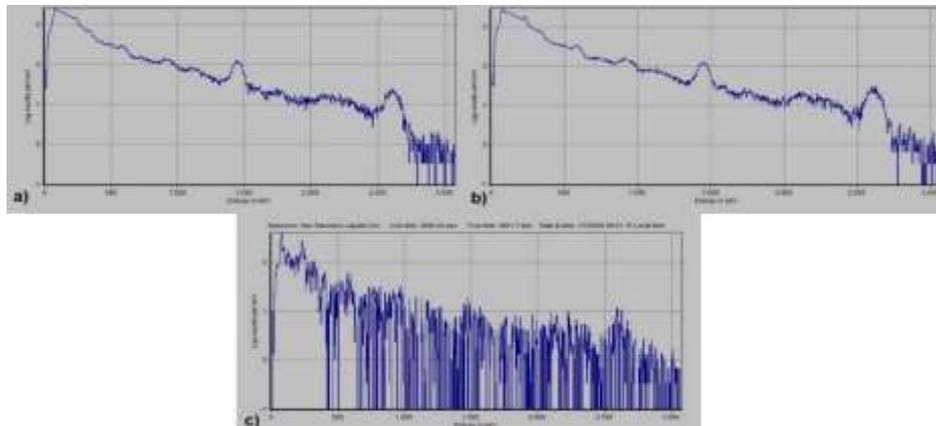


Figura 3: a) *background* do laboratório; b) espectro da areia da praia de São Francisco; c) espectro líquido da areia da praia de São Francisco

Conclusões: Pela medição realizada com o monitor de radiação no momento da coleta, sabe-se que há a presença de radioisótopos em amostras coletadas nas praias. Apesar disso, devido à baixa quantidade de contagens, não foi possível discriminar de forma precisa as energias desses componentes. A espectrometria das amostras das outras praias coletadas está em andamento, a maioria delas com níveis de exposição próximos ao da radiação de fundo, e a amostra proveniente da praia vermelha apresentou o maior nível de exposição, os seus respectivos espectros serão obtidos até a data do congresso e, adicionalmente essas amostras serão avaliadas num detector de melhor resolução (HPGE) e durante um período de contagem mais longo.

Referências

- [1] AQUINO, R. R. **Avaliação da radioatividade natural em areias das praias da Grande Vitória, Espírito Santo**. Dissertação (Mestrado em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear), IPEN/USP, 2010.
- [2] BARROS, L. F. **Avaliação da variação da radioatividade natural em areias da praia de Camburi – Vitória - Espírito Santo com fatores climatológicos e geológicos da região**. Dissertação (Mestrado em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear), IPEN/USP, 2013.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação da técnica de lixiviação ácida para recuperação de U_3O_8 e de ThO_2 em escórias de nióbio/tântalo

Moura, V. V.^a X. Y., Santos^b T. O., Pereira^a, C

^aDepartamento de Engenharia Nuclear - Universidade Federal de Minas Gerais. Av. Antônio Carlos, 6627, campus UFMG, CEP 31.270-901, Belo Horizonte, MG

^bDepartamento de Anatomia e Imagem - Faculdade de Medicina
Universidade do Federal de Minas Gerais

Av. Prof. Alfredo Balena, 190 - Santa Efigênia, Belo Horizonte - MG, Brazil, 30130-100

vandermoura@gmail.com

Introdução: A disponibilidade e o grau de utilização da energia estão ligados ao nível de desenvolvimento socioeconômico dos países. Por outro lado, sua geração impacta o ambiente. Assim, a diversificação da matriz é necessária para alcançar a sustentabilidade [1]. Nesta perspectiva a opção nuclear é vantajosa, pois emite baixo carbono, apresenta baixo impacto na qualidade das águas, pequena ocupação do solo (quando comparada às demais), contabiliza e faz a gestão de resíduos e rejeitos em todas as etapas do ciclo do combustível, gera e mantém empregos durante décadas, seu insumo direto – o óxido de urânio – tem apenas uma finalidade que é a produção de energia [2,3]. Ainda no contexto da sustentabilidade, existe uma opção de incremento ao ciclo do combustível nuclear que está sendo explorada por diversos autores. Trata-se da reutilização de resíduos e rejeitos de material radioativo de ocorrência natural (NORM). Assim, como o urânio e o tório mineralizam juntamente com outros elementos, tais como nióbio, tântalo, estanho, carvão mineral, fosfato, terras raras, por exemplo, as indústrias que os processam acabam tendo como subproduto resíduos e rejeitos NORM. Este material constitui um passivo para a indústria, pois além dos requisitos de gestão comuns a todos os resíduos industriais têm também os ligados a segurança e proteção radiológica [4,5,6,7,8,9,10]. Deste modo, ao desenvolver uma rota de processo que recupere o urânio presente nos resíduos e rejeitos das instalações minero-industriais pode-se transformar um passivo ambiental em um insumo para o ciclo do combustível ou pelo menos reduzir o nível de segurança radiológica necessária para conter o NORM. Assim, o objetivo deste estudo é avaliar a recuperação metalúrgica dos óxidos de urânio (U_3O_8) e de tório (ThO_2) presentes em uma escória aluminotérmica proveniente da produção de ferro-ligas de nióbio e de tântalo – um resíduo/rejeito do processamento metalúrgico da columbita.

Metodologia: A primeira etapa do estudo foi a preparação da amostra. Assim, foram coletados 130 quilogramas de escória do depósito da instalação que forneceu o NORM. Na sequência, ocorreram etapas de cominuição; homogeneização; e quarteamento para a obtenção de alíquotas destinadas a análise química por fluorescência de raios-X (FRX) da amostra cabeça, para os ensaios físicos e para a lixiviação ácida. Após a preparação seguiram-se quatro ensaios físicos. O primeiro deles foi a separação granulométrica da escória. Para tanto, utilizou-se 2,3 kg de escória num peneirador vibratório onde estavam acopladas 18 peneiras Tyler. O retido de cada peneira foi analisado por FRX para determinação dos teores de U_3O_8 e de ThO_2 . O segundo ensaio foi a separação gravimétrica. Aqui utilizou-se 14,5 kg de escória e 40 litros de água – para a composição de uma polpa; e uma mesa concentradora. Assim, a polpa foi colocada sobre a mesa que ao vibrar separou o material em concentrado (maior massa), finos (menor massa) e mistos (mistura dos anteriores). Na sequência, estes produtos foram analisados por FRX. O terceiro ensaio foi a separação eletrostática. Para tanto, foi utilizado-se 3 kg de escória secas em uma estufa para a humidade ficar menor que 1%, e um separador eletrostático. O equipamento gerou um material condutor, um não-condutor e um mistos (mistura dos anteriores). Estes foram analisados por FRX. O último ensaio físico foi a separação magnética. Aqui utilizou-se 2,5 kg de escória secas em uma estufa para a humidade ficar menor que 1%, e um separador magnético. O procedimento resultou em três produtos: magnético, não magnético e mistos (mistura dos anteriores). Na sequência, estes produtos foram analisados por FRX. Na sequência foram realizados os ensaios de lixiviação. Inicialmente, foram quarteadas amostras de 40 g de escória. Posteriormente, a elas foram adicionado um volume de água para a formação de uma polpa. Esta foi colocada em um béquer sobre um agitador magnético para homogeneização. Os parâmetros de processo selecionados foram:

controle de pH através da adição de ácido sulfúrico (pH = 1; 1,5; 2; 2,5; 3); porcentagem de sólidos (20 % e 40 %) na polpa; granulometria (1000 µm e 200 µm); tempo de duração do ensaio (6 h, 7 h, 8 h e 9 h). Como foram realizados em duplicata, o total realizado foi de 160 ensaios: 1 ácido x 5 pH x 2 porcentagens de sólido x 2 granulometrias x 4 tempos de processo x duplicata [11]. Após o tempo de lixiviação de cada ensaio, a polpa foi filtrada, seca em estufa, o sólido resultante analisado por FRX e foi determinada a recuperação metalúrgica de U₃O₈ e de ThO₂ – através da equação específica (razão entre os produtos massa e teor do sólido pelos da escória). Finalmente, utilizando a extrapolação para uma tonelada, foi estimado o custo com a utilização de ácido sulfúrico em cada ensaio realizado.

Resultados: A amostra cabeça apresentou concentração de (3,6 ± 0,04) % de ThO₂ e de (1,78 ± 0,14) % de U₃O₈. Além desses, a escória apresentou teores significativos dos óxidos de zircônio (2,96 %); nióbio (1,62 %); alumínio (53 %) e silício (19 %). Os ensaios físicos não apresentaram variação significativa dos teores dos U₃O₈ e de ThO₂ entre os produtos gerados evidenciando a dificuldade técnica para a recuperação metalúrgica da escória. Deste modo, ficou clara a necessidade do uso da lixiviação como alternativa para a recuperação. Outros resultados importantes obtidos pelos ensaios físicos foram o comportamento predominante elétrico (65 % de separação); e um equilíbrio na separação magnética: 48 % não magnético e 40 % magnético. Estes resultados contrastam com o comportamento dos óxidos de alumínio e de silício, principais componentes da escória. Ambos são dielétricos e diamagnéticos, ou seja, o produto principal da separação eletrostática deveria ser não condutor; e o produto principal da separação magnética deveria ser não magnético [12,13,14]. Nos ensaios de lixiviação verificou-se que os fatores mais determinantes para a recuperação metalúrgica foram o pH e o tempo. Na sequência, a granulometria e a porcentagem de sólidos. Para o óxido de urânio, obteve-se uma recuperação máxima de (83 ± 1) % com pH = 1; tempo de 9 h; granulometria de 200 µm; e porcentagem de sólidos de 40 %. Teve destaque também uma recuperação de (81 ± 4) % com pH = 1,5 (tempo de 9 h; granulometria de 1000 µm; e 20 % de sólidos. Já para o óxido de tório, obteve-se uma recuperação máxima de (81,6 ± 0,2) % com pH = 1; tempo de 9 h; granulometria de 200 µm; e porcentagem de sólidos de 40 %. O custo de ácido sulfúrico do destaque mencionado no parágrafo anterior ficou entre USD 10,01 por tonelada e USD 15,51 por tonelada – valor que se situa dentro da faixa de custo de uma mina que utiliza lixiviação em tanques para beneficiamento do óxido de urânio [9,15].

Conclusões: De acordo com a amostra cabeça, o U₃O₈ presente na escória é superior ao da maioria dos depósitos minerais de urânio mundo – incluindo-se aqui o de minas em operação [16]. A recuperação do U₃O₈ e de ThO₂ da escória apresentou dificuldades técnicas relacionadas à granulometria, às propriedades elétricas e magnéticas sendo este fato verificado por outros autores ao estudar outros tipos resíduo NORM. Deste modo, foi verificado a necessidade da lixiviação [17,18,19,20,6,21,22]. Como resultado da lixiviação foi obtida uma recuperação metalúrgica competitiva quando comparada à mineração convencional com o beneficiamento de urânio feito através de lixiviação em tanques. No entanto, deve acrescentado que neste estudo foi levantado apenas o custo com a utilização do ácido sulfúrico como insumo. Assim, a estimativa não leva em conta custos com mão de obra, energia e equipamentos por exemplo. A reutilização de resíduos industriais é uma alternativa para redução do impacto ambiental. No caso específico do resíduo NORM é uma oportunidade de destinação de um material que para as instalações mineiro-industriais é um passivo ambiental que demanda a construção de repositórios. Em outras palavras, existe a possibilidade de transformar um passivo num ativo.

Referências

1. WNA. Nuclear Power in the World Today. **World Nuclear Association**, 2018. Disponível em: <<https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx>>. Acesso em: 13 Janeiro 2018.
2. WNA. The Nuclear Debate. **World Nuclear Association**, 2020. Disponível em: <<https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/the-nuclear-debate.aspx>>. Acesso em: 14 agosto 2021.
3. DOE. Quadrennial Technology Review 2015. **United States Department of Energy**, 2015. Disponível em: <<https://www.energy.gov/quadrennial-technology-review-2015>>. Acesso em: 15 agosto 2021.
4. COCHRAN, R. G.; TSOULFANIDIS, N.; MILLER, W. F. **The Nuclear Fuel Cycle: Analysis and Management**. 2^a ed. Chicago: American Nuclear Society, 1999.
5. REIS, R. G. **NORM - Guia Prático**. 1^a ed. Rio de Janeiro: CNPQ e IRD, 2016.
6. HORE-LACY, I. Production of byproduct uranium and uranium from unconventional resources. In: HORE-LACY, I. **Woodhead Publishing Series in Energy Number 93 - Uranium for Nuclear Resources, Mining and Transformation to Fuel**. 1^a ed. Duxford - Reino Unido: Elsevier, 2016. Cap. 9, p. 239-251.
7. WANG, L. et al. Recovery of rare earths from wet-process phosphoric acid. **Hydrometallurgy**, Amsterdã, v. 101, p. 41-47, dezembro 2009.

8. ZHANG, J.; ZHAO,. **Separation Hydrometallurgy of Rare Earth Elements**. Nova Iorque: Springer International Publishing, 2016.
9. IAEA. **IAEA-TECDOC-1849 - Uranium Resources as Co- and By-products of Polymetallic, Base, Rare Earth and Precious Metal Ore Deposits**. Viena: International Atomic Energy Agency, 2018. Disponível em: <<https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1849web.pdf>>.
10. FUKUMA, H. T.; FERNANDES, E. A. N.; QUINELATO, A. L. Distribuição de Radionuclídeos Naturais nos Produtos da Fabricação de Ácido Fosfórico com Rocha Fosfática de Itatiaia - Ceará. **Repositório do IPEN - International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2002**, São Paulo, 2002. Disponível em: <https://www.ipen.br/biblioteca/cd/inac/2002/ENAN/E03/E03_046.PDF>. INAC/ENAN-2002.
11. BARROS NETO, B.; SCARMINIO, I. S.; BRUNS, R. E. **Como Fazer Experimentos - Pesquisa e Desenvolvimento na Ciência e na Indústria**. Campinas: Editora da Unicamp, 2001. ISBN 85-268-0544-4.
12. NCBI. PubChem Compound Summary for CID 24261, Silicon dioxide. **National Library of Medicine - National Center for Biotechnology Information-PubChem**, 2020. Disponível em: <<https://pubchem.ncbi.nlm.nih.gov/compound/24261>>. Acesso em: 04 dezembro 2021.
13. NCBI. PubChem Compound Summary for CID 9989226, Aluminum oxide. **National Library of Medicine - National Center for Biotechnology Information-Pubchem**, Bethesda, 2021. Disponível em: <<https://pubchem.ncbi.nlm.nih.gov/compound/Aluminum-oxide>>. Acesso em: 04 dezembro 2021.
14. DUNLOP, D. J.; ÖZDEMIR, Ö. **Rock Magnetism - Fundamentals and frontiers**. 2ª. ed. Cambridge: Cambridge University Press, 2001.
15. LBS. Producer Price Index by Commodity: Chemicals and Allied Products: Sulfuric Acid [WPU0613020T1]. **U.S. Bureau of Labor Statistics Latest Numbers - FRED - Economic Data**, 2021. Disponível em: <<https://fred.stlouisfed.org/series/WPU0613020T1>>. Acesso em: 28 dezembro 2021.
16. IAEA. List of Uranium Deposits - UDEPO. **IAEA.org - NUCLEUS**, 2020. Disponível em: <<https://infcis.iaea.org/UDEPO/Deposits>>. Acesso em: 26 dezembro 2021.
17. LI, M. et al. Recovery of uranium from low-grade tailings by electro-assisted leaching. **Journal of Cleaner Production**, Amsterdã, v. 271, outubro 2020. ISSN 0959-6526.
18. YE, Y. et al. Uranium resources in China's phosphate rocks – identifying low-hanging fruits. **IOP Conference Series: Earth and Environmental Science**, Bristol, v. 227, 2019. doi:10.1088/1755-1315/227/5/052033.
19. SHUIBO, X. et al. Removal of uranium (VI) from aqueous solution by adsorption of hematite. **Journal of Environmental Radioactivity**, Amsterdã, v. 100, n. 2, p. 162-166, fevereiro 2009. ISSN 0265-931X.
20. LAHIRI, S. et al. Sonochemical recovery of uranium from nanosilica-based sorbent and its biohybrid. **Ultrasonics Sonochemistry**, Amsterdã, v. 76, agosto 2021. ISSN 1350-4177.
21. HANEKLAUS, N. et al. To Extract, or not to Extract Uranium from Phosphate Rock, that is the Question. **Environmental Science and Technology**, Washington, v. 51, n. 2, p. 753-754, dezembro 2016.
22. NALIVAICO, K. et al. Characterization and processing of radioactive uranium containing waste sludge by sulfuric acid leaching. **Journal of Environmental Chemical Engineering**, Amsterdã, v. 10, n. 1, janeiro 2022. ISSN 2213-3437.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação em escala continental da favorabilidade para depósitos de urânio no Brasil
Polo H.J.O. ^a, Meloni R.E. ^b, Tavares F.M. ^c, Costa I.S.L. ^a, Almeida, R.C. ^d, Cunha L.M. ^a, Calado B.O. ^e, Serafim I.C.C.O. ^a, Silva A.D.R. ^a, Santos C.C. ^d, Eberhardt D.B. ^f, Marques E.D. ^g, Vilela F.T. ^g, Cunha I.A. ^d, Freitas M. S. ^h

Serviço Geológico do Brasil – CPRM: ^a Sede Brasília, Brasília –DF; ^b SUREG Manaus, Manaus –AM; ^c Escritório Rio de Janeiro, Rio de Janeiro - RJ; ^d SUREG Salvador, Salvador – BA; ^e Residência de Fortaleza, Fortaleza - CE; ^f SUREG Goiânia, Goiânia - GO; ^g SUREG Belo Horizonte, Belo Horizonte - MG; ^h Residência de Teresina, Teresina – PI; e-mail: hugo.polo@cprm.gov.br

Introdução

O Brasil possui hoje um dos maiores recursos de urânio do mundo, com cerca de 244.788 toneladas de urânio contido (U_3O_8)¹. No entanto, existe potencial para que o país esteja entre as três maiores reservas globais, uma vez que boa parte do território ainda carece de mapeamento sistemático. A ampliação dos recursos nacionais conhecidos pode contribuir para o incremento do já relevante protagonismo brasileiro no setor nuclear, visto que a demanda global por energia de baixo carbono, e de oferta perene, tem crescido consideravelmente², contexto no qual a produção de energia nucleoeletrônica tem se mostrado uma boa opção.

A Política Nuclear Brasileira (Decreto Presidencial nº 9.600/2018)³ destaca, entre seus objetivos, fomentar a pesquisa e prospecção de minérios nucleares no país, incentivar a produção nacional de minérios nucleares e seus subprodutos, assegurar recursos estratégicos de minério nuclear e estimular o levantamento geológico destinado à identificação de ocorrências de urânio. Nesse contexto, o Serviço Geológico do Brasil apresenta suas contribuições para atingir esses objetivos, pois a compilação e a análise de informações é fundamental para o planejamento a longo prazo para o setor, e para o adequado posicionamento das políticas públicas relacionadas. Considerando o vasto potencial para novas descobertas, o setor de urânio, e minerais associados, se apresenta como grande oportunidade de negócios para o Brasil.

Neste trabalho é apresentado um mapa de favorabilidade para depósitos de urânio no país em escala continental, dividido por regiões geológicas, denominadas de GEOCOMPARTIMENTOS, que contêm a distribuição das ocorrências, classificadas por tipo de depósito, à luz do conhecimento atual⁴. Com isso, pretendemos apresentar uma síntese do conhecimento atual, fornecer ferramentas para ampliar os recursos nacionais, subsidiar as tomadas de decisão do poder público e fomentar a indústria mineral.

Metodologia

O mapa de Favorabilidade para depósitos de urânio em escala continental utiliza a análise dirigida pelo conhecimento (*knowledge-driven*), manual ou cognitiva, conforme a metodologia apresentada em Kreuzer *et al.* (2010)⁵. Para o Brasil foram individualizados 118 geocompartimentos, que representam áreas de litologias similares ou correlacionáveis, considerando agrupamentos de domínios geotectônicos, correlações litoestratigráficas e características geológicas. A metodologia proposta agrupa os 15 tipos de depósitos de urânio⁶ em seis grupos de sistemas minerais: i) ígneo, ii) metamórfico/metassomático, iii) inconformidade proterozoica, iv) paleoconglomerado, v) sedimentar e vi) superficial.

Com base no conhecimento de especialistas, em cada um desses compartimentos e para cada grupo de sistemas, foram elencados os principais elementos associados aos processos mineralizantes críticos⁶, referentes a P1 – fonte do urânio, P2 – transporte de urânio e P3 – deposição de urânio. Esses itens receberam pontuações de probabilidade subjetivas⁷, no intervalo entre (0) e (1), onde (0) significa que os elementos são comprovadamente ausentes ou impossíveis, e (1) significa que os elementos são comprovadamente presentes ou verdadeiros. O potencial de mineralização (PM), atribuído aos geocompartimentos, corresponde à multiplicação dos valores de P1, P2 e P3 para cada um dos sistemas de urânio. Por fim, o Potencial Final (PF), que corresponde à nota de cada GEOCOMPARTIMENTO, foi gerado pela soma dos valores PM de cada sistema, multiplicado pelo respectivo fator de qualidade (FQ), que indica a qualidade dos potenciais depósitos, em termos de teor e tonelagem média.

Resultados

O resultado do presente estudo corresponde a um mapa dos geocompartimentos do Brasil, com suas respectivas pontuações de favorabilidade. No mapa, se destacam áreas com favorabilidade alta e muito alta onde ocorrem dois ou mais sistemas minerais de urânio, em geral com suas respectivas avaliações também elevadas. Essas áreas com alta favorabilidade também indicam que pode ocorrer a sobreposição de diferentes sistemas minerais de urânio, o que via de regra, se observa em depósitos relevantes de urânio, como é o caso do depósito de Itaia em Santa Quitéria-CE. Além disso, devido ao fator de qualidade, multiplicador aplicado em cada sistema, as áreas com maiores pontuações também podem indicar potencialidade para depósitos com melhor teor-tonelagem.

Outro resultado apresentado é a base de dados com as ocorrências minerais de urânio, verificadas e ajustadas e, em grande parte, classificadas de acordo com as tipologias de depósitos descritos na literatura⁴. Para subsidiar as avaliações dos especialistas, foi também produzido o Mapa de Urânio Anômalo do Brasil (Ud), gerado com o uso do algoritmo de aprendizado de máquina Random Forest^{8,9}, e com base nesse, o mapa de Distribuição Quantitativa de Anomalias Geofísica de Urânio.

Conclusões

Os mapas de favorabilidade, assim como outros produtos de modelagem de dados espaciais, são ferramentas para auxiliar a tomada de decisão na priorização de áreas para exploração mineral e, com isso, reduzir o risco de exploração.

As principais áreas elencadas nessa avaliação e suas respectivas notas de favorabilidade são: Carajás (13,29), Domínios Santana do Araguaia (13,57) e Irixi Xingu (7,69), Bloco Gavião (8,04), Ceará Central (3,45), Quadrilátero Ferrífero (5,87), Cinturão Mineiro (9,51), Escudo Sul-Riograndense/Bacia de Camaquã (12,61) e Bacias do Parnaíba (5,77), Parecis (3,06) e Tucano-Recôncavo-Jatobá (5,96). Embora tenham conhecida potencialidade, algumas dessas áreas, como as bacias sedimentares fanerozoicas, tiveram nota geral relativamente baixa em relação às demais. Isto ocorre porque é considerado para estas áreas a atuação de apenas um sistema mineral e a metodologia utilizada prioriza áreas com possível sobreposição de sistemas, cujo peso termina por mascarar tais áreas. Assim sendo, estas áreas foram selecionadas e incluídas no rol de regiões favoráveis, por seu conhecido potencial para hospedar depósitos de urânio.

O modelamento de favorabilidade em escala continental destacou diversas áreas, que serão objeto de estudo mais detalhado em escala de província, distrito ou depósito e, com a continuidade do programa de trabalho, novas áreas para prospecção de urânio no Brasil serão propostas. Além disso, novos critérios de prospecção, considerando as particularidades dos diferentes distritos e províncias minerais, serão propostos e feitas estimativas dos recursos de urânio não descobertos em áreas com maior densidade de informações.

Referências

- 1- Indústrias Nucleares do Brasil. Nossas atividades: recursos/urânio. Disponível em <http://www.inb.gov.br/Nossas-Atividades/Urânio/Recursos>. Acesso em: 10 de junho de 2022.
- 2- Alybayev, Dauren, 2018. Security of Supply. In: IAEA International Symposium on Uranium Raw Material for the Nuclear Fuel Cycle.
- 3- DECRETO Nº 9.600, DE 5 DE DEZEMBRO DE 2018. Disponível em <https://www2.camara.leg.br/legin/fed/decret/2018/decreto-9600-5-dezembro-2018-787416-norma-pe.html>
- 4- IAEA, 2018. Geological classification of uranium deposits and description of selected examples. International Atomic Energy Agency. Vienna: International Atomic Energy Agency, Series: IAEA TECDOC series, ISSN 1011-4289; no. 1842. ISBN 978-92-0-101618-8.
- 5- Kreuzer, O.P., Markwitz, V., Porwal, A., McCuaig, T.C.M., 2010. A Continent-Wide Study of Australia's Uranium Potential. Part I: GIS-Assisted ("Manual") Prospectivity Analysis. *Ore Geology Reviews*, DOI: 10.1016/j.oregeorev.2010.08.003.
- 6- Wyborn, L.A.I., Heinrich, C.A., Jaques, A.L., 1994. Australian Proterozoic mineral systems: essential ingredients and mappable criteria. In: Hallenstein, P.C. (Ed.), *Australian Mining Looks North — the Challenges and Choices: Australian Institute of Mining and Metallurgy* P. 5.
- 7- Watson, P., 1998. A process for estimating geological risk of petroleum prospects. *Journal of the Australian Petroleum Production and Exploration Association* 38, 577-583.
- 8- BREIMAN, L. 2001. Random Forest. *Machine Learning* 45, no. 1: 5-32.
- 9- COSTA, I. S. L. C.; SERAFIM, I. C. C. O.; TAVARES, F. M.; POLO, H. J. D.O., 2020. Uranium anomalies detection through Random Forest regression. *Exploration Geophysics*, v. 51, n. 5, p. 555-569.

International Joint Conference Radio 2022

Study of radon exhalation in different granulometries of outstanding rocks in the city of Belo

Horizonte

Taveira^a N. F., Santos^b T. O., Heeren^a A.

^a Departamento de Engenharia Nuclear da UFMG - Av. Presidente Antônio Carlos, 6627.

Campus da UFMG – Pampulha. Belo Horizonte, MG, Brasil

^bDepartamento de Anatomia e Imagem da Faculdade de Medicina da UFMG – Av. Professor

Alfredo Balena, 190. Belo Horizonte, MG, Brasil.

natyfontaveira@hotmail.com

Introduction: Recent studies on radon and its effects are improving the understanding of environmental processes that affect radon (Rn) exposure, but there are still many issues associated with accurate assessment of exposures and doses. It is then observed the importance of radon gas for the effective annual dose received by humans and the contribution of geological factors in the emanation and exhalation of radon. One of the several factors that must be analyzed in the study of this radionuclide is the exhalation factor related to the granulometry of the area in which the grain-source of radiation is. Understanding the emanation and exhalation of radon involves several factors, such as radium concentration in the geological substrate, soil or rock permeability, and grain size distribution, therefore, its granulometry.

The World Health Organization (WHO) recommends that member countries implement national mapping programs to determine areas prone to an increased risk of radon exposure, preferably through geological and geographically based studies [1].

Thus, the present work is part of a doctoral thesis still in development, which aims to study the different granulometries of outcropping rocks in regions of natural radiometric anomalies in the city of Belo Horizonte. In the future, it is intended to understand the contribution of the radiation dose from the rocks that built the city at the end of the 19th century, for the total dose to natural radiation.

Methodology: The samples were selected from a gamma-spectrometric survey carried out by a BGO detector, RS-230. Where was noted a radiometric anomalies (variations above 400 CPS) rock samples were collected from the region for further study in a closed circuit. According to national and international recommendations and the main risk protocols, such as UNSCEAR (2000)[2] and EPA (2009)[3], radon exhalation is being studied through the detection of radon concentration with AlphaGuard (AG), an ionization chamber detector. at the Natural Radioactivity Laboratory (LRN) of the Nuclear Technology Development Center (CDTN). The rock samples were crushed and pulverized in different granulometries, these being solid, 350#, 16#, 9#. Each sample remained in closed circuit for 3 days, in mode: 10min/flow. The closed circuit and interconnected by Pylon-type hoses, consisting of an AG detector (1), a pump (2), a flow meter (3) and the sample placed inside an acrylic tube (4), closed by two filters. at the ends, as shown in Figure 1.

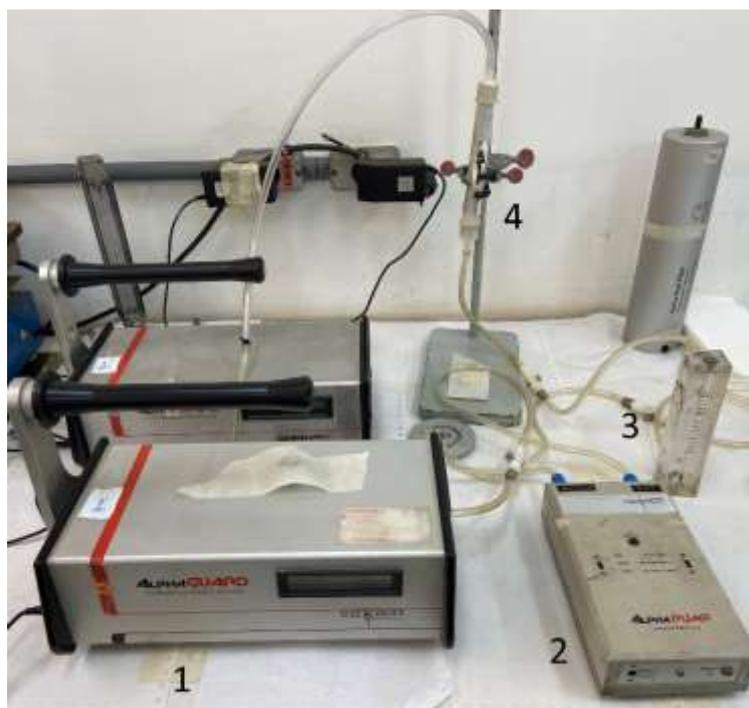


FIGURA 6: EXHALATION CLOSED CIRCUIT

Results: The preliminary results first showed a limitation of the method for granulometries below 200#, this, because the air flow passing through the tube pushes the sample column, reducing the passage of air at the ends. Despite this, the authors report the results of rocks from one location (PPD – from Bahia Street, a well-known street in the center of the city, where several people pass each day) in table 1 below:

Sample	Origin	Weight (g)	Granulometry	Mean Rn Concentration (Bq/m3)
PPDS01	Bahia Street	393,0	(Solid) NA	12976,98
PPDB01	Bahia Street	59,6	Gravel (9#)	6412,6
PPDA01	Bahia Street	67,2	Sand (16#)	8715,46
PPDF01	Bahia Street	51,6	350#	1426,17

TABLE 2: PRELIMINARY RESULTS FROM BAHIA STREET

Conclusions: The first results were able to indicate the best way to make a closed circuit of radon exhalation in different granulometries. So far, the results have been as expected: finer granulometries tend to exhale more radon. Other parameters will be analyzed such as the chemical composition of uranium and thorium of the sampled rocks. It is also expected to prepare a survey mapping of radon, uranium and thorium of the entire Metropolitan Region of Belo Horizonte, relating the typical exhalations of each rock to the data obtained in laboratories. In addition, to assemble a map of the internal dose of radon, considering the inhalation of this gas and its progeny, and finally, to confirm that some anomalies are in fact due to local geology or if they come from human action in the paving of the streets.

Referências:

- [1] WHO - WORLD HEALTH ORGANIZATION. WORLD CANCER REPORT. IARCPress. Lyon, 2003.
- [2] UNSCEAR- UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. Sources and Effects of Ionization Radiation. New York: United Nations Sources, Report to General Assembly, with Scientific Annexes, v. I, 2000.
- [3] EPA – Environmental Protection Agency, “Citizen’s Guide to Radon”, 402-K-92-001, 2009.

International Joint Conference Radio 2022

Aplicação do modelo matemático erica tool para cálculo de risco radiológico dos efluentes de mineração de urânio na biota aquática

Potenciano¹ N.R.E.P., Pereira² W. S., Carmo³, A. S., Nascimento⁴, H.A.F

¹Programa de Pós graduação em Biotecnologia, Universidade de São Paulo - USP,

²Programa de Engenharia Nuclear, Universidade Federal do Rio de Janeiro – UFRJ,

³Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas – CBPF, Brasil,

⁴Comissão Nacional de Energia Nuclear, Laboratório de Poços de Caldas – CNEN.

* *nadia_re_pereira@icb.usp.br*

Introdução: São recentes as abordagens de radioproteção para além do escopo de proteção do ser humano, ou seja, visando a proteção da biota não humana e, atualmente, estão disponíveis vários modelos computacionais que permitem avaliações dos impactos ambientais a partir de modelagens matemáticas da transferência de radionuclídeos liberados no ambiente até atingirem a biota [1]. O código computacional ERICA Tool utilizado no presente estudo tem como objetivo de estimar o risco de efluentes de mineração da UTM-INB/Caldas-MG na biota aquática a partir da compilação de dados públicos contidos no Relatório Técnico da Comissão das Águas - Avaliação da Qualidade das Águas e Sedimentos das Microbacias do Ribeirão das Antas e do Ribeirão de Caldas no Planalto de Poços de Caldas [2].

Metodologia: As concentrações de atividade apresentadas no presente estudo correspondem a um dos vinte e um pontos amostrados no Relatório Técnico da Comissão das Águas que visou avaliar a qualidade das águas utilizadas pelo Município de Poços de Caldas e seus arredores, elaborado a partir de amostragens realizadas bimestralmente ao longo de um ano hidrológico, totalizando seis campanhas entre os anos de 2010 e 2011. O referido ponto denomina-se Ponto 05 e foi selecionado por estar próximo do Ponto 014 da INB, que correspondia a interface da mineração de urânio com o meio ambiente. A Tabela 1 aborda os dados das concentrações de atividade médias dos radionuclídeos analisados.

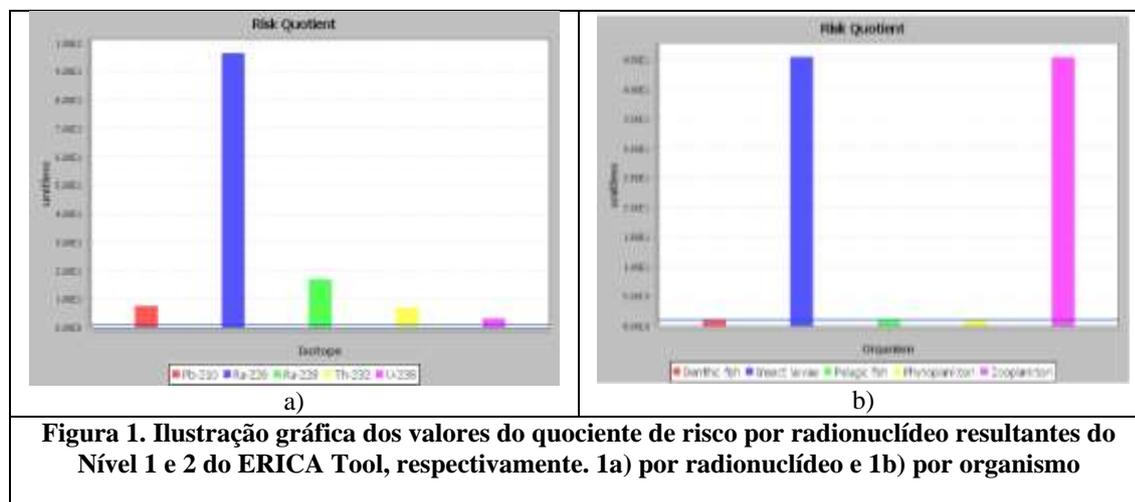
Tabela 1. Concentrações médias de atividade na água no ponto estudado.

Radionuclídeos	CA*
²¹⁰ Pb	0.0310
²²⁶ Ra	0.0492
²²⁸ Ra	0.0396
²³² Th	0.0163
²³⁸ U	0.1583

*CA = Concentração de atividade, em Bq L⁻¹

O Ponto 05 está inserido dentro da Represa de Águas Claras e recebe efluentes de mineração tratados contendo radionuclídeos oriundos de um sistema de tratamento de águas ácidas da INB/Caldas situado em sua montante. Os valores médios das concentrações de atividade dos radionuclídeos na água foram inseridos no ERICA para a obtenção do cálculo do risco radiológico no compartimento biótico selecionado, ou seja, o de água doce. Os organismos da biota selecionados no banco de dados do ERICA foram: peixes (pelágicos e bentônicos), fitoplâncton, zooplâncton e larvas de insetos, sendo o critério de seleção definido a partir de levantamentos de estudos já realizados no local. O código ERICA é organizado em três níveis [3]; porém, para a realização do proposto, foram utilizados, apenas, os níveis 1 e 2.

Resultados: A Figura 1a) ilustra a contribuição dos radionuclídeos analisados em relação ao quociente de risco, sendo o ^{226}Ra como de maior destaque. Trata-se de um alfa emissor, da série do ^{238}U , que também foi visto como o radionuclídeo crítico [4], a qual apresentou uma caracterização radioecológica e posterior avaliação da taxa de dose absorvida em peixes da costa brasileira, dos quais o ^{226}Ra representou praticamente 80 % da composição da taxa de dose. A Figura 1b) apresenta os quocientes de riscos para os compartimentos bióticos avaliados com o ERICA, os quais larvas de insetos e o zooplâncton são os representantes da biota aquática sob maior risco nas condições avaliadas. Peixes (bentônicos e pelágicos) e fitoplâncton apresentaram valores menores e iguais ao limite de quociente de risco (=1), respectivamente.



A Tabela 2 demonstra os resultados e os efeitos da taxa de dose absorvida para algumas espécies da biota selecionada a partir da aplicação do Nível 2 do código ERICA. Os efeitos que resultariam a mortalidade (MT) para peixes bentônicos seriam causados pelo encurtamento moderado da vida útil em função da exposição dos radionuclídeos. Para peixes pelágicos, os efeitos que resultariam na reprodução comprometida (RC) seriam pela fraca estimulação na fertilidade, sem o efeito estatístico sobre a desova. Para larvas de insetos e zooplânctons, não havia dados para os efeitos observados na faixa de taxa de dose estimada. Para fitoplânctons, o efeito que resultaria em morbidade (MB) estaria relacionado com a menor estimulação no crescimento (1,2 vezes).

Tabela 2. Resultados e efeitos estimados da taxa de dose absorvida (TDA) para espécies da biota selecionada [$\mu\text{Gy h}^{-1}$].

Biota	Faixa de TDA	Taxa de Dose	Espécies	Resultado
Peixe bentônico	0-50	16,66	<i>T. mossambica</i>	MT
Peixe pelágico	0-50	0,16	<i>T. mossambica</i>	RC
Larva de insetos e Zooplâncton	400-600	-	-	-
Fitoplâncton	0-50	2,41	<i>S. lividus</i>	MB

Conclusões: O radionuclídeo ^{226}Ra é o que representa maior risco para a biota analisada. Larvas de insetos e o zooplâncton são os representantes da biota aquática sob maior risco nas condições avaliadas no ponto de interface de lançamento dos efluentes de mineração tratados lançados no meio ambiente. Ainda que tenha sido analisado apenas um ponto da área, o estudo atesta ser possível e vantajosa a aplicação de modelos matemáticos em estudos ambientais, uma vez que exige menos parâmetros, dispensa laboratórios e confere respostas mais rápidas, além de ser validada pela Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) e ser aplicada em instalações nucleares mundo afora.

Referências:

- CARMO, A. S. **Descarga de efluentes líquidos contendo radionuclídeos em uma instalação de medicina nuclear e seus impactos no meio ambiente.** 2019. Tese de DSc. COPPE/UFRJ. Rio de Janeiro, Brasil.
- COMISSÃO DAS ÁGUAS. **Avaliação da qualidade das águas e sedimentos das microbacias do Ribeirão das Antas e do Ribeirão de Caldas no Planalto de Poços de Caldas-Relatório Técnico da Comissão das Águas.** Link: https://www.pocosdecaldas.mg.leg.br/legislacao/gt_relatorio_tecnico_versao_cnen-inb_19-03-12.pdf.
- ERICA Website. (2021). What is ERICA? Link: <https://erica-tool.com/>.
- PEREIRA, W. S. **O cálculo da dose absorvida na biota como ferramenta de radioproteção ambiental.** 2010. Tese de DSc. UFF, Niterói, RJ, Brasil.

International Joint Conference Radio 2022

Fitorremediação em climas tropicais, de solos contaminados com os elementos tório e urânio.

Silva^a G. C., Wasserman^a M. A. V., Carvalheira^b L.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria, Av. Salvador Allende, 3773, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

^bInstituto de Engenharia Nuclear, Rua Hélio de Almeida 75, Cidade Universitária, Ilha do Fundão Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

glauco.silva@ird.gov.br; maria.wasserman@ird.gov.br; carvalheira@ien.gov.br

Introdução:

Nos últimos dois séculos os setores industriais vêm causando contaminação do meio ambiente em larga, devido ao rápido crescimento da população mundial e sua necessidade de matérias-primas, em especial as não-renováveis. Formas convencionais de remoção desses contaminantes do solo envolvem métodos físico-químicos onerosos que descaracterizam e degradam o meio ambiente. Nas últimas quatro décadas surgiram pesquisas empregando métodos biológicos de remediação ambiental como forma de acumular, remover, transferir ou reduzir o espalhamento de contaminantes do ar, corpos d'água e solos. Os métodos biológicos de remediação ambiental são empregados na degradação, extração e/ou imobilização de contaminantes são a biorremediação, fitorremediação ou consorciado. A fitorremediação deve ser empregada em áreas extensas com níveis de contaminação de baixo a médio. O conhecimento disponível atualmente restringe-se a regiões de clima temperado em países desenvolvidos, sendo necessário o estudo desta tecnologia em regiões tropicais e desenvolvimento de modelos como forma de otimizar as técnicas de fitorremediação, para a remoção de Th e U em solos contaminados, dando ênfase ao aumento da capacidade de extração. Um amplo número de fatores influencia a absorção de compostos pelos vegetais, relacionados com suas próprias características, com o tipo e composição solo, e condições climáticas. Algumas plantas são hiperacumuladoras, capazes de absorver através das suas raízes, teores muito elevados desses contaminantes. O principal mecanismo de remoção dos contaminantes é pela formação de complexos estáveis com metalotefinas, compostos de elevado peso molecular que possuem grupamentos sulfidrílico em sua cadeia, como as fitoquelatinas sintetizadas pelos vegetais. O objetivo do trabalho visa avaliar qualitativa e quantitativamente algumas espécies vegetais, tais como o girassol (*Helianthus annuus L.*), a mamona (*Ricinus communis L.*), o nabo forrageiro (*Brassica napus L.*), quanto a sua capacidade de fitorremediação sob condições climáticas tropicais locais de solos contaminados por elementos como o Th e o U especificamente, em áreas onde ocorrem/ocorreram processos de mineração e beneficiamento de seus minérios, como os encontrados na Unidade em Descomissionamento de Caldas (UDC), Caldas, MG, e Unidade de Concentração de Urânio (URA), Caetité, BA.

Metodologia:

Os experimentos de fitorremediação estão sendo realizados as instalações e laboratórios nas dependências do IEN/CNEN e IRD/CNEN. em uma casa de vegetação com luminosidade, temperatura e umidade monitorados.

Experimentos de Germinação:

Contam com três espécies vegetais selecionadas, *H annuus*, *B. napus* e *R. communis*, empregando-se 2 contaminantes o Th(IV) e o U(VI) em soluções aquosas nas concentrações de 100; 500; 1.000 e 2.000 mg.kg⁻¹, de Th e U, respectivamente, montados em 4 blocos casualizados de 42 sementes cada.

Experimentos de Crescimento em Caixas de Solo:

Para cada espécie vegetal são montadas 3 caixas contendo aproximadamente 20kg de solo seco, sendo a primeira caixa com solo de controle (ausência dos contaminantes), e as outras 2 caixas contendo solos contaminado com 1.000mg.kg⁻¹ de Th e U, respectivamente. Cada caixa conterá 25 plântulas de cada espécie selecionada.

Objetivos dos Resultados:

Estão sendo realizados experimentos as espécies vegetais selecionadas, em casa de vegetação com luminosidade, umidade, teores de contaminação, tipos de solo, monitorados respectivamente. Após os experimentos as amostras

são preparadas quimicamente, e os elementos contaminantes analisados por Espectrofotometria UV/Vis, Espectrometria de Fluorescência de Raios-X e Espectrometria de Absorção por Plasma Acoplado. Após tratamento estatístico para geração de uma Base de Dados e Metodologia de abordagem para a solução de problemas de contaminação de solos por compostos de Th e U, provenientes de instalações de mineração de U brasileiras, em diferentes tipos de solos, vegetais e condições climáticas tropicais, visando uma contribuição para a consolidação de um Protocolo de Remediação para estes tipos de elementos, atendendo clientes como a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e as Indústrias Nucleares do Brasil (INB).

Referências:

- [1] Cobbett, C.S. Phytochelatin and Their Roles in Heavy Metal Detoxification. **Plant. Physiology.** 123:825-832. 2000.
- [2] Kinnerseely, A.M. The Role of Phytochelates in Plant Growth and Productivity. **Plant Growth Regulation** 12: 207–217, 1993.
- [3] Kumar, P.B.A.N., Dushenkov, V., Motto, H.; Raskin, I. Phytoextraction: The Use of Plants to Remove Heavy Metals from Soils. **Environ. Sci. Technol.** 29: 1232–1238. 1995.
- [4] Shtangeeva, I.; Ayrault, S. Phytoextraction of Thorium from Soil and Water. **Air and Soil Pollution Media.** v. 154, n. 1-4, p 19-35, Mai 2004.

International Joint Conference Radio 2022

Measurements of radon and radium activity in well waters from the Carambeí rural region of Paraná state, Brazil

Paschuk S.A.^a, Oliveira M.^a, Corrêa J.N.^a, Palma S.^a, Martin M.^a,
Antonelli F.^b and Souza Filho O.A.^c

^a Graduate Course in Electrical Engineering and Industrial Informatics/Federal Technological University of Paraná (UTFPR), CEP 80230-901 Curitiba, Paraná, Brazil

^b Universidade Federal do Paraná (UFPR), Av. Cel. Francisco H. dos Santos, 100, Curitiba, PR, CEP 81530-000, Brazil

^c Companhia de Pesquisa de Recursos Minerais – CPRM,
Rua Voluntários da Pátria, 475, Curitiba, PR, CEP 80020-926, Brazil

Contact author email: spaschuk@gmail.com

Introduction: Human being is exposed to natural radiation of radon and its progeny, which contribute a considerable portion of about 50% of the total annual dose received by the population. The elevated levels of radon activity in the air of dwellings and workplaces are responsible for the increase of lung cancer risk. High radon activity levels in water can significantly increase indoor radon concentration [1]. The Brazilian Ministry of Health establishes reference values for the radioactivity contained in water for human consumption below 0.1 Bq/L for alpha radioactivity and below 1 Bq/L for beta particles [2].

Methodology: The objective of this work was to evaluate the levels of radon concentration in well water from the region of Carambeí rural region of the Paraná state of Brazil, which presented high levels of natural gamma radioactivity of uranium, thorium, radium, potassium in previous geological studies performed by the Geological Survey of Brazil – CPRM (Curitiba, PR) and the Laboratory for Research in Applied Geophysics (LPGA, UFPR) [3-6]. This rural area of Carambeí has many farms whose residents use well water as an exclusive source of drinking water. The research was carried out gathering water samples from the artesian wells in that region. Radon measurements were performed with the AlphaGUARD monitor [7], which was connected to closed air circulation route that included glass degassing vessel for water sample aeration, security vessel, hoses, valves, filters, and a AlphaPUMP supplied by Bertin Instruments. The survey was performed collecting water samples from eleven artesian wells. For each water sample radon activity measurements were performed using an interval of three days during total period of 30 days after water extraction from the well.

Results: Obtained data were used for curve “activity versus time” fitting. Evidently the results obtained for radon activity in the water sample after 30 days could be used to determine the concentration of radium compounds in collected artesian water samples.

Conclusions: Obtained results (Table 1) for initial radon concentrations in well waters ranged from 0.4+/-0.8 to 87+/-13 Bq/L as well as for radium activity the highest activity obtained was of 3.8+/-2.3 Bq/L, which is above the limit established by the Brazilian Ministry of Health [2]. Such activity levels of alpha radioactivity shows that these artesian waters are improper for immediate for human consumption. Thus, the mitigation measures have been proposed to the population.

References:

- [1] UNSCEAR – *United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources-to-effects assessment for radon in homes and workplaces*, annex E, v. II, 2006. UNSCEAR Report to the United Nations General Assembly.
- [2] Brasil. Ministério da Saúde. *Manual de procedimentos de vigilância em saúde ambiental relacionada à qualidade da água para consumo humano*. Brasília, DF. 2006.
- [3] Ferreira, F.J.F., Riffel, S.B., Forlin, M., Guimarães, G. B., *Gamaespectrometria do Granito Serra do Carambeí - PR*. In: 7th Intern. Congr. Braz. Geoph. Soc., 2001, Salvador. Expanded Abstracts. Salvador: SBGf, v. I. p. 478-481 (CD-ROM).
- [4] Godoy L.C., Bittencourt A.V.L., Santos L.J.C., Ferreira F.J.F., *Distribuição de K, eU e eTh e avaliação da dose anual de radiação na região do granito Serra do Carambeí – PR*. Revista Brasileira de Geofísica (2011) 29(2): 359-375.
- [5] Rebelo, A.M.A.; Bittencourt, V.L.; Mantovani, L.E. *Anomalias geoquímicas e U e de Th, solos residuais e geoformas em paisagens tropicais úmidas sobre granito*. Boletim Paranaense de Geociências, Curitiba: Editora da UFPR, n. 51, p. 33-44, 2002.
- [6] Antonelli F., Ferreira F.J.F. *Annual effective and air absorbed doses based on airborne and ground gamma-ray spectrometry: Serra do Carambeí and Joaquim Murtinho granites, southern Brazil*. In: 16th International Congress of the Brazilian Geophysical Society, 2019, Rio de Janeiro – RJ. Proceedings of the 16th International Congress of the Brazilian Geophysical Society. Rio de Janeiro – RJ: Sociedade Brasileira de Geofísica – SBGf, v. 1. p. 1-6. <https://doi.org/10.22564/16cisbgf2019.049>
- [7] AlphaGUARD - <https://www.bertin-instruments.com/product/radon-professional-monitoring/radon-alpha-guard/>.

Anexos:

Table I: Obtained results concerning ^{222}Rn and ^{226}Ra isotopes activity in studied samples of well water.

Well identification	^{226}Ra activity (Bq/L)	Measurement errors ^{226}Ra activity (Bq/L)	^{222}Rn activity (Bq/L)	Measurement errors ^{222}Rn activity (Bq/L)
P1	0.4	0.3	40.9	4.4
P2	0.6	0.7	87	13
P3	1.4	2.5	0.4	1.2
P4	1.0	0.9	25.3	9.8
P5	0.8	0.7	8.8	4.3
P6	3.8	2.3	0.4	0.8
P7	0.4	0.3	36.5	5.7
P8	0.3	0.2	42.8	4.9
P9	0.6	0.5	25.4	5.8
P10	0.6	0.5	17.3	6.0
P11	0.3	0.3	77.2	7.7

International Joint Conference Radio 2022

Radon activity in Curitiba urban area and Carambeí rural region (Paraná, Brazil)

Corrêa^a J. N., Paschuk^a S. A., Palma^a S. G. B Y, Oliveira^a M., Silva^a A. C. M., Antonelli^b F.,
Souza Filho^c O.A

^aFederal University of Thecnology – Paraná (UTFPR)

Av. Sete de Setembro, 3165 – Curitiba – PR - Brasil – CEP 80230-901

^bFederal University of Paraná (UFPR)

Av. Cel. Francisco H. dos Santos, 100 – Curitiba – PR – Brasil – CEP 81530-000

^cServiço Geológico do Brasil (CPRM)

Rua Voluntários da Pátria, 475 – Curitiba PR – CEP 80020-926

janine@utfpr.edu.br

Introduction: Radon gas is responsible for more than 50% of the exposure to natural radiation and is considered the second cause of lung cancer. Radon rather easily diffuse from soil, water, rocks, and construction materials into the atmosphere of dwellings. Indoor exposure to natural radiation is mainly due to inhalation of radon. Radon undergoes decay through the emission of an alpha particle that can interact with lung tissue causing damages [1, 2]. Studies performed in Brazil show that the concentration of radon in most cases is below the recommended levels, but in some places the radon activity level were found above 600 Bq/m³. The main objective of present research was focused on measurements of ²²²Rn indoor concentration in Carambeí rural region and Curitiba urban area (Paraná – Brazil) (Fig. 1).

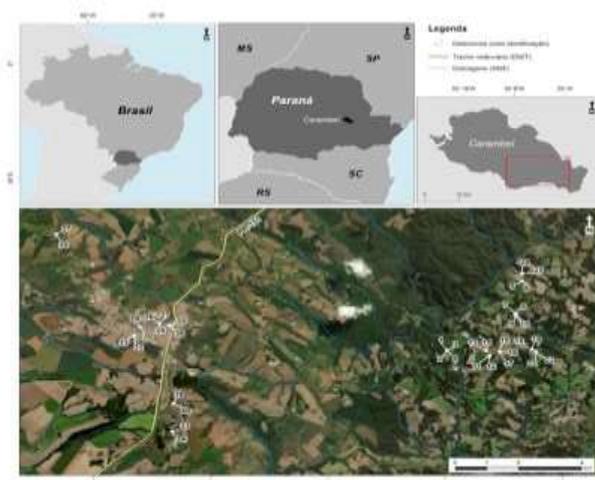


Figure 1: Identification of rural area of Carambeí region chosen for present survey

Methodology: The region of Carambeí was defined using the data of gamma aeroradiometric geological studies performed by the Federal University of Paraná (UFPR) [3], where high rates of uranium, thorium and potassium were detected. Field recognition and subsequent agreement with residents were carried out, where 40 detached houses in this rural area as well as 20 dwellings in Santa Felicidade region of Curitiba urban area were selected for the research (Fig. 1). Radon measurements were performed using diffusion chambers with polycarbonate detector (CR-39). Each dwelling and detached house was monitored using two passive detectors which were installed in. Background measurements were performed using chambers installed in controlled Laboratory atmosphere with radon activity close to zero. The installation was carried out following the procedures validated by the LFNA/UTFPR. The residents received necessary guidance to ensure adequate data collection. After the exposition period of 90 days the CR-39 detectors were submitted to chemical etching using 6.25 M NaOH solution

plus 2% of ethyl alcohol at a temperature of 72° C for 14 hours. The alpha particle tracks were counted. The concentration of radon activity was calculated using the calibration factor obtained by the LFNA in 2011 and reassessed through periodic intercomparisons.

Results: Obtained results show that indoor concentration levels of ^{222}Rn in Carambeí rural region ranged from $95\pm 15\text{ Bq/m}^3$ to $461\pm 65\text{ Bq/m}^3$. In the case of detached house with high (above 300 Bq/m^3) radon activity levels, the mitigation measures were proposed to the proprietaries, which include better ventilation of studied room, floor cracks and basement joints sealing. It was expected to find elevated level of radon activity in the air of dwelling in the region with high levels of natural gamma radioactivity of uranium, thorium, radium, potassium, which was found in previous geological studies. The radon activity concentration measured in the dwellings of Santa Felicidade district in Curitiba - PR, presented values that ranged from $87\pm 14\text{ Bq/m}^3$ to $143\pm 22\text{ Bq/m}^3$, which are below the maximum recommended limit of 300 Bq/m^3 [2]. The results of present survey (Fig. 2a) (Fig. 2b) are in good agreement with other data collected at Paraná, São Paulo, Minas Gerais and Rio de Janeiro states [4-6].

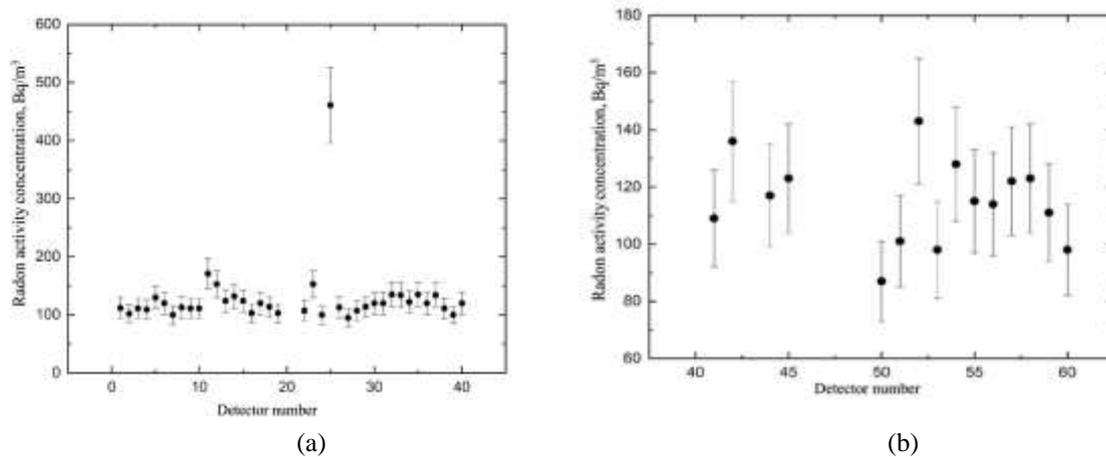


Figure 2: Results of ^{222}Rn activity at Carambeí (a) and Santa Felicidade (b), Paraná State - Brazil

Conclusions: It's possible to see that excluding mentioned above value of $461\pm 65\text{ Bq/m}^3$ for radon activity concentration, both sets of data are in fair agreement and average radon activity in the air of studied dwellings of Carambeí and Santa Felicidade regions is $117\pm 18\text{ Bq/m}^3$, which is below the recommended ICRP limit as well as the United States Environmental Protection Agency (EPA) reference for upper level of radon activity of 148 Bq/m^3 . But it has to be mentioned also that the World Health Organization (WHO) established a national annual average residential radon concentration reference level of 100 Bq/m^3 , which could be exceeded to 300 Bq/m^3 under the prevailing country-specific conditions. It's evident that further measurements are required at the rural region of Carambeí, which presented high levels of natural gamma radioactivity as well as more measurements are required at Curitiba urban area.

References:

- [1] UNSCEAR–United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. *Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation*. UNSCEAR report to the United Nations General Assembly (2018).
- [2] ICRP – International Commission on Radiological Protection. Radiological Protection against Radon Exposure. *ICRP Publication 126*. vol. 43 (2014).
- [3] Antonelli F., Ferreira F.J.F. Annual effective and air absorbed doses based on airborne and ground gamma-ray spectrometry: Serra do Carambeí and Joaquim Murtinho granites, southern Brazil. In: *Proceedings of the 16th International Congress of the Brazilian Geophysical Society*. Rio de Janeiro – RJ: Sociedade Brasileira de Geofísica – SBGf, vol. 1. pp. 1-6 (2019).
- [4] Marques, A.L. et al., Níveis de radioatividade natural decorrente do radônio no complexo rochoso da Serra de São Vicente, SP. *Radiologia Brasileira*, vol. 39 (3), pp. 215-218 (2006).
- [5] Santos, T. O.; Rocha, Z. Indoor radon measurements in dwellings and other buildings in the metropolitan region of Belo Horizonte, Brazil. In: *Proceedings of International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2007*, Santos, SP, Brasil, 2007.
- [6] Corrêa, J.N. et al., Measurements of indoor Rn-222 activity in dwellings and workplaces of Curitiba (Brazil). *Radiation Physics and Chemistry (1993)*, vol. 104, pp. 104-107 (2014).

International Joint Conference Radio 2022

Prospecção tecnológica para soluções de tratamento da borra de petróleo contaminada com radionuclídeos naturais

Souza^a K. S., Leopoldo^a A. N. L., Filgueiras^a R. F., Silva^a A. X.

^aUniversidade Federal do Rio de Janeiro, Avenida Horácio Macedo, 2030, Bloco I - Sala 242 - CT, Cidade Universitária. CEP: 21941-914 - Rio de Janeiro, RJ – Brasil

anne.biotec.minervabots@poli.ufrj.br

Introdução

Nas atividades da indústria petrolífera são produzidas incrustações e borra de petróleo em múltiplas etapas da produção do petróleo. Em especial, a borra de petróleo é um resíduo multifásico de composição complexa com presença óleos e graxa, substâncias refratárias tóxicas e nocivas, metais pesados, microrganismos patogênicos, elementos radioativos de ocorrência natural, dentre outros componentes que tornam o tratamento prévio e a adequada disposição um desafio. Considerando a alta demanda de produção, os grandes volumes gerados de borra de petróleo junto às limitações das tecnologias de tratamento aplicadas atualmente, cresce também o interesse por métodos alternativos com objetivo no tratamento e/ou melhor aproveitamento do valor energético desse material (JOHNSON, 2019). O presente trabalho é uma análise dos documentos de patentes, que irá compor um futuro estudo de prospecção tecnológica e visa o levantamento de todas as soluções técnicas aplicadas ao tratamento da borra de petróleo contaminada com NORM (Material Radioativo de Ocorrência Natural). Com o presente estudo, será possível o direcionamento de ações futuras de Pesquisa, Desenvolvimento e Inovação (P,D&I) em laboratórios acadêmicos e/ou de empresas.

Metodologia

Consiste na coleta de dados em fontes de informação tecnológica, ou seja, documentos de patentes (Bancos: INPI, LENS, Espacenet e Google Patents). Os dados tecnológicos extraídos foram refinados, categorizados e agrupados de forma a possibilitar uma compreensão ampla das soluções e desafios existentes vinculados ao tratamento e disposição final da borra de petróleo nos últimos 34 anos, obtidos por meio do tratamento e análise das informações contidas nos documentos de patentes. Os documentos foram classificados em 6 grandes áreas: física e/ou química, térmica, biotecnologia, nanotecnologia, irradiação (microondas, UV, ultrassom, etc.) e armazenamento (outros). Os critérios de seleção de documentos abordaram tratamentos da borra de petróleo que citam radionuclídeos de forma direta, NORM ou que caracterizam radiação como composição e/ou problemática.

Resultados

Foram recuperadas cento e dezoito (118) famílias de documentos de patentes. Dentre eles, encontram-se 25 modelos de utilidade (21,4%) e 92 pedidos de patente de invenção (78,6%). A grande maioria apresenta variações de métodos bem consolidados no mercado, como métodos físicos e/ou químicos (40,7%), tratamento térmico (30,5%), tecnologias de irradiação (5,9%), métodos biotecnológicos (17,8%), métodos nanotecnológicos (1,7%), e tecnologias de acondicionamento (3,4%). Noventa e nove (99) famílias de documentos recuperados não abordam tratamento para NORM de forma direta, representando 83,9% da amostra, e apenas dezenove (19) famílias estão relacionadas especificamente ao tratamento de NORM em fluidos ou na borra, equivalente à 16,1% do total. Das cento e dezoito famílias (118), estão distribuídas em nove (9) países de prioridade, ou seja, países do primeiro depósito do pedido, onde se pressupõe a origem da P,D&I. No gráfico 1 é apresentada uma relação temporal entre os países de prioridade e o número de documentos de patente publicados. Considerando-se os países de prioridade de destaque, observamos que 75,4% dos documentos são da China (CN); 8,5% de documentos são dos Estados Unidos da América (US); 6,8% dos documentos da Rússia (RU) e 4,2% de documentos do Brasil (BR).

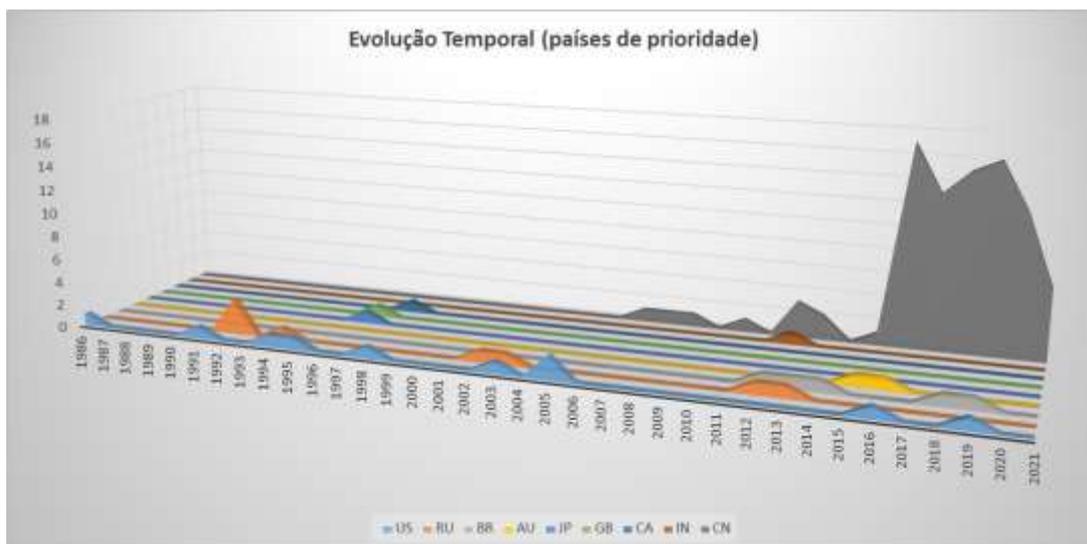


Gráfico 1: Evolução temporal dos pedidos considerando os países de prioridade.

Somente onze (11) famílias de documentos tiveram proteção em mais de um país, totalizando cento e setenta e quatro (174) pedidos de proteção. Houve o interesse comercial para a proteção em vinte e um (21) países/organizações, cujo os destaques referente à maior quantidade dos depósitos ocorreram na China (53,4%), Estados Unidos da América (7,5%), Organização Mundial da Propriedade Intelectual (5,2%), Rússia (5,7%), Canadá (4,0%), e no Brasil (4,0%). A tendência do crescente interesse por essa área de pesquisa é constatada pela publicação de mais de oitenta (80) documentos desde 2016, com pico de vinte e cinco (25) publicações em 2017. Desde 2019 observa-se a manutenção dos números de publicações, o que pode indicar uma maior preocupação e interesse no tratamento da borra do petróleo neste período. Dentre os documentos coletados destacam-se como titulares: empresas (64,4%), instituições de ciência e tecnologia, as ICTs (15,3%), pessoa física (15,3%), e co-titularidade entre empresas e ICTs (5,1%). As principais empresas depositantes identificadas foram CHINA PETROLEUM & CHEM CORP e HUBEI YASHOU BIOMASS NEW ENERGY TECH CO LTD, ambas com 4 documentos. As 3 principais classificações internacionais de patentes (IPC) identificadas são da grande área da química, símbolos: C02F11/00 (29,66%), C02F11/10 (19,49%) e C10G1/00 (16,10%). Esses símbolos correspondem respectivamente ao tratamento de lamas e lodos de forma geral, tratamento de lamas e lodos especificamente por pirólise, e na área da indústria do petróleo: produção de misturas líquidas de hidrocarbonetos.

Conclusões

Da análise dos documentos encontrados, concluímos que existe um aumento no interesse comercial e tecnológico na área de tratamento da borra de petróleo. Constata-se que essa tendência vem crescendo nos últimos cinco anos, com destaque para China como o país base no desenvolvimento de novas tecnologias e soluções para o tratamento da borra de petróleo. Tratamentos químicos, físicos e térmicos compõem a grande parcela dos documentos, assim como foi identificado na classificação IPC, em documentos correlacionando a pirólise. Entretanto, poucos são os documentos que mencionam explicitamente radionuclídeos/NORM. Ou seja, a grande maioria dos documentos não manifestaram preocupações com a proteção radiológica. Em síntese, a maior parte dos proprietários são empresas. Considerando a análise até este momento, o Brasil não apresenta pedidos de patentes expressivos para essa área ou aparece como destaque no cenário mundial, muitas tecnologias já se encontram em domínio público no território brasileiro, logo podendo ser explorada sem infringir a propriedade intelectual.

Referências:

1. JOHNSON, Olufemi Adebayo; AFFAM, Augustine Chioma. Petroleum sludge treatment and disposal: A review. **Environmental Engineering Research**, v. 24, n. 2, p. 191-201, 2019. Available from: <http://dx.doi.org/10.4491/eer.2018.134>

International Joint Conference Radio 2022

Estudo para avaliação de desempenho de microssílica SBA-15 funcionalizada com APTES@EDTA, APTES@DTPA e APTES@TETA para aplicação na recuperação de rejeitos contendo Samário-153

ARAÚJO^a B. G

bruna.goar@gmail.com

1. Introdução

Um dos objetivos das indústrias químicas e institutos de pesquisas é diminuir a quantidade de resíduos químicos gerados. Para os institutos da área nuclear, esse objetivo é visto com maior prioridade, pois metais de terras raras leves e pesados são utilizados com maior frequência. Entre os 17 elementos de terras raras (ETR), o samário foi amplamente utilizado como absorvedor de nêutrons na indústria nuclear, como reagente químico em síntese orgânica e na radiofarmácia, pois o samário-153 radioativo é usado na medicina nuclear para tratar a dor intensa associada ao câncer que se espalha para os ossos (ANDERSON, 2002; SHIRVANI-ARANI, 2008).

Com o foco em recuperar os ETR dos resíduos gerados, a adsorção pode ser usada para retirar íons metálicos de fontes de baixa concentração, utilizando processos relativamente simples. Muitos adsorventes para elementos de terras raras foram estudados (OGATA, 2015), como, por exemplo, as peneiras moleculares funcionalizadas.

Uma peneira molecular mesoporosa muito utilizada como adsorvente é a chamada SBA-15 (Santa Barbara Amorphous number 15). Essa apresenta elevado diâmetro médio de poros e grande estabilidade térmica e hidrotérmica. A presença de porosidade permite que as moléculas tenham acesso a elevadas áreas superficiais, aos quais estão associadas a altas atividades catalíticas e adsorptivas (PEREIRA, 2012). Essas peneiras, depois de sintetizadas, são funcionalizadas com organossilanos e agentes complexantes visando obter materiais com elevada capacidade de retenção de íons metálicos e melhorar sua seletividade de acordo com o tipo de metal a ser adsorvido.

Neste trabalho, para funcionalizar a sílica sintetizada, foi utilizado o organossilano APTES e três agentes complexantes diferentes, sendo eles: EDTA, DTPA e TETA. O objetivo de sintetizar e funcionalizar quatro sílicas diferentes é descobrir qual delas apresenta o maior poder de adsorção do metal Sm^{+3} , com o objetivo de contribuir com a recuperação dos rejeitos contendo elementos de terras raras radioativos ou não.

2. Metodologia

2.1. Materiais

Nesse estudo foram utilizados os seguintes reagentes: TEOS (Tetraethyl orthosilicate) – Aldrich; Pluronic P-123 – Aldrich; Tolueno P.A. – RioLab; Éter Etílico P.A. – Vetec; Álcool Etílico – Vetec; APTES ((3-Aminopropyl)triethoxysilane) – Sigma-Aldrich; EDTA (Ácido Etilenodiaminotetracético) – Vetec; DTPA (Ácido dietilenotriamina penta acético) – Vetec; TETA (Trietilenotetramina) – ChemCruz; Ácido Clorídrico – Vetec; DMF – Vetec.

2.2. Síntese da SBA-15

A síntese do SBA-15 foi feita seguindo o procedimento descrito por ZHAO (1998), tendo apenas uma modificação, onde, ao invés da mistura ir para a autoclave, essa ficou em refluxo sob agitação mecânica e aquecimento com valores de acordo com o autor acima citado.

2.3. Síntese da SBA-15@APTES

Uma massa de 0,20 g da sílica SBA-15 previamente tratada foi colocada em um balão de fundo redondo com tolueno e APTES em uma proporção de 200:1. Essa mistura ficou em agitação por 4h sob temperatura ambiente. Após a agitação, a amostra foi filtrada a vácuo, lavada com o mesmo solvente e colocada na estufa para secar por 2h a 120°C.

2.4. Síntese da SBA-15@APTES@EDTA, SBA-15@APTES@DTPA e SBA-15@APTES@TETA

Em um recipiente fechado (A), foi colocado 0,20g da SBA-15@APTES juntamente com tolueno e EDTA numa proporção 15:1. Em um segundo recipiente similar (B), foi colocado 0,20g da SBA-15@APTES junto a tolueno e DTPA uma proporção 200:1. Em um terceiro recipiente (C), também fechado, uma massa de 0,20g de SBA-15@APTES foi colocada juntamente a uma mistura previamente feita de TETA e DMF, numa proporção 1:2, mais o volume de 5,6mL de tolueno.

Essas misturas foram colocadas sob uma agitação de 700 rpm a uma temperatura de 65°C, 65°C e 100°C, respectivamente, por 20h. Após a agitação, as amostras foram filtradas à vácuo e lavadas com éter etílico separadamente. Elas também foram colocadas para secar, na estufa, por 30min a 120°C.

2.5. Processo de adsorção do metal Sm⁺³

Para este processo, foi preparado 250mL de uma solução 0,1 mol. L⁻¹ de Sm₂O₃ usando etanol como solvente. A solução foi dividida em 5 recipientes contendo 50mL cada. Aos 4 recipientes com 50mL de óxido de samário foi adicionado as 4 amostras de sílica, sendo elas: SBA-15@APTES; SBA-15@APTES@EDTA; SBA-15@APTES@DTPA E SBA-15@APTES@TETA. Essas misturas foram colocadas em uma agitação de 900rpm por 18h sob temperatura ambiente. O 5º recipiente não teve adição da sílica, pois será tratada como uma solução padrão para conhecimento quantitativo da contagem de Samário-153. Após a agitação e um pequeno repouso, foi retirada uma alíquota do sobrenadante de cada recipiente, para posteriores caracterizações.

As amostras sólidas das sílicas foram caracterizadas por Infravermelho e as alíquotas retiradas dos recipientes foram caracterizada pela técnica de espectroscopia gama.

3. Resultados: devem conter os dados obtidos no referido estudo e podem ser apresentados com auxílio de tabelas e/ou figuras.

4. Conclusões: devem ser apresentadas claras e objetivamente, baseadas na definição de objetivos e resultados obtidos.

5. Referências:

ZHAO, E., FENG, J., HUO, Q, FENG, J..G.H., CHMELKA, B.F., STUCKY, G.D. Nonionic triblock copolymer and oligameric surfactant syntheses of highly ordered hydrothermally stable, mesoporous silica structures. *J. Am. Chem. Soc.* v. 120, p. 6024-6036, 1998.

ANDERSON, Peter M. et al. High-dose samarium-153 ethylene diamine tetramethylene phosphonate: low toxicity of skeletal irradiation in patients with osteosarcoma and bone metastases. **Journal of Clinical Oncology**, v. 20, n. 1, p. 189-196, 2002.

SHIRVANI-ARANI, Simindokht et al. Synthesis of nano-pore samarium (III)-imprinted polymer for preconcentrative separation of samarium ions from other lanthanide ions via solid phase extraction. **analytica chimica acta**, v. 623, n. 1, p. 82-88, 2008.

OGATA, Takeshi; NARITA, Hirokazu; TANAKA, Mikiya. Adsorption behavior of rare earth elements on silica gel modified with diglycol amic acid. **Hydrometallurgy**, v. 152, p. 178-182, 2015.

PEREIRA, Adriana et al. Síntese de MCM-41 e SBA-15 com grupamentos amino-propila trocados com metais de transição para reações de oxidação: Seropédica, RJ. 2012.

International Joint Conference Radio 2022

Preparo da monitoração de radônio em ambientes internos de Belo Horizonte

Takahashi^a L.C., Santos^{a,b} T.O., Almeida^a, S.S.P., Squair^a, P.L., Passos^a R.G

^aCentro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN), Av. Pres. Antônio Carlos, Rua Mário Werneck, 6627, Pampulha, Belo Horizonte - MG, 31270-901

^bDepartamento de Anatomia e Imagem (IMA/UFMG), Av. Alfredo Balena, 190, Santa Efigênia, Belo Horizonte – MG, 30130-100
laura.c.takahashi@gmail.com

Introdução: A radioatividade natural varia entre as regiões. Áreas com níveis de radiação elevadas ocorrem a partir de diversos fatores, como altitude, a formação rochosa e a geologia local, presença de urânio e outros minerais radioativos [1]. Em relação ao impacto radiológico, os elementos naturais mais importantes são o urânio e o tório e seus produtos de decaimento, também chamados de radionuclídeos secundários, como o radônio [2]. O radônio e sua progênie são responsáveis por 42% da dose total anual que os indivíduos recebem. De acordo com a Organização Mundial da Saúde (OMS), o radônio é responsável por mais de 15% do câncer de pulmão no mundo, sendo ele a segunda maior causa dessa enfermidade [3]. A *International Atomic Energy Agency* (IAEA) enfatiza que os níveis de radônio são dependentes da composição geológica da área e dos materiais de construção envolvidos [4]. A partir da medição do radônio no ar, no solo e o estudo da composição geológica local é possível estabelecer medidas de mitigação. A cidade de Belo Horizonte (BH) possui a maior parte do embasamento geológico em rochas arqueanas do complexo granítico-gnáissico. Nesse contexto, pesquisas do Laboratório de Radioatividade Natural do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (LRN/CDTN) reportam que a cidade de BH apresenta potencial de estudo da radioatividade natural [2] e sugerem estudos aprofundados da radioatividade natural na cidade. Este trabalho tem como objetivo apresentar a metodologia utilizada na Campanha de monitoração de radônio em ambientes internos de BH, a qual faz parte de um projeto de pesquisa direcionado ao estudo da radioatividade natural em BH.

Metodologia: De acordo com as recomendações da OMS, a instrumentação utilizada consistiu em detectores passivos de estado longo, do tipo CR-39 Baryotrak/Fukuvi para medir a radiação alfa proveniente do radônio. Esses detectores possuem o certificado de aferição do laboratório provedor dos mesmos. O detector CR-39 foi colocado dentro da câmara de difusão com diâmetro de 4 cm, juntamente com 3 dosímetros termo luminescentes (TLD) para medir a radiação gama natural do ambiente. Os TLDs do tipo LiF: Mg, Cu, P (MCP) possuem ultra-alta sensibilidade para monitoração ambiental e expressam a grandeza de equivalente de dose ambiente H*(10). Os mesmos foram calibrados no Laboratório de Calibração de Dosímetros (LCD/CDTN) e submetidos a leitora de TLD, RADOS RE 2000, para que fosse feito o processo de *annealing*, onde o TLD foi exposto a uma temperatura 240° C por um período de tempo de 32 segundos. Após a colocação de 1 CR-39 e 3 TLDs dentro das câmaras de difusão, as mesmas foram fechadas e lacradas.

Com o intuito de apresentar a pesquisa para a sociedade e convidá-la a colocar um detector em seus domicílios criou-se a “Campanha de Monitoração de Radônio em Ambientes Internos de Belo Horizonte”. Essa campanha foi baseada na Campanha de nacional de monitoração do gás radônio da Agência Portuguesa do Ambiente (APA) e nas recomendações da OMS. A campanha criada foi compartilhada nos meios digitais e presencialmente. O principal objetivo da campanha era encontrar pessoas que aceitassem colocar a câmara de difusão com o detector CR-39 e os TLDs em seus domicílios por três meses no período seco e três meses no período chuvoso. Como o radônio tende a acumular em ambiente internos/fechados, estes ambientes foram o alvo da monitoração e incluiu casas, apartamentos, locais de trabalho, comércios, escolas, depósitos entre outras construções. A escolha dos pontos de estudo foi feita com base nos locais disponibilizados pelas pessoas que aderiram a campanha. Para garantir a maior distribuição espacial possível da cidade de BH foi gerado uma grade de referência, retirada do banco de dados da Prefeitura de BH, que divide o território da cidade em quadrados de 1,2 x 1,2 km. O número amostral almejado foi mil, número determinado com base em estudos prévios de monitoração de radônio [5].

Resultados: As pessoas que aderiram ao projeto de pesquisa voluntariaram seus domicílios para que pudesse ser realizado o estudo. No total foram montados 467 kits contendo os detectores. Esses foram planejados para informar de maneira prática as instruções de colocação do detector e, assim, obter os melhores resultados. Em cada kit continha: (1) câmara de difusão com 1 CR-39 e 3 TLDs; (1) carta de apresentação do projeto de pesquisa; (1) protocolo de instalação e cuidados para com o detector; (1) panfleto explicativo do radônio; (1) adesivo para ser colocado na tampa da câmara depois de 3 meses; e adereços para fixar o detector no local. Ademais, foi gravado um vídeo explicativo de como colocar, cuidar e retirar o detector. A distribuição foi feita por uma equipe orientada para passar as devidas instruções para as pessoas. Ressalta-se que a campanha apresentou boa adesão de colaboradores. A utilização de plataformas digitais para divulgação mostra-se um recurso eficaz para alcançar diversas pessoas, otimiza o tempo e permite a aleatoriedade dos pontos amostrais. A abordagem pessoal delonga mais tempo, entretanto também é um recurso potencial, pois otimiza a explicação e é imediata.

Conclusões: A metodologia estabelecida até o momento foi pertinente aos objetivos propostos no estudo da radioatividade natural de BH. A busca para otimizar o diálogo com o público é fundamental em pesquisas que precisam da colaboração da população. O projeto ainda está em andamento e espera-se que os resultados obtidos permitam estudar o radônio e a radiação gama em ambientes internos de BH.

Referências:

- [1] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR). *UNCEAR 2019 Report*. United Nations, New York, 2020.
- [2] Santos, T.O. *Distribuição da concentração de radônio em residências e outras construções da Região Metropolitana de Belo Horizonte - RMBH*. Tese de mestrado da Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, Brasil, 2010.
- [3] Organização Mundial da Saúde (OMS). *Who handbook on indoor radon: a public health perspective*. France, WHO Library: Cataloguing-in-Publication Data, 2009.
- [4] International Atomic Energy Agency (IAEA). *No immediate change needed in IAEA radon protection recommendations*, 2019.
- [5] Chen, J. et al. *Determining the sample size required for a community radon survey*. Health Physics Society, 2008.

International Joint Conference Radio 2022

Uma proposta alternativa de baixo custo para monitoramento de radiação ambiental no Brasil

Silva^a R. P. da, Souza^a E. M. de, Razuck^a F. B. , Ferreira^a A. C. de M.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria, 3773, Rio de Janeiro, Brasil
renato.silva@ird.gov.br; elder@ird.gov.br ;fernando.razuck@ird.gov.br;
ana.cristina@ird.gov.br

Introdução

Apesar dos avanços na radioproteção, é cada vez mais evidente a necessidade de monitoramento da radiação ambiental para garantir a proteção da população, seja de acidentes na indústria nuclear como Chernobil, Fukushima, seja devido a acidentes radiológicos como o de Goiania ou o de Ciudad Juarez no México, seja devido a efluentes de empresas de mineração [7] ou mesmo para prevenir atos de terrorismo. Tem-se que diversos países já implantaram redes de monitoramento, a Alemanha possui uma rede de mais de 1800 estações de monitoramento fixas equipadas com Geigers. A Europa como um todo tem uma rede de mais 5000 estações de monitoramento. O Brasil não só não tem um levantamento radiológico do sub-solo de todo o território, como também apenas uma pequena fração do ambiente urbano foi monitorada, e acima de tudo o país não dispõe de uma rede de estações de monitoramento. Como consequência nossa população esta exposta a riscos como uma identificação tardia de um acidente que poderia levar a uma exposição de grande número de pessoas [5; 6].

O objetivo deste trabalho é apresentar um sistema já em desenvolvimento, que consiste em uma proposta, não para um levantamento radiológico, mas de uma forma alternativa de fazer o monitoramento permanente da radiação ambiental. Este sistema seria plenamente aplicável ao Brasil, considerando que em função da extensão territorial e das restrições orçamentárias, a utilização de um sistema nos moldes do alemão ou do europeu seria praticamente inviável, em vistas dos custos para instalação e principalmente para a manutenção.

Metodologia e descrição

O sistema proposto é baseado em um dispositivo desenvolvido especialmente para fazer este tipo de monitoramento, e assim como nos trabalhos e pesquisas relativos às iniciativas da “ciência cidadã” [1; 2], se busca por alternativas de baixo custo. Neste caso o aparelho é em si autossuficiente para fazer todas as leituras e enviá-las via rede de telefonia móvel, ficando dependendo apenas de energia provida por uma bateria ou pelo veículo, dispensando qualquer interferência do usuário.

Cada dispositivo é uma estação móvel composta por um contador Geiger, um sensor de temperatura, umidade e pressão atmosférica além de um microcontrolador associado a um chip de telefonia e *Global Positioning System* (GPS). Tendo sido desenvolvido um programa na linguagem C++ para que este microcontrolador que faz então as contagens dos pulsos do Geiger, obtém a temperatura, a umidade, e a pressão atmosférica assim como dados de georreferenciamento e os transmite via rede de telefonia para um computador virtual na nuvem. Este computador fica ativo, com acesso à internet 24 horas por dia 7 dias por semana recebendo os dados. Após um primeiro tratamento este computador disponibiliza estes dados para acesso georreferenciado podendo emitir alertas diretamente para o celular das pessoas de interesse, quando necessário.

Estas estações não estariam em veículos de uso dedicado e sim em veículos que rotineiramente percorrem grandes distâncias, como ônibus, caminhões, táxis, veículos ligados a órgãos públicos ou prestadores de serviços. O uso deste dispositivo nestes veículos permitiria a um mesmo aparelho fazer a medição de milhares de pontos por dia ao longo de um percurso, assim como, fazer várias leituras de um mesmo local ao longo do tempo, na medida que o veículo repetisse a rota. E o conjunto permitiria um levantamento/monitoramento radiológico contínuo que de outra forma seria extremamente custoso e difícil de implantar em um país como o Brasil.

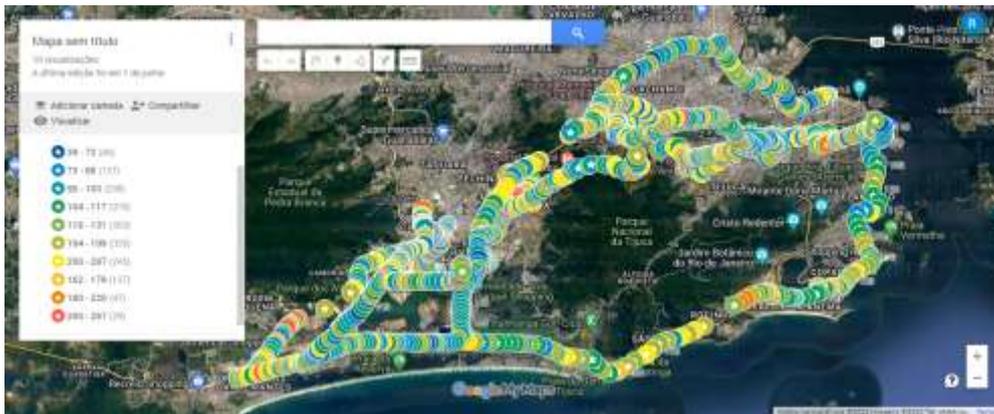
Discussões

Nos últimos anos, projetos de ciência cidadã com a elaboração de *Apps* e sensores começaram a utilizar smartphones para coleta de dados em diversas áreas do conhecimento, incluindo a área ambiental. Estes

desenvolvimentos também ocorreram na área da radiação ambiental incluindo a área nuclear [1]. Alguns destes equipamentos apenas indicavam a presença de radiação, enquanto que outros eram capazes de transmitir as leituras através de uma conexão sem fio para o *smartphone* do usuário que os associava a dados georreferenciados e os retransmitia para uma central. Na ciência cidadã a grande maioria dos dados são coletados por meio de dispositivos móveis, como *smartphones* [1]. Ressalta-se ainda o uso de *softwares* livres aplicados aos diferentes projetos contribuindo para baixar custo dos mesmos [1; 2].

Resultados

Hoje o sistema está na fase de calibração e ajustes, já tendo resultados de um estudo preliminar, no qual foram coletadas mais de 25000 leituras acumuladas em um período de cerca de 15 dias. Os resultados embora preliminares e carecendo de ajustes na parte de filtros e visualização no mapa, demonstram a aplicabilidade e todo o potencial do sistema proposto, conforme mostrado na figura a seguir.



Como ainda se trata de um estudo piloto/preliminar todas as medições aqui apresentadas foram obtidas com o aparelho em um automóvel. As leituras estão apresentadas em contagens por minuto (com). Estes resultados já evidenciam os ganhos que a monitoração remota, à distância, por dispositivos conectados à internet permite. Ao fazer o monitoramento de locais inacessíveis a um técnico, permitindo que do escritório se tenha acesso a informações de campo em tempo real [4], inclusive com a emissão de alertas, que de outra forma seriam impossíveis.

Conclusão/Considerações

Conforme observado na figura anterior, o sistema mesmo em caráter preliminar já mostra toda sua potencialidade. No momento estão sendo trabalhados detalhes relativos a filtros dos dados a serem apresentados na visualização dos resultados, assim como, no tratamentos relativos a medições de um mesmo local em tempos diferentes.

Referencias

- [1] Oliver, K.; BENOIT, M.; MULLER, A. SCHMELING, S. Smartphone and Tablet-Based Sensing of Environmental Radioactivity: Mobile Low-Cost Measurements for Monitoring, Citizen Science, and Educational Purposes. *Sensors*, 19, 4264, 2019.
- [2] RAMOS, M. S.; RAZUCK, F. B. Elaboration of an App for calculations of dosimetric quantities aiming at radiological protection. *Journal of Physics. Conference series*, v. 1826, p. 012043, 2021.
- [3] ODENWALD, S. Smartphone Sensors for Citizen Science Applications: Radioactivity and Magnetism. *Citizen Science: Theory and Practice*, 4(1): 18. 2019.
- [4] SUNNY, Ali Imam and Zhao, Aobo and Li, Li and Kanteh Sakiliba, Sambu- Low-Cost IoT-Based Sensor System: A Case Study on Harsh Environmental Monitoring, 2020.
- [5] SOUZA, Elder Magalhães de, Rastreamento gama terrestre: estimativa da exposição da população à radioatividade em áreas urbanas/ Elder Magalhães de Souza. Rio de Janeiro: IRD, 2017.
- [6] ROCHEDO, E.R.R., SALLES, K, SOUZA, E.M., FIEL, J.P., "Assessment of The External Exposure of The Brazilian Population to Natural Background Radiation", *Radioproteção*, Vol 3, 2016.
- [7] DA SILVA, RENATO P, Contaminação e Remediação/Contamination and Remediation, CBMRI, 2021.

International Joint Conference Radio 2022

Radionuclídeos naturais em áreas verdes urbanas da Região Metropolitana de Recife

Lira M. B. G^a, Ferreira F. S^a, Santos M. S^a, Santos R. C. C^a, Santos T. O^a, Costa M. A. R^a,
Almeida, I. L^a e Magalhães M. R. L^a, França E. J^a.

^aCentro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Cep-50730-120, Recife-PE, Brasil

liramarcelo@hotmail.com

Introdução:

As Radiações ionizantes, são aquelas com energia superior a 12,4 eV capazes de ionizar átomos. Os seres humanos estão expostos diariamente aos efeitos dessas radiações que podem ser de origem natural ou artificial. As primeiras, representam cerca de 70% da exposição, sendo o restante, devido a fontes artificiais [1].

As exposições externas dependem dos radionuclídeos terrestres, que apresentam níveis em função do tipo de rocha mãe, assim como os níveis mais altos de radioatividade está ligado a presença de rochas ígneas. Essas exposições levam em conta tanto as radiações em ambientes fechados quanto ao ar livre, sendo a primeira cerca de 40% maior por conta do gás radônio Rn-222 produto do decaimento do Ra-226 presente em materiais de construção, águas subterrâneas cuja as emanções ficam confinadas em ambientes fechados [2].

Este trabalho teve por objetivo analisar a concentração dos radionuclídeos nas praças e parques localizados na Região Metropolitana do Recife – RMR, onde, ocorre em alguns pontos afloramento de rochas contendo elevada concentração de radionuclídeos.

Metodologia:

As amostras de solo foram coletadas a uma profundidade de zero a vinte centímetros, em seguida foram transportadas para o laboratório onde foi retirado materiais indesejáveis. Em seguida as amostras foram homogeneizadas e colocadas para secar a 60 graus na estufa de circulação fechada até peso constante. Após secar as amostras foram colocadas em recipientes lacrados até que as mesmas alcançassem o equilíbrio secular para em seguida iniciar a leitura das amostras no Espectrômetro Gama de Alta Resolução – EGAR.

Para assertiva dos resultados, foram calculados os valores certificados e suas respectivas incertezas expandidas em nível de 95% de confiança para os materiais de referência certificados IAEA-312 e IAEA-314 analisados por EGAR.

Os valores de Números E_n para os materiais de referência analisados para os radionuclídeos, foram calculados a partir das incertezas analíticas expandidas em nível de 95% de confiança presentes nos respectivos certificados de análise. Os valores estiveram no intervalo entre -1 e 1, garantindo a qualidade do procedimento analítico para a quantificação de Ra-226, Ra-228 e K-40 em solos analisados.

Resultados:

Foram calculados os resultados das concentrações média, máxima e mínima assim como mediana e coeficiente de variação de atividades dos radionuclídeos naturais Ra-226, Ra-228 e K-40, determinados em amostras de solo de parques e praças da RMR.

Observou-se que, nos solos, do Parque 13 de Maio as concentrações de atividade do Ra-226 variaram de 4 a 321 Bq kg⁻¹, com média de $29,9 \pm 5$ Bq kg⁻¹ para o Ra-228 variaram de 8,97 a 97,7 Bq kg⁻¹ com média de $39,3 \pm 8$ Bq kg⁻¹, as concentrações máximas destes dois radionuclídeos foram as mais elevadas de todos os locais de estudo. Para o K-40 uma variação de 23 a 293 Bq kg⁻¹ com uma média de 75 Bq kg⁻¹. Na praça da Várzea a concentração de atividade máxima para o K-40 foi a maior observada entre todos os locais em estudo com uma variação de 92 a 527 Bq kg⁻¹ e uma média de 236 Bq kg⁻¹, as concentrações de atividade do Ra-226 variaram de 11,6 a 57,2 Bq kg⁻¹ com média de $21,7 \pm 4$ Bq kg⁻¹ para o Ra-228 variaram de 25,4 a 57,2 Bq kg⁻¹ com média de $35,9 \pm 6$ Bq kg⁻¹.

Para o Parque do Eng. do Meio as concentrações de atividade do Ra-226 variaram de 14 a 37,4 Bq kg⁻¹ com média de 22 ± 4 Bq kg⁻¹ para o Ra-228 variaram de 29 a 61,3 Bq kg⁻¹ com média de $43,9 \pm 8$ Bq kg⁻¹ este local apresenta a maior concentração média de atividade comparada com os outros locais de estudo, para o K-40 uma variação de 100 a 516 Bq kg⁻¹ com uma média de 260 Bq kg⁻¹ de maneira geral este local apresenta a maior atividade relacionada ao K-40.

Enquanto que na Praça do Eng. do Meio BR-101 as concentrações de atividade do Ra-226 variaram de 12,6 a 27,5 Bq kg⁻¹ com média de 19,3 ± 3 Bq kg⁻¹ para o Ra-228 variaram de 25 a 57,9 Bq kg⁻¹ com média de 46,6 ± 6 Bq kg⁻¹, para o K-40 uma variação de 79 a 415 Bq kg⁻¹ com uma média de 242 Bq kg⁻¹.

As praças e parques mais próximas da região norte sob influência do fosforitouranífero como o Parque de Paulista as concentrações de atividade do Ra-226 variaram de 7,9 a 26,8 Bq kg⁻¹ com média de 16,6 ± 3 Bq kg⁻¹ para o Ra-228 variaram de 22 a 58,4 Bq kg⁻¹ com média de 40,5 ± 5 Bq kg⁻¹, para o K-40 uma variação de 44 a 277 Bq kg⁻¹ com uma média de 120 Bq kg⁻¹, e na Praça de J. Paulista as concentrações de atividade do Ra-226 variaram de 19 a 130 Bq kg⁻¹ com média de 44,2 ± 6 Bq kg⁻¹ para o Ra-228 variaram de 22 a 59 Bq kg⁻¹ com média de 39,6 ± 9 Bq kg⁻¹, para o K-40 uma variação de 38 a 248 Bq kg⁻¹ com uma média de 120 Bq kg⁻¹ não foi observada grandes diferenças de atividade se comparado com as outras áreas.

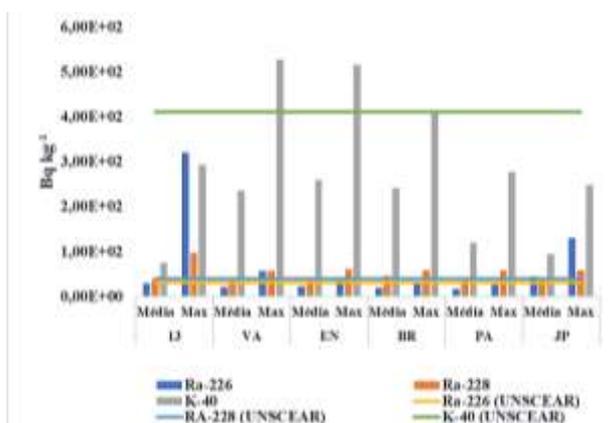
Em todos os locais em estudo as concentrações de atividade para Ra-228 estão um pouco acima dos valores de background fornecido pela [3]. Para as concentrações máxima de atividade todos os parques e praças apresentam pontos com maior atividade considerando os valores de background para Ra-226 e Ra-228.

Para o radionuclídeo K-40 a praça da Várzea, o Parque do Eng. do Meio e Praça da BR-101 apresenta uma atividade superior. Mesmo considerando as diferenças encontradas, as médias obtidas são muito parecidas aos valores médios mundiais desses radionuclídeos em solos [3].

Com base no relatório da [4] a dose efetiva anual relativa a radiações de fontes naturais, variam de 1 a 13 mSv. ano⁻¹ com uma média global de 2,4 mSv. ano⁻¹, a partir destes valores 0,39 mSv. ano⁻¹ ano para radiação cósmica; 0,48 mSv. ano⁻¹ terrestre externa (ar livre e ambiente fechado); 1,26 mSv. ano⁻¹ para inalação e 0,29 mSv. ano⁻¹ para ingestão.

Do valor médio de 0,48 mSv. ano⁻¹, o valor de 0,7 mSv. ano⁻¹ é a média relativa as exposições ao ar livre. Segundo recomendações internacionais como IAEA seguidas pela ICRP e pela CNEN, o limite de dose efetiva anual para indivíduos do público é de 1 mSv. ano⁻¹ acima dos valores de dose efetiva anual para exposição à radiação natural. Nas praças e parques em estudo a taxa de dose variou de 35,9 a 48,37 nGy h⁻¹ com uma média de 43,5 nGy h⁻¹; os valores obtidos para dose efetiva variaram de 0,22 e 0,30 mSv. ano⁻¹ com média de 26,8 mSv. ano⁻¹. Todos os locais em estudo apresentaram valores de dose efetiva a baixo dos valores de referência.

Figura 1- Concentrações de atividade média e máxima em (Bq kg⁻¹) dos radionuclídeos Ra-226, Ra-228 e K-40 nos solos de praças e parques da RMR e valor médio fornecido pela UNSCEAR 2008.



(13) = Parque 13 de Maio; (VA) = Praça da Várzea; (EN) = Parque do Eng. do Meio; (BR) = Praça do Eng. do Meio BR-101; (PA) = Parque de Paulista; (JP) = Praça de Jardim Paulista

Fonte: O autor.

Conclusões:

De modo geral, a concentração média de radionuclídeos encontradas nas praças e parques analisados não apresentam risco a saúde humana. Porém, novos estudos serão realizados para determinar o grau de exposição de um indivíduo nas proximidades dos pontos onde a concentrações foram mais elevadas.

Referências:

1. OKUNO, Emico; YOSHIMURA, Elisabeth Mateus. Física das radiações. Oficina de Textos, p. 296, 2016.
2. AMARAL D. S. deric Amaral dos santos, Radônio-222 e radionuclídeos associados em águas de poços e solos na área do fosforito uranífero da Região Metropolitana do Recife. Dissertação de Mestrado. Universidade Federal de Pernambuco, p.99, 2018.
3. UNSCEAR. Sources, effects and risks of ionizing radiation, United Nations scientific committee on the effects of atomic radiation. UNSCEAR Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. United Nations, 2015.
4. UNSCEAR. Sources, effects and risks of ionizing radiation, United Nations scientific committee on the effects of atomic radiation. UNSCEAR Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. United Nations, 2008.

International Joint Conference Radio 2022

Radionuclídeos Naturais em Solos Parque Nacional do Catimbau, Buíque, Pernambuco

Costa^a M. A. R., Santos^a C. C S., Silva^a I. L. A., Lira^a M. B. G., Amaral^b R. S., Magalhães^a
M. R. L., De França^a E. J

^aCentro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Cep-50730-120, Recife-PE, Brasil

^bDepartamento de Energia Nuclear. Universidade Federal de Pernambuco, Recife-PE, Brasil
matheus.arcosta@ufpe.br

Introdução: O Parque do Catimbau é considerado uma das mais importantes unidades de conservação das Caatingas, representando uma das poucas áreas protegidas do bioma no Estado de Pernambuco. Encontra-se localizado entre os municípios de Buíque, Ibirimir e Tupanatinga, apresentando uma grande área em forma poligonal, com 62.294,14 hectares. Mesmo não tendo grau de conservação de uma reserva da biosfera, hoje, o Parque do Catimbau é considerado uma área de referência para a pesquisa ecológica no Brasil, um Sítio PELD-CNPq [1].

Diante da escassez de trabalhos acadêmicos de levantamento radiométrico no solo do Brasil, principalmente de áreas de preservação do Nordeste do país, torna-se imprescindível à realização de estudos ambientais nos compartimentos ecológicos em áreas preservadas, cujos resultados podem servir de base para o estabelecimento de valores de referência e contribuir com o direcionamento de ações futuras de controle e monitoração para a melhoria da qualidade ambiental [2].

A maior fonte de radionuclídeos de ocorrência natural é a crosta terrestre, podendo conter níveis mais elevados de minerais radioativos. Como a maioria desses radionuclídeos pertencem às séries de decaimento radioativo do Th-232 e do U-238, a monitoração dos radioisótopos naturais é desejável [3]. Os estudos radioecológicos têm adotado métodos investigativos que permitem a quantificação de radionuclídeos no ecossistema, vias de transferência e deposição, buscando mitigar ou erradicar possíveis riscos para os seres vivos. Desta forma, as regiões, que apresentam níveis elevados de radionuclídeos naturais e outras sem histórico de anomalias radioativas, podem servir de padrões de referência para controle no processo de monitoração [2].

Deste modo, este trabalho teve como objetivo avaliar os radionuclídeos naturais K-40, Ra-226, Ra-228 e Th-228 presentes nos solos do Parque Nacional do Catimbau do Estado de Pernambuco, utilizando Espectrometria Gama de Alta Resolução (EGAR).

Metodologia: O trabalho foi desenvolvido em parcelas de 20 x 50 m (0,1 ha) permanentes de um remanescente de Caatinga localizado no Parque Nacional do Catimbau do Estado de Pernambuco, Brasil. As amostras de solo foram gentilmente cedidas pela equipe do pesquisador Marcelo Tabarelli, Professor da Universidade Federal de Pernambuco (UFPE) e coordenador do Projeto Ecológico de Longa Duração Sítio Parque Nacional do Catimbau (PELD – CNPq; PRONEX/FACEPE/CNPq).

Preparação das amostras de solo

As amostras de solo foram coletadas na profundidade de 0-5 cm, sendo acondicionadas em sacos de coleta e posteriormente encaminhadas para o Laboratório de Amostras Geológicas do SEAMB (Serviço de Análises Ambientais) do CRCN-NE (Centro Regional de Ciência Nuclear do Nordeste-NE). As amostras foram secas em estufa de circulação forçada a 60 °C até peso constante, peneiradas para remoção de raízes e com conseguinte redução do tamanho das partículas ($\leq 0,2$ mm) em almofariz de porcelana. Porções analíticas de aproximadamente 40 g das amostras de solo foram transferidas para recipientes de polietileno com geometria conhecida (1,4 cm de altura e 3,0 cm de raio). Os recipientes foram selados com cola de silicone. Em seguida esperou-se pelo menos 21 dias para que o equilíbrio secular entre o gás radônio e seus radionuclídeos-filhos seja atingido.

Análise por Espectrometria Gama de Alta Resolução – EGAR

Após as amostras atingirem o equilíbrio secular, iniciou-se a quantificação dos radionuclídeos por meio de um detector de Germânio Hiper-puro (HPGe) da Canberra®, modelo GC4018, resolução de 2,2 keV no fotopico de 1,33 MeV do ⁶⁰Co. O tempo de contagem utilizado para análise dos solos foi de 80.000 segundos e para o branco

analítico 200.000 segundos, tempos de medição normalmente empregados para a quantificação de radionuclídeos naturais em solos por EGAR. As curvas semiempíricas de eficiência foram obtidas a partir de padrão interno dopado com soluções de Am-241, Ba-133, Cs-137 e Eu-152. As concentrações de atividade foram calculadas com auxílio do programa Genie da Canberra [4].

Resultados: As concentrações de atividade dos radionuclídeos naturais K-40, Ra-226, Ra-228 e Th-228, determinados por EGAR em solos do Parque Nacional do Catimbau estão apresentados na Tabela 1. As concentrações de atividade de Ra-226 variaram de 3,49 a 19,4 Bq kg⁻¹ com média de 9,53 Bq kg⁻¹. Para Ra-228 e Th-228 os valores apresentaram variação semelhante com médias de 19,72 e 20,46 Bq kg⁻¹, respectivamente. Para K-40, valores entre 5,5 e 223 Bq kg⁻¹ com média de 55,20 Bq kg⁻¹, como a maioria das amostras apresentaram limite de detecção abaixo de 5,5 Bq kg⁻¹, indicam baixa quantidade de potássio disponível neste ambiente, com algumas áreas apresentando níveis mais elevados. De maneira geral, mesmo considerando os valores máximos encontrados para os radionuclídeos estudados nos solos do Parque Nacional do Catimbau, os valores obtidos estão abaixo dos valores médios mundiais fornecidos pela UNSCEAR [5].

Tabela 1 - Concentrações de atividade (Bq kg⁻¹) dos radionuclídeos Ra-226, Ra-228, Th-228 e K-40 em solos do Parque Nacional do Catimbau.

Radionuclídeo	n	n > CMD	Média	Mediana	Mínimo	Máximo	CV (%)	UNSCEAR Média mundial
Ra-226	30	28	9,53	8,82	3,49	19,40	45,88	32
Ra-228	30	24	19,72	15,90	8,77	34,0	37,24	45
Th-228	30	25	20,46	17,90	9,85	35,91	38,56	45
K-40	30	5	55,20	12,0	5,5	223,0	152,13	412

CMD = concentração mínima detectável; n = número de amostras cadastradas; CV = Coeficiente de variação

Conclusões: A espectrometria de raios gama de alta resolução foi capaz de quantificar os radionuclídeos naturais K40, Ra-226, Ra-228 e Th-228 presentes em solos do Parque Nacional do Catimbau. As concentrações médias e máximas dos radionuclídeos estão abaixo dos valores médios mundiais, embora, algumas parcelas apresentaram valores de concentração de atividade dos radionuclídeos naturais mais elevados em comparação com outras parcelas, indicando possíveis anomalias radioativas nos solos do Parque Nacional do Catimbau. Estes resultados servirão de base para o estabelecimento de valores de referência de radionuclídeos naturais no Nordeste do Brasil, contribuindo com o direcionamento de ações futuras de controle e monitoração para a melhoria da qualidade ambiental.

Referências

1. TABARELLI, M. et al. Perturbação antrópica no Parque Nacional do Catimbau: estaria a Caatinga transformando-se em um ecossistema emergente? In: MANTOVANI, W. et al. **Pesquisas em unidades de conservação no domínio da Caatinga: subsídios à gestão**. Edições UFC, pp. 141–162, 2017b.
2. MACIEL NETO, J. A. **Avaliação de radionuclídeos primordiais em solos nativos com diferentes atividades agrícolas no estado de Pernambuco**. Tese de Doutorado, Departamento de Energia Nuclear – DEN, UFPE, Recife, 2017.
3. DE PAIVA, J. D. S. et al. Natural radionuclides in mangrove soils from the State of Pernambuco, Brazil. **Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry**, v. 307, n. 2, p. 883-889, 2016.
4. DE PAIVA, J. D, et al. Applied tools for determining low-activity radionuclides in large environmental samples. **Journal of Radioanalytical & Nuclear Chemistry**, v. 306, n. 3, 2015
5. UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, et al. **Sources and effects of ionizing radiation**. UNSCEAR report to the General Assembly, with scientific annex 2008.

International Joint Conference Radio 2022

Análise da percepção social sobre a ocorrência de câncer atrelado à radiação natural no município de Poços de Caldas/Mg

Silva^a M. A. Andrade^b A. C.

^a Comissão Nacional de Energia Nuclear, Poços de Caldas, MG. Brasil.

^b Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia do Sul de Minas Gerais, Campus Poços de Caldas, Poços de Caldas, MG. Brasil.

marco.silva@cnen.gov.br

Introdução.

A percepção dos indivíduos de uma determinada população em relação aos problemas que venham a ameaçar o bem-estar coletivo nunca é homogênea, porém alguns paradigmas construídos no consciente coletivo que procuram explicar eventos maléficos tendem a se tornarem verdades absolutas.

No município de Poços de Caldas que se localiza no sul do estado de Minas Gerais, o grande paradigma construído pela população é que a ocorrência de casos de câncer está correlacionada à existência de altas taxas de radioatividade natural [1]. Este paradigma local, está intimamente ligado à ocorrência de anomalias radioativas na região e a mineração destas pela Indústria Nucleares do Brasil (INB) [4].

Neste contexto, este trabalho teve como principal proposta, avaliar a percepção da população frente ao paradigma citado e qual o conhecimento desta mesma população frente a publicação e o conteúdo do trabalho: Projeto Planalto de Poços de Caldas: Pesquisa de Câncer e Radiação natural – Incidência e Comportamento de Risco, que promoveu um estudo epidemiológico e de medições da radiação natural. As medições ocorreram em duas etapas A primeira medição da radiação ao ar livre (gama), a segunda *indoor* (radônio). A primeira etapa apontou doses médias inferiores a 5 mSv/ anos, apontando classificação de área de radioatividade normal. A segunda etapa evidenciou maior disposição do radônio em $\leq 100 \text{ Bq/m}^3$ nas residências pesquisadas [1].

Sendo assim, os resultados apontados nas duas etapas demonstraram claramente que a radiação não é um dos grandes componentes de causas de cânceres no município. Vale ressaltar, que a Organização Mundial de Saúde (OMS) determinou como referência o valor de 100 Bq/m^3 como minimizador dos efeitos do radônio *indoor* à saúde pública.

Metodologia.

Para aquisição de dados executou-se pesquisa Quantitativo-Descritiva através de questionário no centro do município de Poços e Caldas, com objetivo de atender aos princípios da validação, da relevância, profundidade, extensão, especificidade e clareza [5]. Participaram da pesquisa, 43 moradores do município.

Como o foco principal da pesquisa envolvia a Percepção da Populacional de Poços de Caldas de forma empírica sobre a ocorrência de cânceres no município, optou-se por não avaliar renda e escolaridade e sua provável vinculação ao tema.

Resultados.

A pesquisa apurou os seguintes fatores principais para ocorrência de Câncer segundo os entrevistados: tabagismo (46,5%), radiação natural (32,5%), alimentação (7%), exposição ao sol (7%), outros (4,7%) e sedentarismo (2,3%).

No quesito conhecimento da publicação da publicação e do conteúdo frente ao Projeto Planalto de Poços de Caldas: Pesquisa de Câncer e Radiação natural – Incidência e Comportamento de Risco [1], a população declarou o percentual de 81,4% de total desconhecimento sobre o conteúdo e resultados

A participação de 43 entrevistados num universo de 152455 habitantes, de acordo com o senso de 2010 [4], indicou um erro amostral de 14,9% no nível de confiança de 95%. [3].

Conclusão.

Os resultados indicaram três linhas de raciocínio. A primeira foi que, as campanhas públicas contra o tabagismo surtiram o efeito esperado na população, pois quase metade dos entrevistados (46,5%) vincularam a ocorrência de câncer ao fumo, demonstrando a eficácia da campanha.

A segunda linha indica que o paradigma criado pelo consciente coletivo da população de Poços de Caldas relacionado à radiação natural local e a ocorrência de câncer persiste, pois 32,5 % dos entrevistados afirmam categoricamente a ocorrência da moléstia motivada pela radiação local.

A terceira linha está intimamente atrelada à segunda. Pois o desconhecimento da população frente ao conteúdo do Projeto Planalto de Poços de Caldas: Pesquisa de Câncer e Radiação natural – Incidência e Comportamento de Risco potencializa o paradigma da correlação social da radiação com a ocorrência de câncer. O projeto determinou média de baixos níveis de radiação, fato que refutou a radiação como um dos principais componentes causadores de câncer. Sendo assim, também foi constatado que o fomento social dos saberes do projeto não foi executado a contento pelo podre publico e demais envolvidos no projeto até a data de execução desta pesquisa.

Este trabalho de pesquisa tem como proposta reavaliar a percepção da comunidade poços-caldense frente ao paradigma construído, e propor ferramentas de difusão do conhecimento científico produzido pelo projeto Pesquisa de Câncer e Radiação natural – Incidência e Comportamento de Risco.

Referências:

- [1] ANTONIAZI, B. N.; SILVA, N. C.; CUNHA, T. N.; OTERO, U. B.; Projeto Planalto de Poços de Caldas: Pesquisa de Câncer e Radiação natural – Incidência e Comportamento de Risco, Belo Horizonte, 2013.
- [2] <<https://cidades.ibge.gov.br/brasil/mg/pocos-de-caldas/panorama>>. Último acesso: 20 de junho de 2022.
- [3] <<https://comentto.com/calculadora-amostal/>>. Último acesso: 20 de junho de 2022.
- [4] < <http://www.inb.gov.br/A-INB/Onde-estamos/Caldas/>>. Último acesso: 15 de junho de 2022.
- [5] LAKATOS, Eva Maria; MARCONI, Marina de Andrade. Fundamentos da metodologia científica. 3. ed. São Paulo: Atlas, 2003.

International Joint Conference Radio 2022

Th-232 Radiological Aspects of Carbonate Niobium Mining Waste Use as Agricultural Amendment

Ayllon, R. M^a., Furlan^b M. R., El Hajj, T. M^c., Silva^a P. S. C.

^a IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, (IPEN/CNEN-SP), Av. Prof. Lineu Prestes, 2242. CEP 05508-000. São Paulo. SP. Brazil.

^b Universidade de Taubaté (UNITAU – SP), Rua Quatro de Março, 432, 12020-270, São Paulo, SP, Brazil

^c Universidade Federal de Alfenas (UNIFAL-MG), Rodovia José Aurélio Vilela, 11999, Poços de Caldas, Brazil
pscsilva@ipen.br

Introduction

Brazil is the world leader in the ferroniobium production, accounting for more than 90% of world production. This metal is widely used in superalloys, superconducting magnets and in medical and jewelry applications [1]. Due to the geological association between niobium ore and Naturally Occurring Radioactive Material (NORM) and the large amounts of waste produced, the later constitute an economic and ecological burden if not properly disposed of or re-used [2]. In this sense, the wasteless concept has gained more and more importance [3]. Earlier measurements made in this residue showed that the ²³²Th activity concentrations found in it has mean value of 1,141 Bq kg⁻¹, reaching up to 5,056 Bq kg⁻¹, depending on the lithological domain [4]. In this research it was proposed the use of the material named carbonate concentrate, produced as tailings in the early stages of the niobium production, as soil amendment.

Methodology

To verify the radiological implications of using the niobium carbonate waste as soil amendment, lettuce was cultivated in four different treatments and two harvesting: a) soil, b) soil + lime, c) soil + carbonate and d) soil + lime + carbonate. In the treatments b and c, 3 kg of lime or carbonate was added to 1 m³ of soil. In the treatment d 1.5 kg of lime and 1.5 kg of carbonate was added to 1 m³ of soil. In each treatment the substrate and lettuce was analyzed by neutron activation analysis (INAA) for Th determination. All samples were dried, crushed and packed in polyethylene bags. Reference materials were used for concentration determination by the comparative INAA method.

Results

Thorium activity concentration in the carbonate niobium waste presented mean value of 652 ± 61 mg kg⁻¹ and in soil with no addition of any amendment (treatment a), the Th concentration was 37 ± 2 mg kg⁻¹. The substrates used in treatments b, c, and d, Th concentrations were 30.7 ± 0.3 , 44 ± 2 and 36 ± 7 , respectively. The concentration of Th obtained in the lettuce samples for the different treatments are shown in table 1. It can be observed that the lowest concentration was found in soil without amendment addition. In the treatment using lime, carbonate or the mixture of the two no significant difference can be observed. It was reported that vegetables consumed in a high background radiation area in Brazil presented mean value of ²³²Th concentration 0.002 mg kg⁻¹. This value is two orders of magnitude lower than the ones reported here.

Considering an ingestion of 2 g day⁻¹ of lettuce and the mean values presented in table 1, the effective dose, in this case, varies from 0.09 to 0.3 μSv y⁻¹.

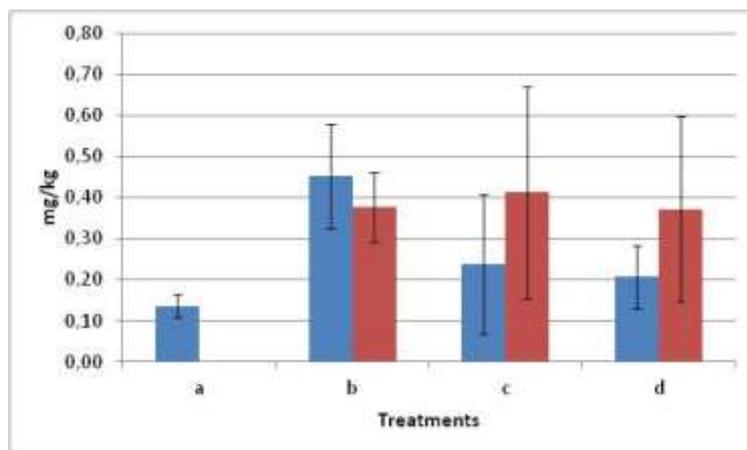


Figure 1: Thorium concentration in lettuce cultivated in a) soil without treatment, b) soil + lime, c) soil + carbonate and d) soil + lime + carbonate. In blue, first harvesting and in red, second harvesting.

Conclusions

The use of amendment in the soil for lettuce cultivation can favor the ^{232}Th absorption, nevertheless, the use of carbonate residue from niobium mining activity do not resulted in higher absorption than the commonly lime regularly used. The effective dose resulting from the lettuce ingestion varied from 0.09 to 0.3 $\mu\text{Sv y}^{-1}$.

References

1. Lima, L. S., Alvarenga, R. A. F., Amaral, T. S., Nolli, P. T. G., Dewulf, J., 2022. Life cycle assessment of ferroniobium and niobium oxides: Quantifying the reduction of environmental impacts as a result of production process improvements, *Journal of Cleaner Production*, 348, 131327.
2. Josef Maringer, F., Baumgartner, A., Cardellini, F., Cassette, P., Crespo, T., Dean, J., ...Vodenik, B., 2017. Advancements in NORM metrology – results and impact of the European joint research MetroNORM. *Applied Radiation and Isotopes*, 126, 273–278.
3. Palacios, L. T., Rodríguez, J. A. E., 2022. In mining, not everything is a circular economy: Case studies from recent mining projects in Iberia, *Resources Policy*, 78, 102798.
4. T. M. El Hajj, M. P. A. Gandolla, P. S. C. Silva, H. Torquato, H. Delboni, 2019. Long-term prediction of non-processed waste radioactivity of a niobium mine in Brazil, *Journal of Sustainable Mining*, 18(3), 142-149.
5. Rosa, M. M. L., Maihara, V. A., Taddei, M. H. T., Cheberle, L. T. V., Avegliano, R. P. Silva, P. S. C., 2022. The use of total diet study for determination of natural radionuclides in foods of a high background radiation area, *Journal of Environmental Radioactivity*, 242, 106793.

International Joint Conference Radio 2022

Radioactivity Concentration and Radiological Effect of Soil from Umuahia Abia State, Nigeria

Onudibia, M. E.^{a,b}, Silva P. S. C^b, Essiett, A.A.^c, Zahn. G.S.^b, Genezini, F. A.^b

^a Department of Pure and Applied Physics, Federal University Wukari, Taraba State P.M.B
1020 Kasinala Road, Wukari, Taraba State.

^b Institute for Energy and Nuclear Research (IPEN), Research Reactor Center (CERPQ),
University of Sao Paulo (USP), São Paulo, Brazil.

^c Department of Physics, University of Uyo, Uyo, Akwa-Ibom, Nigeria

mosesmarke@gmail.com

Introduction

Mining activity plays an important role in the Niger economy. Among a broad variety of minerals are coal, clay, uranium, petroleum and salt. It's a well known fact that the mining of these kind of commodity may lead to NORM, and its spreading in the environment.

The radioactivity has become a key problem that bothers humanity over the years, this is because of its connection man's free from physical disease and pain (Ahmadu et al., 2019). The natural radionuclides emanates from the atmosphere, this is because of the sources such as: external radiation, crusts of earth, e.g. mineral rock ores and soil; also those coming from human bodies as a result of the radionuclides in the air human takes in, drinking water and food consumed etc. (Ibrahim et al., 2021). The most elevated origin of radiation natural exposure emanates from the primordial radionuclides such as ^{238}U and ^{232}Th . The examination of the approximate concentration of radionuclide distribution in the man's immediate surrounding is vital in making available radiological data (Eyebanjo et al., 2018). As the soil is regarded as the major contributor to the radiation emanating from the background radiation, the awareness of its radioactivity global composition is completely significant (Ibrahim et al., 2021).

The study area is located at Umuahia south, Nigeria with geographic coordinates of 5.5249° N and 7.4946° E. It is a mining area, where clays are mine. The mining site far from dwelling area and 5 km from Umuahia town.

The main objectives of this work is to determine the radioactivity concentration, the radiological indices and the radiological impact to the miners, dwellers near the mining sites as well as the present and future radiological hazards associated with the soils and its application.

Method

In this work, the radionuclides such ^{40}K , ^{210}Pb , ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{232}Th were determined using Canberra (USA) High Purity Germanium (HPGe) gamma ray (γ - ray) detector, p-type, in Institute for Energy and Nuclear Research (IPEN), Research Reactor Center (CERPQ), University of Sao Paulo (USP), São Paulo, Brazil.

Results

Mean values of soil activity concentrations and mean values of the main radiological parameters are presented in tables 1, 2, and 3.

Table 1: Activity Concentration of Soil from Umuahia, Nigeria

Activity Concentration (Bqkg-1)				
²²⁸ Ra	²²⁸ Th	²²⁶ Ra	²¹⁰ Pb	⁴⁰ K
68±9	93±9	54±5	47±8	184±16

Table 2: Radiological Parameter of Soil from Umuahia, Nigeria

AD(nGyh ⁻¹)	AED(Svy ⁻¹)		RE(Bq.Kgh ⁻¹)	ELTRCR (OUT)× 10 ⁻³	ELTRCR (IN)× 10 ⁻³
	AED _{OUT}	AED _{IN}			
65	0.0797	0.3191	10645	0.243	0.973

Table 3: Radiological Parameter of Soil from Umuahia, Nigeria

GRI(Bq/Kg)	$I_n H_z I_x$	$E_x H_z I_x$	AGED	$A_{ct} U_z I_x$	ARI	$E_x R_T (\mu R / h)$
1,274	0.643	0.438	498.98	1.63	0.83	323,67

Conclusion

K-40 is much less below the 420 average word values while ²²⁶Ra and ²²⁸Th are 80% and 100% greater than the word average value. For the radiological parameter, AD, AED, $I_n H_z I_x$, $E_x H_z I_x$ are below the word values of 60, 0.08, 0.42, 1 and 1. For: RE, GR, ELTRCR, AGDE, $E_x R_T$ ARI are higher than the word average values. Therefore, the soil is not suitable for construction and farming.

Reference

- Abrrar A. Ibrahim, Abdalsattar K. Hashim and Ali A. Abojasim (2021). **Comparing of the Natural Radioactivity in Soil Samples of University at Al-Husseineya and Al-Mothafeen Sites of Karbala, Iraq.** Jordan Journal of Physics. Volume 14, Number 2, 2021. pp. 177-191.
- Ayeshay.A hmad, Mohammad.A.Al-Ghouti, IbrahimAlSadigand Mohammed Abu-Dieyeh1 (2019). **Vertical distribution and radiological risk assessment of 137Cs and natural radionuclides in soil samples.** Scientific Reports | (2019) 9:12196 |
- Leonid L. Nkuba and Pendo B. Nyanda (2017). **Natural radioactivity levels and estimation of radiation exposure from soils in Bahi and Manyoni Districts in Tanzania.** Brazilian Journal OF Radiation Sciences 05-03 (2017) 01-17.
- Oyebanjo O. A., Falayi E. O., Ogunsanwo F. O. and Odudu Covenant (2018). **Natural Radioactivity and Hazards in Soil Samples in Alade Community, Southwestern Nigeria** Journal of Physical & Life Sciences (CJPL) Vol. 1 No.1, March, 2018.
- Usikalu, M. R., Maleka, P. P., Ndlovu, N. B., Zongo, S., Achuka, J. A., Abodunrin, T. J. (2019). **Radiation dose assessment of soil from Ijero Ekiti, Nigeria.** Cogent Engineering (2019), 6: 1586271 <https://doi.org/10.1080/23311916.2019.1586271> CIVIL & Environmental Engineering | RESEARCH ARTICLE, PG 1-11.

International Joint Conference Radio 2022 Dose in fish from a high background radiation area, MG, Brazil

Pereira^{a,*} W. S., Kelecom^b A., Carmo^c A. S., Lopes^d J. M., Silva Filho^{a,e} W. S.,
Pelegriñelia^f S. Q., Padilha Filho^{g,h,i}, L. G., Silva^a A. X.

^a*Programa de Engenharia Nuclear, UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil*

^b*Instituto de Biologia, Universidade Federal Fluminense, Niterói, Brasil*

^c*Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas, Rio de Janeiro, Brasil*

^d*Instituto de Física, Universidade Federal da Bahia, Salvador, Brasil*

^e*Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia do Piauí, Teresina, Brasil.*

^f*Faculdade Bezerra de Araújo, Rio de Janeiro, Brasil.*

^g*Universidade Federal do Rio de Janeiro / UFRJ. Rio de Janeiro, Brasil.*

^h*Fundação Técnico Educacional Souza Marques / FTESM. Rio de Janeiro, Brasil.*

ⁱ*RadQualyCenter: RQC. Rio de Janeiro, Brasil.*

*pereiraws@gmail.com

Introduction: Before the concern with the radioprotection of the biota, there was a consensus established in the recommendations of the International Commission of Radiological Protection (ICRP), expressed in Recommendations 26: *The commission therefore believes that if man is adequately protected then other living things are also likely to be sufficiently protected*" [1]. This statement was later contested by ICRP Recommendations 60 [2] and 103 [3], pointing out the need of biota radioprotection be carried out explicitly. The state of the art of human radioprotection was reviewed by ICRP [3] and Pereira et al. [4], and radioprotection in biota by Delistraty [5] and Pereira & Kelecom [6], showing differences in approaches and parameters analyzed in both cases. Based on the concept of reference animals and plants (RAP) and/or developing the concept of representative organisms (RO) [7;8], the biota is considered to be protected if the dynamics of its population does not fluctuate numerically in a negative way. For that, biokinetic models of radionuclides in RO were created, establishing conversions factors of activity concentration to dose rate $[(\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1})\cdot(\text{Gy}\cdot\text{h}^{-1})^{-1}]$, and then evaluating experimentally the effects of these dose rates on population dynamics, especially in the RO approach [8].

Objective: This work aims to estimate the dose rate ($\text{mGy}\cdot\text{h}^{-1}$) in freshwater fish from a dam associated with a deactivated uranium mine, and to compare the doses with the biological effects (morbidity and mortality) according to ICRP [3].

Methodology: The fishes were collected in the Águas Claras basin, in syrups, associated with the Ore Treatment Unit (OTU), an old uranium mine undergoing decommissioning. The uranium and thorium were analyzed by the method described by Savvin [9;10]. The dose in biota was assess, seg. ICRP [7].

Results: Analyzing 4 spp of fish, with a total of 31 samples, the activity concentration values for thorium and uranium were $6.65\cdot 10^{-0}$ and $1.98\cdot 10^1$ $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$, respectively. These values generated total dose rates of 2.25 $\text{mGy}\cdot\text{d}^{-1}$ for the 4 spp of fish analyzed. The sum of the mean dose rates due to the analyzed radionuclides can be seen in Fig. 1.

Conclusion: Based on both the estimated dose rate and the biological effects proposed by ICRP [7], one may expect from these values effects on the immune response in RO (trout), biochemical changes to liver and muscle in carp, minor growth anomalies in young salmon and change in response to infection in carp, indicating that measurable biological effects can be identified in studied fish from this dam associated with the uranium mine, as describe in ICRP [7]

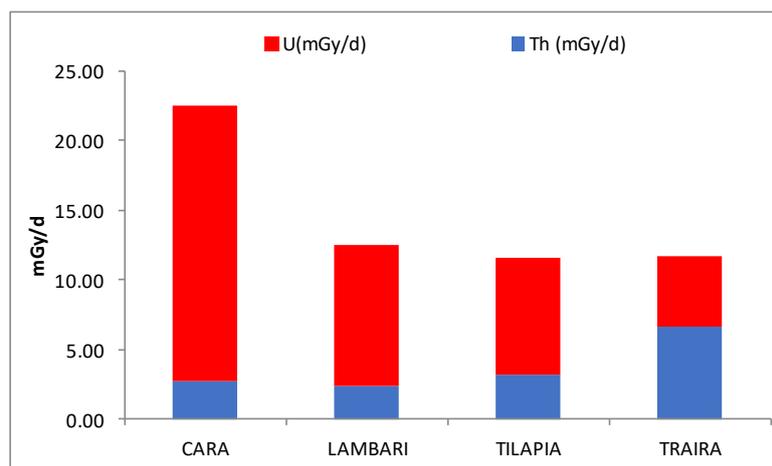


Figure 1. Sum of mean dose rates due to uranium and thorium in the fish studied.

References

1. ICRP, 1977. Recommendations of the ICRP. ICRP Publication 26. Ann. ICRP 1 (3).
2. ICRP, 1990. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3).
3. ICRP, 2008. Environmental Protection - the Concept and Use of Reference Animals and Plants. ICRP Publication 108. Ann. ICRP 38 (4-6).
4. Pereira, W. S.; Kelecom, A.; Silva, A. X.; Magalhães, S. B. (2017). The State of the Art of the World Radioprotection System. Nuclear Science. Vol. 2, No. 3, pp. 87-93.
5. Delistraty
6. Pereira, W., Kelecom, A. (2014). International Recommendations on Calculation of Absorbed Dose in Biota: A Comprehensive Revue. Journal of Environmental Protection, 5, 751-759.
7. ICRP, 2017. Dose coefficients for nonhuman biota environmentally exposed to radiation. ICRP Publication 136. Ann. ICRP 46(2).
8. ICRP, 2021. Radiation weighting for Reference Animals and Plants. ICRP Publication 148. Ann. ICRP 50(2).
9. Savvin, S. B. (1961). Analytical use of arsenazo III: Determination of thorium, zirconium, uranium and rare earth elements. Talanta, 8, pp. 673-685. [https://doi.org/10.1016/0039-9140\(61\)80164-1](https://doi.org/10.1016/0039-9140(61)80164-1)
10. Savvin, S. B. (1964). Analytical applications of arsenazo III—II: Determination of thorium, uranium, protactinium, neptunium, hafnium and scandium. Talanta, 11, pp. 1-6. [https://doi.org/10.1016/0039-9140\(64\)80003-5](https://doi.org/10.1016/0039-9140(64)80003-5)

International Joint Conference Radio 2022

Plano Nacional para o Radão, o caso português

Margarida Malta¹, Heloísa Fonseca¹, Catarina Antunes¹, Maria José Trindade¹

¹Agência Portuguesa do Ambiente, I.P.

O radão é um gás radioativo de origem natural, incolor e inodoro, sendo a maior fonte de exposição à radiação ionizante da população mundial e classificado pela IARC (Agência Internacional para a Investigação do Cancro) desde 1988 como um agente carcinogénico do Grupo 1. Este gás provém das rochas e dos solos e a sua concentração no interior dos edifícios depende principalmente das características geogénicas, do tipo de construção e do uso do edifício. Os efeitos da exposição ao radão na saúde humana são bem conhecidos, sendo necessário estabelecer estratégias para lidar com os riscos decorrentes da exposição prolongada a este gás no interior dos edifícios. A exposição ao radão é a segunda causa de cancro do pulmão, logo a seguir ao tabaco, e a primeira causa em não-fumadores.

A temática do radão é estudada em Portugal desde a década de 80 do século XX, contudo não existe até à data nenhum instrumento jurídico-administrativo que aborde este tema de uma forma integrada que permita lidar, de uma forma eficaz e sustentada, os riscos da exposição prolongada a este gás. Neste contexto, o Decreto-Lei n.º 108/2018, de 3 de dezembro veio criar a obrigatoriedade de um Plano Nacional para o Radão (PNR), incumbindo a sua elaboração à Agência Portuguesa do Ambiente I.P. (APA), enquanto autoridade competente e designada para o efeito. O referido decreto -lei estabelece o regime jurídico da proteção radiológica, bem como as atribuições da autoridade competente e da autoridade inspetiva para a proteção radiológica, transpondo para a ordem jurídica interna a Diretiva 2013/59/Euratom, do Conselho, de 5 de dezembro de 2013, que fixa as normas de segurança de base relativas à proteção contra os perigos resultantes da exposição a radiações ionizantes, refletindo as recomendações internacionais, nomeadamente os Safety Standards da AIEA, General Safety Requirements Parte 3, Capítulo 5, Situação de exposição existente.

No seguimento desta obrigação, foi elaborado um PNR que se apresenta como um instrumento de planeamento macro da política de proteção efetiva dos trabalhadores e da população em geral à exposição ao radão no interior dos edifícios, estabelecendo orientações estratégicas de âmbito nacional, tendo em vista a concretização dos princípios enunciados na legislação comunitária e nacional e com o objetivo de reduzir os riscos decorrentes da exposição prolongada ao radão em habitações, edifícios abertos ao público e locais de trabalho.

Este plano prevê a articulação institucional e a capacitação das entidades que intervêm na gestão do radão, através dos critérios articulação institucional, capacitação técnica, acreditação de serviços e sensibilização da sociedade e dos stakeholders. A comunicação e participação pública e de entidades com responsabilidades em matérias ambientais específicas foram fundamentais para uma integração das questões ambientais e de sustentabilidade nas opções de desenvolvimento que suportam o PNR. Uma das oportunidades deste plano é o reforço de disponibilização de informação e da participação pública, com o reforço da intervenção dos municípios, assegurando-se uma maior transparência dos procedimentos administrativos.

Neste contexto, o PNR pretende assegurar de forma multisectorial a proteção aos riscos de exposição ao radão e reduzir de forma sustentável os seus efeitos na saúde, definindo um conjunto de ações com impacte relevante na mitigação do radão e a relação com a eficiência energética, mas também outras de carácter mais transversal, ligadas à qualidade, à qualificação e à governação.

International Joint Conference Radio 2022

Development and Proposal (Rio Grande do Norte, Brazil)

Campos^a, T.F.C., Motoki^b, K., Pastura^c, V.F.S.,
Sichel^b, S.E., Fonseca^b, E. M.

^aNatural Radioactivity Laboratory of Federal University of Rio Grande do Norte, Natal RN 59064-741; ^bGeosciences Institute of Fluminense Federal University, Gragoatá, Niterói - RJ, 24210-346 ; ^cInstitute of Nuclear Engineering, Rio de Janeiro - RJ, 21941-614
Email: thomas.campos@ufrn.br

Introduction

All living organisms on the planet are exposed to the Earth's natural radiation. Exposure to natural ionizing radiation is a constant and inexorable feature of life. The background radiation comes from soils, air, food, outer space and even our own bodies. The ionizing radiation present in the environment is mainly due to the activity of primordial natural radionuclides U-238, Th-232, K-40 existing in the Earth's crust [1, 2]. The geological formation and the type of soil in a given area control the natural radioactivity and the external exposure associated with gamma radiation. These factors strongly influence the dose distribution of natural terrestrial radiation [2, 3]. Natural radiation is the biggest contributor to the dose absorbed by the world population, therefore, it is vitally important to evaluate the dose of gamma radiation from natural sources. The concentrations of U-238, Th-232 and K-40 varies widely and depends on their location [2]. Most of the external gamma dose rate above typical soils (95%) comes from primordial radionuclides embedded in the soil. The objective of this work is to investigate the natural radioactivity from the streets of the South Zone of Natal city, Rio Grande do Norte, Brazil, through the analysis of the absorbed dose rate in the air, obtained by *in situ* gamma ray spectrometry, in order to determine the equivalent activity concentration of U-238, Th-232 and K-40.

Methodology

For surface gamma radiation measurements, three portable gamma radiation spectrometers model RS-230® with BGO crystal (Radiation Solution Inc, Canada) were used. The instruments are factory calibrated, with a 5-year stability guarantee. The measurements were performed at 1 meter from the ground and away from any masonry construction [3]. For security reasons, measurements were only carried out in the Southern area of the Natal city. The absorbed dose rate was performed during the year 2019 and at each station, *in situ* gamma spectrometry was performed 5 measurements with 3 minutes duration and with a 10-minute interval between them, following the manufacturer's instructions. The average of the data of each station was calculated and taken as the absorbed dose rate the average of the sampled station.

Results

630 sampling points were measured at street corners of the South Zone of the Natal city (Fig.1A), Rio Grande do Norte, Brazil. The natural gamma radiation level showed great variation, due to the capping type: the busy streets have asphalt capping on cobblestone, streets with little traffic have granite cobblestone capping and streets without traffic have no capping and outcrop old dunes sands.

The statistical summary of the gamma radiation variation is given in Table 1 and its distribution interpolated by the "Natural Neighbors" method and respective histogram are given in Figures 1B, C,

Conclusions

Considering the short time that the public remains on the streets from the South Zone of the Natal city, Rio Grande do Norte, Brazil, these streets denote a healthy radiometric potential, show 90% of the Absorbed Dose in the air from external gamma radiation lower than the world average value 59 nGy/h, while 100% of these streets have an Annual External Effective Dose less than 0.6 mSv/year, which are the typical upper values indicated by the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. The measured external hazard index values were lower than the external hazard index of the other municipalities in Rio Grande do Norte, Brazil [4, 5, 6, 7].

Table 1: Statistical summary of the variation of natural gamma radiation (n: 630) from the streets of the South Zone of the Natal city, Rio Grande do Norte, Brazil.

	Max*	Min*	Med*	AM*	SD*	CL
Equivalent activity U (ppm)	6.19	0.09	1.42	1.60	0.99	0.08
Equivalent activity Th (ppm)	31.62	0.70	5.20	5.95	3.27	0.26
Equivalent activity K (%)	3.87	0.10	1.20	1.19	0.72	0.06
External Absorbed Dose (η Gy/h)	149.70	11.50	38.59	39.87	17.53,	1.37
Annual Effective Dose (mSv/a)	0.18	0.01	0.05	0.05	0.02	0.002
Gamma activity index	1.15	0.07	0.30	0.31	0.14	0.01
Ra Equivalent Activity index	310.70	20.53	79.09	82.79	36.27	2.83
External Hazard index	0.13	0.01	0.30	0.03	0.01	0.001
Fatality Cancer Hazard index	0.77	0.06	0.20	0.21	0.09	0.007

* Max: Maximum; Min: Minimum; Med: Median; AM: Arithmetic mean; SD: Standard Deviation; CL: Confidence Level (95%).

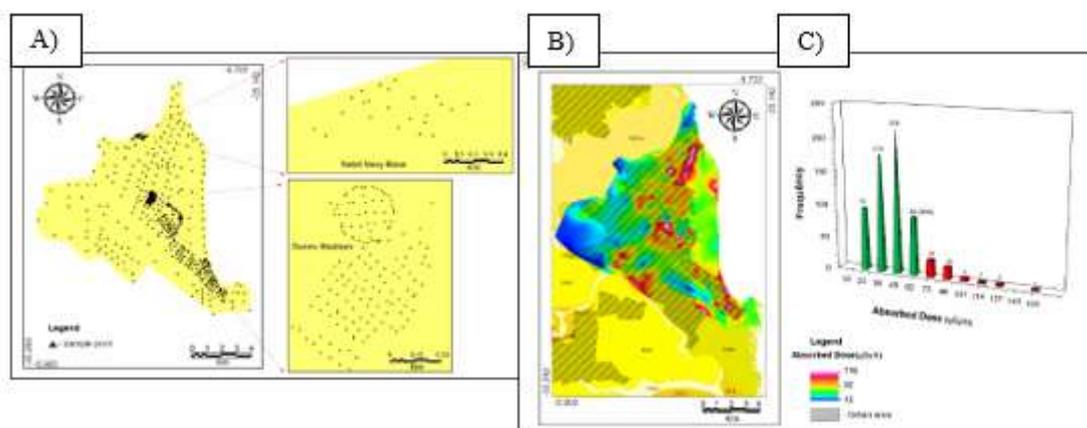


Figure 1: Gamma radiation spectrometry from the streets of the South Zone of the Natal city, Rio Grande do Norte, Brazil: A) Sampling points map. The areas with the highest sampling density are expanded and are the Natal Navy Base and the Dunes Stadium; B) The Absorbed Dose (η Gy/h) interpolative distribution by Natural Neighbors Method; C) Absorbed Dose Histogram (η Gy/h)

Reference

- [1] UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on Effect of Atomic Radiation). Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations, New York: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation 2000.
- [2] BEIR VII. Health risks from exposure to low levels of ionizing radiation. Washington, DC: National Academy of Sciences; 2006.
- [3] IAEA (International Atomic Energy Agency). Guidelines for radioelement mapping using Gamma ray spectrometry data. IAEA, Vienna, 2003. IAEA-TECDOC-1363, ISBN 92-0-108303-3, ISSN 1011-4289.
- [4] Campos, T.F.C., Petta, R., Malanca, A., Pastura, V. F. S., Sichel, S.E., Motoki, A. O gás radônio e a radiação natural em terrenos metagraníticos e pegmatíticos: o caso do município de Lages Pintadas (Rio Grande do Norte, Brazil). Revista de Geologia (Fortaleza). , v.26, p.45 - 52, 2013.
- [5] Campos, T.F.C., Petta, R., Malanca, A., Pastura, V. F. S., Sichel, S.E., Motoki, A. O gás radônio e a radiação natural em terrenos metagraníticos e pegmatíticos: o caso do município de Lages Pintadas (Rio Grande do Norte, Brazil). Revista de Geologia (Fortaleza). , v.26, p.45 - 52, 2013.
- [6] Malanca, A., Pessina, V. & Dallara, G., 1993. Assessment of natural radioactivity in the Brazilian state of Rio Grande do Norte. Health Physical 65(3): 298-302.
- [7] Malanca, A., Gaidolf, L., Pessina, V. & Dallara, G., 1995. Distribution of ^{226}Ra , ^{232}Th and ^{40}K in soils of Rio Grande do Norte (Brazil). Journal of Environmental Radioactivity 30:55-67.

International Joint Conference Radio 2022

Estimativas de taxa de sedimentação do reservatório de Sobradinho, Sobradinho, Bahia

Santos R. C. C., Abreu^a R. E. O., Dos Santos^a R. A., Magalhães^a M. R. L., De França^a E. J.

^aCentro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE) Av. Prof. Luís Freire, 200 -

Curado, Recife - PE, 50740-437

rau-ana@hotmail.com.com

Introdução:

Os reservatórios são lagos artificiais de extrema importância no semiárido, auxiliando na produção de energia elétrica, abastecimento público, irrigação, controle de cheia e secas, entre outras finalidades [1].

Com cerca de 320 km de extensão, capacidade de armazenamento de 34,1 bilhões de m³ e uma superfície de espelho d'água de 4.214 km². O reservatório de Sobradinho, é considerado o maior lago artificial do mundo. A Usina de Sobradinho está no leito do rio São Francisco a 748 km de sua foz, possuindo, além da função de geração de energia elétrica, a de principal fonte de recursos hídricos da região [2].

Com a expansão da agricultura e a urbanização nos arredores das bacias hidrográficas e dos rios, acaba aumentando a disponibilidade de material sólido nas águas, o que pode acarretar no assoreamento do reservatório, principalmente devido a sedimentação destes resíduos externos [3]. O Aumento das taxas de sedimentação pode causar sérios problemas, entre eles, a redução das condições favoráveis à navegação a ocorrência de enchentes, e a redução da vida útil dos reservatórios [4], podendo gerar prejuízos a população e custos elevados para o desassoreamento. Portanto necessitasse de um acompanhamento sedimentométrico para que essas taxas possam ser corretamente estimadas, para a tomada de medidas de prevenção. Diante do exposto o estudo objetivou realizar a primeira estimativa de taxa de sedimentação no Reservatório de Sobradinho – BA, através da concentração de atividade do Pb-210.

Metodologia:

As coletas foram realizadas em 4 locais (figura 1) próximos e no interior do reservatório. Os pontos 1 e 2 com presença de manejo de animais e agricultura, no ponto 3 foi evidenciada atividade de aquicultura, já o ponto 4 trata-se de uma ilha natural no interior do reservatório (ponto de referência). As amostras foram coletadas perfis de PVC que foram introduzidos no fundo do reservatório, em seguida o material coletado foi extraído e separado em amostras a cada 5 cm, gerando o quantitativo de amostras da Tabela 1.

Tabela 1 – Número de perfis e de amostras em cada local

Local	Num. de perfis	Num. de amostras
1	3	45
2	3	43
3	3	20
4	4	44
Total	13	152

Figura 1– Pontos de coleta utilizados no estudo.



As amostras foram secas em estufa a 50 °C até peso constante, e cominuídas utilizando almofariz de porcelana até granulometria inferior a 0,08 mm. Porções analíticas de 4 g foram agitadas mecanicamente após adição de ácido bromídico por 24 horas para extrair o Pb-210 em excesso. O chumbo-210 foi radioquimicamente utilizando os reagentes apropriados seguido da separação com resina DOWEX e precipitado com dicromato de potássio. Toda a solução foi filtrada usando um equipamento de vácuo em papel de filtro quantitativo. Os filtros de amostra contendo chumbo-210 foram secos em estufa e selados para análise pelo Contador Proporcional de Fluxo de Gás por 100 minutos. Todos os cálculos foram feitos em planilha Excel. Para estimar a taxa de sedimentação, foi aplicado o modelo Constant Rate of Supply após auditoria dos dados. Detalhes do método podem ser consultados em Tarso et al. (2019).

Resultados

As taxas de sedimentação estimadas para o reservatório de Sobradinho são apresentadas na Tabela 2 para todos os perfis estudados. Alguns perfis não foram úteis para estimar a taxa de sedimentação. A taxa de sedimentação média esperada para o manejo local desta barragem variou de $0,75 \pm 0,15$ a $1,10 \pm 0,12$ cm ano⁻¹. Os perfis 2 e 3 devem ser monitorados devido aos valores mais elevados em relação ao local de referência (Perfil 4).

Tabela 2 – Valores estimados de taxa de erosão, e erros nos locais estudados.

Perfil de sedimento	Replicata	Taxa de sedimentação (cm ano ⁻¹)		
		Estimada	Erro	Erro (%)
1	1	0.83	0.39	47
	2	1.10	0.36	33
	3	0.81	0.21	26
2	1	0.62	0.06	9
	2	1.48	0.42	29
	3	1.79	0.53	30
3	1	4.57	0.42	9
	2	4.12	0.97	24
	3	3.54	1.52	43
4	1		nd	
	2	1.10	0.12	11
	3		nd	
	4	0.75	0.15	20

Conclusões:

Foi possível realizar os cálculos de taxa de sedimentação através da medida do beta total do ²¹⁰Pb em excesso nos sedimentos. As taxas de sedimentação dos pontos 1 e 4 (local de referência) apresentaram valores muito próximos, indicando não haver muita alteração no ponto 1, o ponto 2 apresentou taxa de sedimentação um pouco maior que o local de referência, indicando também pouca alteração. Já no ponto 3 os valores encontrados chegaram a ser 4 vezes maiores que os do ponto 4, indicando uma maior taxa de sedimentação, aqui a maior contribuição foi a que veio das margens do local.

Referências:

- 1 - BELLINASSO, T. B.; PAIVA, J. B. D.. Avaliação da produção de sedimentos em eventos chuvosos em uma pequena bacia hidrográfica semi-urbana de encosta. Revista Brasileira de Recursos Hídricos, v. 12, n. 14, p. 169-181, 2007.
- 2 - CHESF. Sistema Chesf – Sobradinho, c2022. Sistema Chesf. Disponível em: <<https://www.chesf.com.br/SistemaChesf/Pages/SistemaGeracao/Sobradinho.aspx>>. Acesso em: 24 de jun. de 2022.
- 3 - ONO, G.M.; MANICCH, M.; HILGERT, S.; BLENINGER, T. Estimativa da taxa de sedimentação com uso de armadilhas de sedimentos no reservatório Passaúna- PR. XXIII Simpósio Brasileiro de Recursos Hídricos (ISSN 2318-0358). p. 1-10, 2020.
- 4 - SCAPIN, J.; PAIVA, J. B. D.; BELLING, F. A. Avaliação de métodos de cálculo do transporte de sedimentos em um pequeno rio urbano. Revista Brasileira de Recursos Hídricos, v. 12, n. 14, p. 05-21, out./dez. 2007.

International Joint Conference Radio 2022

Round table “Indoor radon: German and Portuguese experiences”:

State of European radon abatement policy

Bossew^a P., Suhr^b N.

^a Retired, Vienna; ^b German Federal Office of Radiation Protection, Berlin

peter.bossew@reflex.at , nsuhr@bfs.de

Introduction: Radon (Rn) and its progeny are known as carcinogenic agents [1]. This motivated regulation of exposure. Although of natural origin (part of decay chain of ubiquitous uranium), its indoor concentration is strongly controlled by anthropogenic factors such as building type and user behaviour. This is also where protection measures take up. The essential document is the EURATOM Basic Safety Standards [2] (EU-BSS), which is an EU Directive. This means that all Member States are *obliged* to transpose it into National legislation. The process gave rise to various problems, some treated in European research projects such as MetroRadon [3]. Also, the European Atlas of Natural Radiation [4] is partly a product of the discussion about Rn. In this contribution we present the main features of the EU-BSS, address the state of its implementation and open problems, some of which emerged only in the legal process.

EU-BSS and transposition in Germany: The EU-BSS is similar to the IAEA-BSS [5], but stricter in details. Important paragraphs regarding Rn are: An indoor concentration reference level (RL) must be defined, which is at most 300 Bq/m³ as a long-term (in practice annual, to average out periodicities) mean for dwellings and workplaces (incl. public buildings) alike. (Arts. 54/1, 74/1). In workplaces located in Radon priority areas (RPAs) (below), Rn surveys must be performed. Dwellings with Rn>RL shall be identified and remediation is “encouraged” for private owners and required by law for workplaces and in constructive measures for new buildings (Annex XVIII (8)). A Rn Action plan must be established “addressing” long-term Rn risk (Art. 103/1). RPA must be defined (Art. 103/3), which are ones, “where the Rn concentration in a significant number of buildings is expected to exceed the relevant national RL”; details given in Annex XVIII. Conventionally, this is interpreted as the frequency or probability that in an area, Rn concentration is >RL. The formulation, which historically emerged from a complicated decision process around 2010, has been left vague on purpose, to allow inclusion of several concepts. It was clear from the beginning that delineation of RPAs is a hot issue between stakeholders, because its consequences are possibly expensive economically and politically. Most countries chose 300 Bq/m³ as RL, and probability threshold as 10% (e.g. in Germany). A complete overview is still missing.

Germany has a federal structure and implementation of federal law is largely the competence of Federal States (FSs). Radioprotection legislation essentials are located in the Radioprotection Act [6], detailed in the Ordinance [7]. In Germany, the RL is defined by Act/§§ 124 and 126 as a means to evaluate the radon indoor situation (in common rooms and workplaces). Particularly in RPAs, where the RL is exceeded more often, the legislative authority stipulated additional and obligatory measures for the protection against Rn in new buildings and working places. By contrast, private owners of existing dwellings are not required to take further action, albeit it is recommended on a voluntary basis. In accordance with Ordinance/§154, private new buildings must incorporate a constructional Rn reduction method in addition to common protection methods against moisture from the subsurface. Furthermore, the Radiation Protection Act obliges the person responsible for a working place to certain measures to mitigate radon exposure and health risks of employees in RPAs. After a year-long measurement to determine the average annual Rn concentration, Ordinance/§154 comes into action in case the RL is exceeded. It describes protection measures that can inhibit the entrance of Rn to buildings to reduce its concentration. Moreover, Act/§§126-123 serve as a step-by-step guideline to measure, remediate, remeasure, estimate the dose level, and if necessary (Rn still >300 Bq/m³), register and survey the working place to protect employees against elevated radiation levels due to Rn exposure. To date, 7 out of 16 FSs have identified and specified RPAs in Germany. Regardless, the number of RPAs is likely to change in the future since Act/section 121 par 1/3 requires that the specified RPAs are to be reviewed at least every 10 years.

The debate about RPA definition was fierce and led to results whose efficiency remains to be evaluated in the future, as foreseen by legislation. For a detailed discussion of the legal structure and the BSS implementation process until mid-2020, see [8].

Some open questions: 1) As estimated from data, a RPA is a “random object”, naturally affected by uncertainty. For a classification problem, these are 1st and 2nd kind errors (1st kind: an area is labelled RPA although it is not; 2nd kind: it is not labelled RPA, although it is). Their origin is a) data uncertainty, b) deviation from surveying representativeness; c) true variability of Rn. a) can be reduced by increasing sample density, b) by careful survey design (and its verification). c) cannot be reduced as it is a natural, not a data phenomenon. Therefore, one has to tolerate an irreducible classification error in models, which should, however, be quantified.

2) In conventional interpretation, RPAs are hazard, but not risk areas (hazard: potential risk, i.e. physical cause; risk: hazard × susceptibility × exposure, i.e. presence of people who can be harmed). If the objective of regulation is reduction of the detriment to society, i.e. lung cancer fatality (EU-BSS Annex XVIII (13)), one should concentrate on risk in the first place, while focusing on hazard protects highly exposed individuals, of whom there may be few. Both objectives must be honoured by radioprotection legislation. Debate of this subject is currently ongoing [e.g.,9]. The consequences of defining “radon *risk* priority areas” would be far-reaching and certainly bear potential of political conflict.

3) The RL refers to long-term means. Two questions arose: a) also annual indoor Rn concentration means are not constant, but subject to variability of up to 15% between years, e.g. [10]. This implies that annual concentrations near, but below the RL can in fact be above, and v.v., hence causing another classification error. How to deal with this is currently fiercely debated in the ISO norm committee. b) A long-term mean exists only if Rn concentration is a stationary process, that is, the mean is constant up to variability (see a). There seem to exist indications that this is not the case. As reasons have been proposed: climatic change (impact on migration of Rn in the ground), home office (change of user behaviour) and energetic retrofitting of buildings (reducing air exchange). Systematic investigation is missing.

Conclusions: Implementation of Rn policy is well under way in most of Europe. However, fine-tuning remains, as does further development of conceptual issues, such as the hazard vs. risk debate. It can be expected, that these questions will keep the Rn debate well alive for some time. However, it must be kept in mind that one has to find compromises between scientific accuracy and administrative viability.

References:

- [1] www.who.int/publications/i/item/9789241547673 ; doi:10.1136/bmj.38308.477650.63
- [2] <http://eur-lex.europa.eu/legal-content/EN/TXT/PDF/?uri=OJ:L:2014:013:FULL&from=EN>
- [3] <http://metroradon.eu/>
- [4] Cinelli et al., doi:10.2760/520053
- [5] www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1578_web-57265295.pdf ;
www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1651Web-62473672.pdf
- [6] www.bmu.de/fileadmin/Daten_BMU/Download_PDF/Gesetze/strlschg_en_bf.pdf
- [7] www.bmu.de/fileadmin/Daten_BMU/Download_PDF/Gesetze/strlschv_en_bf.pdf
- [8] http://metroradon.eu/wp-content/uploads/2017/06/Final-Report_Activity_4_1_2.pdf, p.18 ff.
- [9] Petermann et al., <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2022.106833>
- [10] Bochicchio et al., <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2009.10.088>

International Joint Conference Radio 2022

Chumbo-210 em excesso para a estimativa de taxa de erosão em solos do semiárido

Santos R. C. C., Abreu^a R. E. O., Dos Santos^a R. A., Magalhães^a M. R. L., De França^a E. J.

^aCentro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE) Av. Prof. Luís Freire, 200 -

Curado, Recife - PE, 50740-437

rau-ana@hotmail.com.com

Introdução:

O processo erosivo é um dos problemas ambientais mais importantes em todo o mundo, sendo indicado como a principal causa de inúmeros problemas, como o assoreamento dos corpos hídricos superficiais, acarretando na diminuição da quantidade e da qualidade da água, podendo até ocasionar fenômenos de desertificação [1]. A deposição de sedimentos decorrente da erosão hídrica do solo é um processo natural, mas que pode ser acelerado por processos antropogênicos através do desflorestamento, da agricultura tradicional intensiva e outras práticas de manejo agrícolas não sustentáveis [2]. O reservatório de Sobradinho, é considerado o maior lago artificial do mundo. A Usina de Sobradinho está no leito do rio São Francisco a 748 km de sua foz, possuindo, além da função de geração de energia elétrica, a de principal fonte de recursos hídricos da região [3], sendo o corpo hídrico de que sustenta socio e economicamente a região. Deste modo torna-se essencial estudar mensurar os processos de erosão utilizando o ²¹⁰Pb para mensurar e analisar o processo erosivo.

Metodologia:

Foi utilizado um cilindro de aço inoxidável (diâmetro de 13,5 cm e 30 cm de altura), devido a dureza dos solos do Semiárido Brasileiro para amostragem das camadas de solo em 0-5 cm, 5-10 cm, 10-15 cm, 15- 20 cm, 20-25 cm e 25-30 cm. A amostragem foi direcionada aos solos expostos ou abandonados, pastagens, vegetação de caatinga, vegetação ribeirinha e uma ilha no interior do reservatório (local de Referência). Após a amostragem, cada camada foi removida usando um dispositivo adequado para remover suavemente o material. Em algumas amostras, o solo estava tão friável, portanto, a espessura da camada era um pouco superior a 5 cm (no máximo, 6 cm para a nova espessura). As amostras foram secas em estufa a 60 °C até peso constante (pesagens sucessivas não diferiram mais de 0,01 g).

Tabela 1 – Número de perfis e de amostras em cada local de coleta.

Local	FRN	
	Número de perfis	Número de amostras
1	4	20
2	4	20
3	4	20
4	2	10
Total	14	70

Figura 1– Pontos de coleta utilizados no estudo.



As amostras foram fracionadas em peneira de 2 mm após afrouxamento em moinho de potes (não foram utilizadas bolas de porcelana, evitando a moagem das amostras). Na sequência, as amostras foram novamente peneiradas a 1 mm para obtenção das amostras a serem analisadas. Todas as etapas foram seguidas de pesagem para estimar o inventário de radionuclídeos em Bq m⁻². Porções analíticas de 4 g foram agitadas mecanicamente após adição de ácido bromídico por 24 horas para extrair o Pb-210 em excesso. O chumbo-210 foi radioquimicamente utilizando os reagentes apropriados seguido da separação com resina DOWEX e precipitado com dicromato de potássio. Toda a solução foi filtrada usando um equipamento de vácuo em papel de filtro quantitativo. Os filtros de amostra contendo chumbo-210 foram secos em estufa e selados para análise pelo Contador Proporcional de Fluxo de Gás

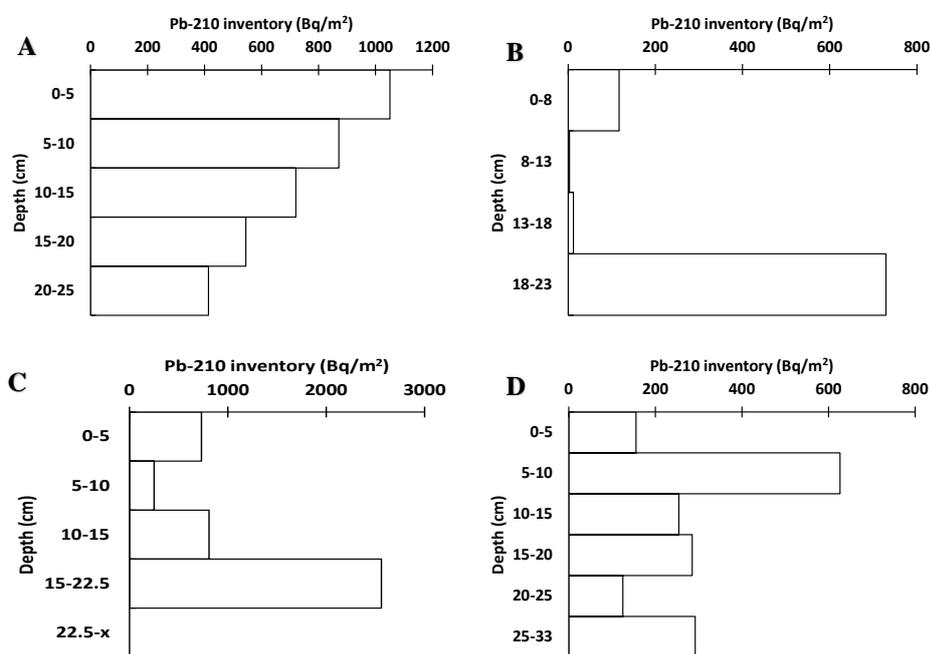
por 100 minutos Métodos de Balanço de Massa e Difusão e Migração foram aplicados para estimar as perdas/ganhos de sedimentos de acordo com o inventário Pb-210.

Resultados:

As concentrações quantificadas de ^{210}Pb para o reservatório de Sobradinho são apresentadas na Figura 2 para todos os perfis estudados. O local de referência apresentou concentração de ^{210}Pb nas camadas mais superficiais do solo, caracterizando o perfil clássico de decaimento exponencial devido ao acréscimo de ^{210}Pb advindo da atmosfera, tendo a tendência de um decaimento exponencial em profundidade, corroborando com o trabalho de Gaspar et al. (2013) [4].

Pode-se notar um padrão de concentração de chumbo bastante diferente entre os locais com interferência antropogênica e o local de referência, indicando que estes fatores modificaram a concentração de chumbo fazendo ele migrar para camadas mais profundas.

Figura 2 – Concentração de chumbo (Bq m^{-2}) por profundidades do perfil (cm) nos locais estudados. A - Local 4 (referência), B - Local 1, C – Local 2, D – Local 3.



Conclusões:

Obtiveram-se níveis detectáveis de ^{210}Pb na região de estudo e resultados compatíveis com estudos realizados em outros locais, o que confirma que a técnica do ^{210}Pb tem se mostrado como uma técnica adequada para estudos erosivos. Comparando os locais estudados com o local de referência, nota-se claramente que os processos antropogênicos alteraram de maneira significativa as concentrações de chumbo, fazendo com que essa contribuição externa do elemento químico se deslocasse para camadas mais profundas.

Referências:

- 1 - BOIX-FAYOS, C. et al. Measurement soil erosion by field plots: understanding the source of variations. *Earth Science Reviews*, v. 78, p. 267–285, 2006.
- 2 – FONTES, L. P. R.; PASSOS, T.; FERNANDES F., N.; GODOY, J.M.O.; BHERING, S.B. Utilização de Técnicas Isotópicas na mensuração dos processos de erosão/deposição em uma encosta do Noroeste Fluminense. XI Sinageo. Anais. Maringá: 2016.
- 3 - CHESF. Sistema Chesf – Sobradinho, c2022. Sistema Chesf. Disponível em: <<https://www.chesf.com.br/SistemaChesf/Pages/SistemaGeracao/Sobradinho.aspx>>. Acesso em: 24 de jun. de 2022.
- 4 - GASPAR, L. et al. Using ^{137}Cs and ^{210}Pb to assess soil redistribution on slopes at different temporal scales. *Catena*, v. 102, n. 0, p. 46-54, 2013.

International Joint Conference Radio 2022

Radiation protection in biota: ethical, dosimetric and environmental impact assessment perspectives

Pereira^{a,*} W. S., Kelecom^b A., Carmo^c A. S., Lopes^d J. M., Silva Filho^{a,e} W. S., Campelo^a, E. L. C., Thalhoffer^b J. L., Pelegrinella^f, S. Q., Padilha^{g,h,i} L. G., Charles-Pierre^a M., Paiva^{a,j} A. K., Silva^a, A. X.

^a*Programa de Engenharia Nuclear, UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil*

^b*Instituto de Biologia, Universidade Federal Fluminense, Niterói, Brasil*

^c*Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas, Rio de Janeiro, Brasil*

^d*Instituto de Física, Universidade Federal da Bahia, Salvador, Brasil*

^e*Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia do Piauí, Teresina, Brasil.*

^f*Faculdade Bezerra de Araújo, Rio de Janeiro, Brasil.*

^g*Universidade Federal do Rio de Janeiro / UFRJ. Rio de Janeiro, Brasil.*

^h*Fundação Técnico Educacional Souza Marques / FTESM. Rio de Janeiro, Brasil.*

ⁱ*RadQualyCenter: RQC. Rio de Janeiro, Brasil.*

^j*Centro Universitário Arthur Sá Earp Neto (UNIFASE) - Centro - Petrópolis/RJ*

**pereiraws@gmail.com*

Introduction. At the beginning, radiation protection focus only on humans, evaluating protection against deterministic effects of ionizing radiation (IR), then evolving to protection from stochastic effects [1]. Units of measurement of IR were also developed [2-5] and their relationship with biological effects [6;7]. With the development of practices, the following paradigm was created: *“The commission therefore believes that if man is adequately protected then other living things are also likely to be sufficiently protected”*. It was developed by the ICRP in 1997 [8], reinforced in 1990 [9], then challenged in 2007 [1] and also by the IAEA [7;10]. The present work aims to demonstrate the evolution of radioprotection in biota through ethical, dosimetric and interpretation approaches of the environmental radiological impact.

Methodology. The present work carried out a literature review on biota dose calculation methodologies, to describe the state of the art of this technique.

Results. The data demonstrate an evolution of the concepts of dose calculation in the biota, supported by several institutions (IAEA, ICRP, DOE-US, ACRP - Canada, UN). In addition to organizations, authors have also made contributions [11-15]. Ethical concepts were developed [16-18] in addition to exposure modeling [6;10;16;17;19-26]. As premises, biota was considered from its anatomical and physiological diversity, in groups aiming to protect populations and not individuals, thus focusing on population dynamics and some specific effects on individuals [6].

Conclusion. Currently there are support models for the calculation of dose in the biota endorsed by several institutions, but still limited to impact assessments at the level of population dynamics, not yet reaching the conditions of assessment of individuals regarding deterministic and stochastic effects. Developments are still needed so that biota and human radioprotection can be converged.

References:

1. ICRP, 2007. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (Users Edition). ICRP Publication 103 (Users Edition). Ann. ICRP 37 (2-4).
2. IXRPC, 1928. X ray and Radium Protection. Recommendations of the 2nd International Congress of Radiology, 1928. Br. J. Radiol. 12, 359–363.

3. ICRU, 1962. Radiation Quantities and Units, Report 10a of the International Commission on Radiation Units and Measurements, Natl. Bur. Std Handbook 78.
4. ICRU, 1993. Quantities and units in radiation protection dosimetry. ICRU Report 51. ICRU Publications: Bethesda, MD.
5. ICRP, 2021. Use of dose quantities in radiological protection. ICRP Publication 147. Ann. ICRP 50(1).
6. ICRP, 2017. Dose coefficients for nonhuman biota environmentally exposed to radiation. ICRP Publication 136. Ann. ICRP 46(2).
7. IAEA, 2014. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards General Safety Requirements Part 3 No. GSR Part 3 471. Vienna, Austria: IAEA.
8. ICRP, 1977. Recommendations of the ICRP. ICRP Publication 26. Ann. ICRP 1 (3).
9. ICRP, 1990. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60 (Users Edition).
10. IAEA, 2002. Ethical considerations in protecting the environment from the effects of ionizing radiation A report for discussion, IAEA-TECDOC-1270
11. Pereira, W. S. (2010). O cálculo de dose na biota como ferramenta de radioproteção ambiental. Tese de doutorado. Niteroi: UFF.
12. Pereira, W., Kelecom, A. (2014). International Recommendations on Calculation of Absorbed Dose in Biota: A Comprehensive Review. *Journal of Environmental Protection*, **5**, 751-759.
13. Amiro, B.D., 1997. Radiological Dose Conversion Factor for Generic Non-Human Biota used for Screening Potential Ecological Impacts. *J. of Environ. Radio.*, **35**, 35-51.
14. Pentreath, R.J., Woodhead, D.S. (2001). A System for Protecting the Environment from Ionizing Radiation: Selecting Reference Fauna and Flora, and the Possible Dose Models and Environmental Geometry That Could Be Applied to Them. *The Science of the Total Environment*, **277**, 33-43.
15. Woodhead, D.S. (1979) Methods of Dosimetry for Aquatic Organisms. Methodology for Assessing Impacts of Radioactivity in Aquatic Ecosystems, IAEA Technical Report 190.
16. ICRP, 2003. A Framework for Assessing the Impact of Ionising Radiation on Non-human Species. ICRP Publication 91. Ann. ICRP 33 (3).
17. ICRP, 2008. Environmental Protection - the Concept and Use of Reference Animals and Plants. ICRP Publication 108. Ann. ICRP 38 (4-6).
18. ICRP, 2018. Ethical foundations of the system of radiological protection. ICRP Publication 138. Ann. ICRP 47(1).
19. ICRP, 2009. Environmental Protection: Transfer Parameters for Reference Animals and Plants. ICRP Publication 114, Ann. ICRP 39(6)
20. ICRP, 2014. Protection of the Environment under Different Exposure Situations. ICRP Publication 124. Ann. ICRP 43(1).
21. IAEA, 2004, Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment, Technical Reports Series No. 422
22. IAEA, 2021, Soil-Plant Transfer of Radionuclides in Non-temperate Environments
23. DOE, 2002. A Graded Approach for Evaluating Radiation Dose to Aquatic and Terrestrial Biota. Module 1: Principles and Application, Tennessee, 88.
24. DOE, 2002. A Graded Approach for Evaluating Radiation Dose to Aquatic and Terrestrial Biota. Module 2: Detailed Guidance, Tennessee, 84.
25. DOE, 2002. A Graded Approach for Evaluating Radiation Dose to Aquatic and Terrestrial Biota. Module 3: Methods Derivation, Tennessee, 68.
26. ACRP, 2002. Protection of Non-Human Biota from Ionizing Radiation. Canadian Nuclear Safety Commission, info-0703.
27. ICRP, 2021a. Radiation weighting for Reference Animals and Plants. ICRP Publication 148. Ann. ICRP 50(2).

International Joint Conference Radio 2022

Evaluation of five years of liquid effluent release by a uranium mine in Caldas, MG, Brazil: dose evaluation

Pereira W. S. ^{a,b*}, Kelecom A^c, Lopes J. M.^d, Charles-Pierre M^b, Campelo^{a,b}, E. L. C., Silva Filho^{a,e} W. S., Pelegrineli S. Q^{a,f}, Padilha, L. G^{g,h}, Kuster A^{b,i}, Silva, A. X.^b

^aIndústrias Nucleares do Brasil S/A – INB, 27.555-000, Resende, RJ, Brasil

^bPrograma de Engenharia Nuclear, UFRJ21.941-972, Rio de Janeiro, Brasil

^cInstituto de Biologia, Universidade Federal Fluminense, 24.001-970, Niterói, RJ, Brasil

^dInstituto de Física, – UFBA, 40.170-115, Salvador, Brasil

^eInstituto Federal de Ciência e Tecnologia, (IFPI), Teresina, Brazil.

^fFaculdade Bezerra de Araújo (FABA), Rio de Janeiro, Brazil.

^gUniversidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ). Rio de Janeiro, Brasil. 11 2

^hFundação Técnico Educacional Souza Marques (FTESM). Rio de Janeiro, Brasil.

ⁱCentro Universitário Arthur Sá Earp Neto (UNIFASE) - Centro - Petrópolis/RJ

*pereiraws@gmail.com

Introduction: The Ore Treatment Unit is a uranium mine, in the decommissioning phase, that releases effluents from treated acid mining drainages that are extensively studied looking for contamination of soils, food, wastewater and dose rates, at the three release points [1-7]

Methodology: The radionuclides natural uranium (Unat) and ²³²Th were analyzed following [8,9], and ²²⁶Ra, ²¹⁰Pb and ²²⁸Ra following [10] at point 014 that releases material from waste pile #08 in the Ribeirão das Antas river. Statistical differences between the soluble and particulate fractions of the total fraction released were analyzed by Student's t test and by ANOVA on the dose data obtained between the years 2014 and 2018. The doses were estimated according to the methodology proposed by [11], modified by [5].

Results: The values of mean, variance and number of samples analyzed in the total fraction can be seen in Tab. 1. For all radionuclides, values of the soluble fraction were shown, by the Student's t test, to be greater than in the particulate fraction, with highly significant p values (p < 0.01). A difference was observed between the total fractions among the radionuclides, with p values < 0.01. The average dose rate values for radionuclides over the five years studied can be seen in Tab. 2, as well as the values of the sum of dose rates resulting from these radionuclides.

Table 1. Descriptive statistics of activity concentration values in (Bq/L).

Group	Mean	Variance	Nb analyses
Unat	0.101019	0.000954	264
²³² Th	0.015991	0.000307	264
²¹⁰ Pb	0.065517	0.001443	264
²²⁶ Ra	0.026774	0.000245	264
²²⁸ Ra	0.079225	0.005092	264

Table 2. Dose rates due to the radionuclides studied along the years 2014 to 2018

Radionuclide	Unat	²³² Th	²¹⁰ Pb	²²⁶ Ra	²²⁸ Ra	Total dose rate
mSv/a	0.0034	0.0026	0.0286	0.0054	0.0347	0.0748

Conclusions: This study evidenced, along the period covered and with 264 samples analyzed, that the soluble fraction has a concentration of activity greater than the particulate fraction; that there is a difference among studied radionuclides between the total fractions, and that the dose due to the radionuclides released in this temporal space is small enough not requiring the execution of the release optimization process, which should - by norm - be initialized at 0.3 mSv/a [11-13], since doses are two orders of magnitude below the dose rate limit for the public set at 1 mSv/a [11-13]. The release of this treated effluent does not pose a radiological risk.

References:

1. Galhardi JA, Mello JW, Wilkinson KJ (2020) Bioaccumulation of potentially toxic elements from the soils surrounding a legacy uranium mine in Brazil. *Chemosphere* 261:127679. <https://doi.org/10.1016/j.chemosphere.2020.127679>
2. Pereira W. S., Kelecom A, Lopes JM, do Carmo AS, de Azevedo Py Júnior D, da Silva AX. (2020) Evaluation of the radiological quality of water released by a uranium mining in Brazil. *Environ Sci Pollut Res Int.* Oct;27(29):36704-36717. <http://dx.doi.org/10.1007/s11356-020-09672-6>.
3. Pereira, W. S., Lopes, J. M., Kelecom, A., Garcêz, R. W. D., Silva, A. X., Dam, R. S. F., & Paiva, A. K. S. (2021). Lifetime cancer risk increase due to consumption of some foods from a High Background Radiation Area. *Applied Radiation and Isotopes*, 176. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2021.109855>
4. Pereira, W., Kelecom, A., Pereira, J., Py Júnior, D., (2013). Release of uranium by an ore treatment Unit at Caldas, MG, Brazil. *J. Environ. Protect.* 4 (6), 570–574. <https://dx.doi.org/10.4236/jep.2013.46066>.
5. Pereira, W.S., Kelecom, A., Charles-Pierre, M. *et al.* (2022) Assessment of released natural radionuclides by waste rock pile and mining pit associated with a uranium mine at Caldas, Minas Gerais, Brazil. *Environ Sci Pollut Res* . <https://dxdoi.org/10.1007/s11356-022-19887-4>
6. Pereira, W.S., Kelecom, A., Lopes, J.M. *et al.* (2021a) Radiological quality of wastewater released from a waste dam containing natural radionuclides. *J Radioanal Nucl Chem.* <https://dx.doi.org/10.1007/s10967-021-07973-9>
7. Pereira, W.S., Kelecom, A.G., Silva, A.X., Carmo, A.S., Py Júnior, D.A., (2018). Assessment of uranium release to the environment from a disabled uranium. *J. Environ. Radioact.* 180. <https://dx.doi.org/10.1016/j.jenvrad.2017.11.012>, 022.
8. Savvin SB (1961) Analytical use of arsenazo III: determination of thorium, zirconium, uranium and rare earth elements. *Talanta* 8:673–685. [https://doi.org/10.1016/0039-9140\(61\)80164-1](https://doi.org/10.1016/0039-9140(61)80164-1)
9. Savvin SB (1964) Analytical applications of arsenazo III—II: determination of thorium, uranium, protactinium, neptunium, hafnium and scandium. *Talanta* 11:1–6. [https://doi.org/10.1016/0039-9140\(64\)80003-5](https://doi.org/10.1016/0039-9140(64)80003-5)
10. Godoy JM, Lauria DC, Godoy ML, Cunha R (1994) Development of a sequential method for determination of ²³⁸U, ²³⁴U, ²³²Th, ²³⁰Th, ²²⁸Th, ²²⁸Ra, ²²⁶Ra, and ²¹⁰Pb in environmental samples. *J Radioanal Nucl Chem* 182:165–169. <https://doi.org/10.1007/BF02047980>
11. IAEA (2014) International Atomic Energy Agency. Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards. IAEA safety standards series. Vienna
12. CNEN (2014) National Nuclear Energy Commission. Basic guidelines for radiation protection. Rio de Janeiro: CNEN. (in Portuguese)
13. ICRP (2007) International Commission on Radiological Protection. Recommendations of the international commission on radiological protection. ICRP Publication 103. New York

International Joint Conference Radio 2022

Radiological water quality criteria for liquid effluent in a Brazilian uranium mine

Pereira^{a,b,*} W. S, Kelecom^c A, Lopes^d J. M., Charles-Pierre^b M, Campelo^{a,b}, E. L. C., Silva Filho^e W. S., Pelegrineli^f, S. Q. Padilha Filho^{g,h}, L. G., Kuster^{b,i} A., Silva^j L. F., Silva^b, A. X.

^a*Indústrias Nucleares do Brasil S/A – INB, 27.555-000, Resende, RJ, Brasil*

^b*Programa de Engenharia Nuclear, UFRJ 21.941-972, Rio de Janeiro, Brasil*

^c*Instituto de Biologia, Universidade Federal Fluminense, 24.001-970, Niterói, RJ, Brasil*

^d*Instituto de Física, – UFBA, 40.170-115, Salvador, Brasil*

^e*Instituto Federal de Ciência e Tecnologia, (IFPI), Teresina, Brasil.*

^f*Faculdade Bezerra de Araújo (FABA), Rio de Janeiro, Brasil.*

^g*Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ). Rio de Janeiro, Brasil. 11 2*

^h*Fundação Técnico Educacional Souza Marques (FTESM). R.J, Brasil.*

ⁱ*Centro Universitário Arthur Sá Earp Neto (UNIFASE) - Centro - Petrópolis/RJ*

Escola de Química, UFRJ – Ilha do Fundão – Rio de Janeiro, Brasil

*pereiraws@gmail.com

Introduction: Uranium mining activities result in significant environmental impacts that are monitored and evaluated at all stages of the process. The impacts caused by the exploration of the ore can reach inhabitants of other regions, either by liquid releases [1-6], or by consumption of food produced in the plant's impact area [3]. The present study aims to evaluate whether the radionuclides of the natural series are in secular equilibrium at the same points, to evaluate whether there are differences between the AC of each radionuclide released at the three different release points and, at the end, to apply radiological parameters to the releases aiming at the unrestricted release, using the WHO radiological potability criterion as a launch parameter.

Methodology: UTM is located in the city of Caldas, MG, Brazil. Unat, ²²⁶Ra, ²¹⁰Pb, ²³²Th and ²²⁸Ra were analyzed at release Points 014, 025 and 076. The dose rate due to water ingestion was estimated at the three studied points due to the analyzed radionuclides.

Results: Results expressed as mean annual dose rates at the three points were compared to WHO, IAEA and CNEN reference values. The estimated dose rate values were: 0.014 mSv·a⁻¹ at point 014; 0.034 mSv·a⁻¹ at point 025, and 0.196 mSv·a⁻¹ at point 076. All were below the optimization value.

Conclusions: According to the IAEA, WHO and CNEN reference values, our effluent data showed that releases at the three points do not have radiological restrictions because all are below the established dose limit and also because they do not have AC that should justify the process of optimization of releases, considering the concept of dose restriction accepted in this work. These conclusions made it possible to justify the unrestricted use of effluents by the public, from a radiological point of view.

In legal terms, in Brazil, the analyzed water has conditions of free use for consumption by members of the public, having radiological adequacy to the dose limit of Brazilian legislation, not even needing a dose restriction of the optimization process. Such conclusions are supported by [7 -11].

Noteworthy the radiological potability demonstrated by the releases must be complemented by other physical, chemical and microbiological criteria, as expressed in the current legislation in Brazil [12].

The methodology applied here proved to be a useful criterion for radiological evaluation of effluents.

References:

1. Pereira, W., Kelecom, A., Lopes, J. M., do Carmo, A. S., Júnior, D. D. A. P., Silva, A. X. (2020). Evaluation of the radiological quality of water released by a uranium mining in Brazil. *Environmental Science and Pollution Research*, 27(29), 36704-36717. <https://doi.org/10.1007/s11356-020-09672-6>
2. Pereira, W.S., Kelecom, A., Lopes, J.M. et al. (2021) Radiological quality of wastewater released from a waste dam containing natural radionuclides. *J Radioanal Nucl Chem*. <https://doi.org/10.1007/s10967-021-07973-9>
3. Pereira, W. S., Lopes, J. M., Kelecom, A., Garcêz, R. W. D., Silva, A. X., Dam, R. S. F., & Paiva, A. K. S. (2021a). Lifetime cancer risk increase due to consumption of some foods from a High Background Radiation Area. *Applied Radiation and Isotopes*, 176. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2021.109855>
4. Pereira, W.S., Kelecom, A., Charles-Pierre, M. et al. (2022) Assessment of released natural radionuclides by waste rock pile and mining pit associated with a uranium mine at Caldas, Minas Gerais, Brazil. *Environ Sci Pollut Res* . <https://doi.org/10.1007/s11356-022-19887-4>
5. Rodgher, S., Azevedo, H., Ferrari, C. R., Roque, C. V., Ronqui, L. B., Campos, M. B., & Nascimento, M. R. (2013). Evaluation of surface water quality in aquatic bodies under the influence of uranium mining (MG, Brazil). *Environ. Monit. Assess.*, 185, pp. 2395-2406. [10.1007/s10661-012-2719-5](https://doi.org/10.1007/s10661-012-2719-5)
6. Ferrari, C. R., Nascimento, H. A., Rodgher, S., Almeida, T., Brushi, A. L., Nascimento, M. R., & Bonifácio, R. L. (2017). Effects of the discharge of uranium mining effluents on the water quality of the reservoir: an integrative chemical and ecotoxicological assessment. *Scientific Report*. [10.1038 / s41598-017-14100-w](https://doi.org/10.1038/s41598-017-14100-w)
7. IAEA. (2018). Radiation protection of the public and the environment, General Safety Guide, Safety Standards Series No. GSG-8. Vienna: IAEA.
8. IAEA. (2018a). Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment. Vienna: IAEA.
9. IAEA. (2018b). Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities. Vienna: IAEA.
10. ICRP. (2006). Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of the Radiation Protection of the Public. ICRP Publication 101a. Ann. ICRP 36 (3). New York: Elsevier.
11. ICRP. (2007). Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, n° 103. New York: Elsevier.
12. Brasil (2017) Consolidation Joint Ordinance n°5. Brasília: Brazil. Health Ministry, Federal Government (in Portuguese). http://bvsmms.saude.gov.br/bvs/saudelegis/gm/2017/prc0005_03_10_2017.html

International Joint Conference Radio 2022

Solid cancer risk assessment by the ingestion of radionuclides via conventional and organic foods in the Petrópolis region

Paiva^{a,b,*} A.K., Pereira^a W. S., Kelecom^c A., Carmo^d, A. S., Lopes^e J. M., Campelo^a, E. L. C., Thalhoffer^c J. L., Maxime-Charles^a P., L. G., Silva^f L. F. Padilha^{g, h, i}, Silva^a, A. X.

^aPrograma de Engenharia Nuclear, UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil

^bCentro Universitário Arthur Sá Earp Neto (UNIFASE) - Centro - Petrópolis/RJ

^cInstituto de Biologia, Universidade Federal Fluminense, Niterói, Brasil

^dCentro Brasileiro de Pesquisas Físicas, Rio de Janeiro, Brasil

^eInstituto de Física, Universidade Federal da Bahia, Salvador, Brasil

^fEscola de Química, UFRJ – Ilha do Fundão – Rio de Janeiro, Brasil

^gUniversidade Federal do Rio de Janeiro / UFRJ. Rio de Janeiro, Brasil.

^hFundação Técnico Educacional Souza Marques / FTESM. Rio de Janeiro, Brasil.

ⁱRadQualyCenter: RQC. Rio de Janeiro, Brasil.

*kusterpetropolis@hotmail.com

Introduction: Food is an important source of radionuclide intake and, for this reason, an important source of human exposure to radiation. Soil provides, in addition to radionuclides, other mineral elements and water for plant growth [1-4]. The cultivation method can influence the radionuclide activity concentration (AC) in foods [5,6]. The increased intake of radionuclides may increase the possibility of harm to health, which can be measured by the risk of developing solid cancer (CR) [7]. The objective of this work is to compare the CR due to the intake of foods from conventional and organic cultivation.

Methodology: The CR was evaluated as proposed by the EPA [7] in carrots, potatoes, beans and rice grown conventionally and organically in the Petrópolis region. In this assessment, values above the magnitude of 10^{-4} must have mitigating measures and values below 10^{-6} have negligible risks and, in the intermediate range, they must be considered on a case-by-case basis.

Results: Cancer risk can be viewed on Tab. 01. With total values in the range of 10^{-3} , they present a risk with magnitudes that must be taken into account, and mitigating measures must be proposed to reduce these risks, following USEPA [7], for being within the limit considered of unacceptable risk for food in both types of crops cultivation.

Table 1. Estimated cancer risk following [7] for conventionally and organically grown food in Petrópolis

Food	Total		n
	Conventional	Organic	
carrots	$7.55 \cdot 10^{-6}$	$1.67 \cdot 10^{-6}$	6
potatoes	$1.54 \cdot 10^{-5}$	$8.45 \cdot 10^{-5}$	6
beans	$8.52E \cdot 10^{-4}$	$2.46 \cdot 10^{-3}$	6
rice	$1.77 \cdot 10^{-4}$	$5.35 \cdot 10^{-4}$	6
Total	$1.05 \cdot 10^{-3}$	$3.10 \cdot 10^{-3}$	

Conclusions: The foods studied represent, from the radiological point of view, an increased risk, outside the acceptable zone, of developing solid cancer in the population of consumers. The values of activity concentration, associated with the high consumption rates and the estimated risk curves must be evaluated, and measures to optimize the exposure must be foreseen to reduce the risk aiming the health of the exposed population in the city of Petrópolis.

References:

1. Garcez RWD, Lopes JM, Filgueiras RA, Silva AX (2018) Study of K-40, Ra-226, Ra-228 and Ra-224 activity concentrations in some seasoning and nuts obtained in Rio de Janeiro city. *Brazil Food Sci Technol* 39:120–126
2. Lopes JM, Garcez RWD, Filgueiras RA, Silva AX, Braz D (2018) Committed effective dose due to the intake of ⁴⁰K, ²²⁶Ra, ²²⁸Ra and ²²⁸Th contained in foods included in the diet of the Rio De Janeiro city population. *Brazil Radiat Prot Dosim* 181:149–155
3. Lopes JM, Garcez RWD, Silva LB, Silva RC, Domingues AM, Silva AX, Dam RSF (2019) Committed effective dose due to consumption of fruits and vegetables peels: analysis on cancer risk increase. *Radiat. Phys. Chem.* 167:108243
4. Pereira WS, Lopes JM, Kelecom A, Garcez RW, Silva AX, Dam RS, Paiva AK (2021) Lifetime cancer risk increase due to consumption of some foods from a High Background Radiation Area. *Appl Radiat Isot.* 109855
5. Paiva, Al. K. Avaliação dos radionuclídeos naturais nos alimentos orgânicos e não orgânicos produzidos no município de Petrópolis RJ., M. SC dissertation, Universidade Veiga de Almeida
6. Paiva, A.K.S., Pereira, W.S., Lopes, J.M. et al. Intake of natural radionuclides present in organic and conventional foods: radiological aspects. *J Radioanal Nucl Chem* 331, 903–911 (2022). <https://doi.org/10.1007/s10967-021-08162-4>
7. USEPA-U.S. Environmental Protection Agency (1999) Cancer risk coefficients for environmental exposure to radionuclides. EPA 402-R-99-001. United States Environmental Protection Agency

International Joint Conference Radio 2022

Safety requirements and radiation protection in NORM industries:

Secure NORM management

Machavane. Edna F.L.

Agência Nacional de Energia Atômica, ANEA – Autoridade Reguladora - Moçambique, Praça

25 de Junho, nº 380, 2º Direito, +258873385000

ednamachavane6@gmail.com

Introduction

Several extractive industrial activities have as a characteristic within their process the contact with Naturally Occurring Radioactive Material - NORM, either in the form of a final activity or as part of their process, consequently presenting several problems related to the impact of this handling. In Mozambique there are several mining industries such as oil and gas, diamonds, natural gas, titanium, iron, copper, gold, among others. NORM associated with industrial activities appears in several ways, in ore, raw material, intermediate products, final product, by-product or as waste and can be a solid, liquid or gas (or a mixture of these). The risk of occupational exposure can be mentioned first, since the length of stay of exposed individuals can vary from a few hours to long periods of the day, depending on the industrial activity. The exposure of individuals from the public is another issue related to NORM management that is directly related to the management of generated waste and its correct treatment and destination.

NORM is found in the environment that contains radioactive elements of natural origin, mainly uranium and thorium (elements that also release radium gas and radon when they begin to decompose) and potassium, these elements are considered contributors to the annual dose of background radiation. In Mozambique, 15 years ago, large reserves of natural gas were discovered and it is one of the countries on the African continent with many natural resources that contribute with the highest percentage to the national economy, such as: Oil and Natural Gas, Coal, Heavy Sands, Iron Minerals, Manganese, Titanium, among others. Mozambique relies on the National Atomic Energy Agency (ANEA) for the implementation of radiological protection and safety requirements in NORM-producing industries. Currently, ANEA has already licensed about 10 facilities, in a total of more than 20 facilities in the extractive industry, which contributed to the implementation of three large projects for the production of Liquefied Natural Gas (LNG), these investments will enable more than 1000 jobs.

Based on the international literature and on the laboratory activity of measuring NORM for the determination of radionuclides, the document presents the main radiological protection and safety requirements for NORM and serves to guide the competent authorities governmental authorities of the Republic of Mozambique, that the installation of a radiometry laboratory and the elaboration of a NORM regulation involve a great control of radiological safety. Based on these requirements, the industry and the government of Mozambique through the Regulatory Authority - National Atomic Energy Agency (ANEA) will be able to identify, remediate and, if necessary, remove NORM contamination, thus maintaining an adequate level of radiological protection in the country.

Methodology

The methodology used in this work was the literature review and analysis results for the determination of NORM radionuclides in the extractive industries, with the objective of promoting information and general guidelines for the safe management of these materials, as well as suggesting good practices on the subject, aiming at safety. and the radiological protection of workers, individuals in the public and the environment from the harmful effects of ionizing radiation related to NORM.

Results

Describe requirements for NORM management, detailing the procedures to ensure that monitoring, handling, sampling, transport, storage and disposal of NORM-contaminated materials are done effectively and safely;

Conclusions

Concluded that this work will provide requirements for the radiological protection and safety of NORM and the implementation of measures to allow its safe management. Allow greater awareness of the government of Mozambique on the NORM issue, as well as research proposals to be developed in academic institutions.

References:

1. INE. Population census data. 2017. Maputo-Mozambique;
2. PNI. Conference on State Gains in Hydrocarbon Exploration. 2015. Maputo-Mozambique;
3. Atomic Energy Law 8/2017. 2017. Maputo-Mozambique;
4. OGP. Guidelines for the management of naturally occurring radioactive material (NORM) in the oil & gas industry. 2008;
5. IAEA. Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards. 2014. Vienna;
6. IAEA. Regulations for the safe transport of radioactive material. 2012. Vienna;
7. Decree 49/2018. Radiological Protection Regulation. Mozambique. Maputo;
8. Decree 71/2018. Radioactive Waste Regulation. Mozambique. Maputo;
9. Decree 77/2018. Regulation on Transport of Radioactive Material. Mozambique. Maputo.

International Joint Conference Radio 2022

Análise Comparativa Entre Diferentes Versões do ERICA Tool para Monitoramento Ambiental Marinho

Carmo ^{a*}, A. S.; Pereira ^b, W. S.; Kelecom ^c, A.; Lopes ^d, J. M.; Padilha Filho ^e, L. G.; Paiva ^{b,f}, A. K.; Potenciano ^g, N. R. E. P.; Silva ^b, A. X.

^aCentro Brasileiro de Pesquisas Físicas (CBPF/MCTI), Rio de Janeiro/RJ, Brasil

^bPrograma de Engenharia Nuclear (PEN/COPPE/UFRJ), Rio de Janeiro/RJ, Brasil

^cInstituto de Biologia (IB/UFF), Niterói/RJ, Brasil

^dInstituto de Física (IF/UFBA), Salvador/BA, Brasil

^eHospital Universitário Clementino Fraga Filho (HUCFF/UFRJ), Rio de Janeiro/RJ, Brasil

^fCentro Universitário Arthur Sá Earp Neto (UNIFASE), Petrópolis/RJ, Brasil

^gInstituto de Ciências Biomédicas (ICB/USP), São Paulo/SP, Brasil

* *alessander.asc@gmail.com*

Introdução. O código computacional ERICA Tool (*Environmental Risk from Ionising Contaminants Assessment*) foi desenvolvido na primeira década do Século XXI e tem como objetivo avaliar impactos na biota devido aos radionuclídeos [1] a partir da realização de cálculos para estimar os riscos na biota selecionada [2] e quantificar estes riscos fornecendo uma medida de exposição compatível aos níveis de exposição relacionados aos efeitos danosos das radiações [3]. O principal objetivo deste estudo é analisar os dados dosimétricos gerados com emprego das 2 (duas) últimas versões do ERICA Tool (v. 1.3 [4] e v. 2.0 [5]), baseadas nas recomendações da ICRP [6-8] e da IAEA [9;10], e fazer a comparação entre os dados gerados com estas versões.

Metodologia. Foi realizada a comparação dos dados gerados pelas versões do ERICA Tool (v. 1.3 e v. 2.0) tendo, como referências, as amostras de esgoto coletadas em uma estação de tratamento de esgoto (ETE) liberadas para a Baía de Guanabara no segundo semestre de 2016, onde há algumas instalações em operação autorizadas [11-13] para o emprego de radionuclídeos. As amostras de esgoto foram analisadas no Laboratório de Análises Ambientais e Simulação Computacional (LAASC/PEN/COPPE/UFRJ) com emprego de um detector de HPGe (marca Canberra) para detecção de radionuclídeos, em termos de concentrações de atividade (CA, dada em Bq m⁻³). Os valores da CA foram inseridos em cada versão do ERICA Tool para gerar dados estimados de impactos ambientais. Em ambas as versões, o valor de referência para a taxa de dose absorvida selecionado para as duas versões foi de 10 µGy h⁻¹[14]. A escolha deste valor se deu com base de dados matemáticos [14;15], sendo admitida para imputar proteção da biota [14].

Resultados. Neste estudo, foi detectada a presença de ¹³¹I nas amostras analisadas (n = 5), cujas CA deste radionuclídeo variaram de 5,52 x 10³ Bq m⁻³ a 1,12 x 10⁴ Bq m⁻³ e ficaram abaixo do nível de dispensa recomendada (1,90 x 10⁴ Bq m⁻³) [12]. A Tabela 1 apresenta a comparação dos valores médios estimados das taxas de dose absorvida (\dot{D}) nos compartimentos bióticos marinhos com as duas versões do ERICA Tool, de 1% a, aproximadamente, 5000 %.

Conclusão: Ao analisar os resultados dosimétricos, verificamos que houve uma redução significativa dos dados dosimétricos ambientais com a nova versão do ERICA Tool, o que permite avaliar melhor os efeitos biológicos, tais como morbidade, mortalidade, capacidade reprodutiva e mutação, e as consequentes causas das espécies presentes no meio ambiente.

Tabela 1. Comparação dos valores médios estimados da taxa de dose absorvida de ¹³¹I para os organismos marinhos com emprego das versões do ERICA Tool.

Organismos Marinhos	Taxa de Dose Absorvida Total [$\mu\text{Gy h}^{-1}$]		Diferença (%)
	v. 1.3	v. 2.0	
Plantas Vasculares	$(1,84 \pm 0,52) \times 10^{-1}$	$(1,75 \pm 0,49) \times 10^{-1}$	-5,14
<i>Polychaeta</i>	$(8,21 \pm 2,32) \times 10^0$	$(3,45 \pm 0,98) \times 10^{-1}$	-2279,71
Aves	$(7,39 \pm 2,10) \times 10^{-2}$	$(7,30 \pm 2,06) \times 10^{-2}$	-1,23
Mamíferos	$(3,55 \pm 1,01) \times 10^{-2}$	$(3,47 \pm 0,98) \times 10^{-2}$	-2,31
Répteis	$(3,68 \pm 1,04) \times 10^{-2}$	$(3,63 \pm 0,10) \times 10^{-2}$	-1,38
Moluscos	$(8,75 \pm 2,48) \times 10^0$	$(1,76 \pm 0,50) \times 10^{-1}$	-4871,59

Referências:

1. Larsson, C. M. (2008). An Overview of the ERICA Integrated Approach to the Assessment and Management of the Environmental Risks from Ionising Contaminants. *J. of Environ. Radio.*, 99, 1364-1370.
2. Brown, J. E. et al. (2008). The ERICA Tool. *J. of Environ. Radio.*, 99, 1371-1383.
3. Carmo, A. S., 2019. Descarga de Efluentes Líquidos Contendo Radionuclídeos em uma Instalação de Medicina Nuclear e Seus Impactos no Meio Ambiente. Tese de DSc. COPPE/UFRJ. Rio de Janeiro, Brasil.
4. Brown, J. E. et al. (2016). A New Version of the ERICA Tool to Facilitate Impact Assessments of Radioactivity on Wild Plants and Animals. *J. of Environ. Radio.*, 153, 141-148.
5. ERICA Website. (2021). What is ERICA? Link: <http://www.ERICA-tool.com>.
6. ICRP, 2017. Dose Coefficients for Non-human Biota Environmentally Exposed to Radiation. ICRP Publication 136. *Ann. ICRP* 46 (2).
7. ICRP, 2003. A Framework for Assessing the Impact of Ionising Radiation on Non-human Species. ICRP Publication 91.
8. ICRP, 2007. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (Users Edition). ICRP Publication 103 (Users Edition). *Ann. ICRP* 37 (2-4).
9. IAEA, 2018a. Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment. IAEA General Safety Guide No. GSG-9. Vienna, Austria.
10. IAEA, 2018b. Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities. IAEA General Safety Guide No. GSG-10. Vienna, Austria.
11. CNEN, 2014a. Norma CNEN-NN-3.01 - Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. Resolução CNEN 164/14.
12. CNEN, 2014b. Norma CNEN-NN-8.01 - Gerência de Rejeitos Radioativos de Baixo e Médio Níveis de Radiação. Resolução CNEN 167/14.
13. CNEN, 2011. Posição Regulatória-3.01/001:2011 - Critérios de Exclusão, Isenção e Dispensa de Requisitos de Proteção Radiológica.
14. Garnier-Laplace et al. (2008). Issues and Practices in the Use of Effects Data from FREDERICA in the ERICA Integrated Approach. *J. of Environ. Radio.*, 99, 1474-1483.
15. Garnier-Laplace, J.; Gilbin, R. (2006). Derivation of Predicted-No-Effect-Dose-Rate Values for Ecosystems (and Their Sub-organisational Levels) Exposed to Radioactive Substances. Report D5 to the ERICA Project (EC Contract Number F16R-CT-2003-508847). Swedish Radiation Protection Authority, 88.

International Joint Conference Radio 2022

Updates on the Brazilian Radon Risk Program

Souza Filho^a O. A., Adami^b E. R., Correia^c J., Sergej^c P., Ferreira^d P. R., Merola^e Y., Silva^f N. C., Oliveira^g C. H. E., Costa^h J.S.D., Paniz^g V.M.V, Costa^h S. S., Cardosoⁱ A.C., Fries^j M., Ferreira^k F. J. F., ^kAntonelli F., Ofterdinger^l U.

^aCGA/Geological Survey of Brazil, CEP 80020-000, Curitiba/Brazil, ^bUNIARP, CEP 89500-199 Caçador, Brazil, ^cUTFPR, CEP 80230-901, Curitiba/Brazil, ^dIRD/CNEN CEP - 22783-127, Rio de Janeiro/Brazil, ^eUNIFAL/Prefeitura de Poços de Caldas CEP 37715-400, Poços de Caldas/Brazil, ^fLAPOC/CNEN, CEP: 37719-005, Poços de Caldas/Brasil, ^gUNISINOS, CEP 93022-750, São Leopoldo/ Brazil, ^hUFAM, CEP 69067-005, Manaus/Brazil, ⁱSUREG-SA/Geological Survey of Brazil, CEP: 41213-000, Salvador/Brasil, UNIPAMPA, CEP 96570-000, Caçapava do Sul/Brazil, ^kUFPR, CEP 80060-000, Curitiba/Brazil, ^l Queen's University Belfast, BT9 5AG, Belfast/UK

oderson.souza@cprm.gov.br

Introduction: Radon is the main source of natural ionizing radiation in most of the countries. Most exposure to population happens in small closed environments like dwellings. The odds of lung cancer cases related to radon range from 3% to 14% according to the countries' mean radon concentration. Radon is the second risk factor for lung cancer and the main risk for never smokers. There is no safe level below that radon risk is absent and, even low concentrations may pose an increment in lung cancer risk [1]. There are approximately 30,000 deaths caused by lung cancer in Brazil [2] and, not only treatments are expensive and most of times ineffective, but countless is the social cost due to premature death [3,4]. Nevertheless, few studies have been carried out to address the medical consequences of radon in the country. The Geological Survey of Brazil and research partners started a fully integrated programme based on three pillars: Radon Risk Map, Lung Cancer Causal Relation, Prevention and Mitigation Plans. The program was announced in 2018 [5] and it has partners from the: nuclear and radioactive protection sectors; medical and health sciences, hospitals; university research centers; private sector, municipality health administrators and international collaborators. The program's goal is to identify radon-prone areas and subsidize government and stake holders to create directives to minimize the risk of exposure according to WHO and IAEA recommendations. In this abstract we report the actions taken by the research groups in these first years of implementation. We focused on consolidating a network of researchers and laboratorial support, installation of passive radon detectors in dwellings and submission of projects for funding competition.

Methodology: It is a four-phase program that will last about 10 years. During the first three years the core methodology was developed towards a radon-risk map based on three pillars: 1) radon measurements with passive detectors in dwellings (including lung-cancer patient's residences) and 2) processing of airborne and ground gamma-ray spectrometry data; 3) causal relation between radon and lung cancer. The study-areas comprise regions or municipalities chosen from two different scenarios: a) from where there is available airborne gamma-ray spectrometry data that shows concentrations of uranium and total count; b) extending from sites already studied by our partners (National Committee on Nuclear Energy/CNEN and universities). A long-term action plan will account for mitigation, continue indoor measurements and risk-assessment in identified radon-prone areas and in building materials. The project's feasibility takes into account Brazil's continental extents; therefore, we not only seek budgets from funding agencies but to establish a strong collaboration network among institutions. That strategy creates a real cost-effective program aimed at providing continuous high-level research, public advisory and allows researchers access to laboratory analysis, equipment sharing and dissemination of information throughout the collaborators.

Results: From 2019 to 2022, the group managed to install 475 radon detectors in areas of initial interest in the country, with less than 12 detectors lost. Researcher staff spent an average of 11 days visiting residents (Table 1). Soil, rock and water radon concentration were also measured in Caçapava do Sul-RS and cities of Paraná, Curitiba, Campo Largo and Carambeí, in total 40 locations. Residences identified with radon concentrations above the recommended levels were promptly warned to increase ventilation. The epidemiologic team at UNIARP and SGB-CPRM published a revision about genes involved in lung cancer in non-smokers associated with radon exposure [6], the project logo and informative folders to be distributed to the public. An epidemiologic questionnaire was adapted from the first integrated radon awareness study in Poços de Caldas region [7]. A cloud-based database is readily available for all researchers. The database contains archives to every need from project management to data processing and bibliographic references. Specific folders are already available for public and municipality administrators that include letters to the public, preliminary concentration maps and information folders. Future developments will include a GIS-based web map of all radon information already available in the country together with geoenvironmental data.

Table 1 – Installation of radon detectors across Brazil during 2019 and 2022.

State	Cities	Institution	Installed detectors	Days of field activities	Lost detectors
Rio Grande do Sul	São Jerônimo, Butiá	UNISINOS, SGB/CPRM	76	10	2
Rio Grande do Sul	Caçapava do Sul	UNIPAMPA	30	7	0
Santa Catarina	Caçador	SGB/CPRM, UNIARP	66	5	6
Paraná	Carambeí, Campo Largo, Curitiba	UTFPR, UFPR, SGB/CPRM	55	Not continuous	2
Minas Gerais	Carmo da Mata, Belo Vale	SGB/CPRM, UNIARP	78	13	2
Bahia	Bom Jesus da Lapa, Riacho de Santana	SGB/CPRM, IRD/CNEN	170 (still under exposition period)	15	-
Amazonas	Manaus, Presidente Figueiredo	UFAM, SGB/CPRM, LAPOC/CNEN	Aprox. 100 to be installed	-	-

Conclusions: The Brazilian Radon Risk Program seeks a strong and long-term collaborative partnership to subsidize government to minimize the risk of exposure to radon, by identifying higher risk areas and, for the first time and, to estimate the attributable risk to develop lung cancer. We welcome partners from the radioactive protection sector; medical and health sciences, geosciences; private sector, municipality and international collaborators. Initial research outcomes can be accessed by searching for the authors herein cited, at this point there is not sufficient data to identify radon-risk regions.

References:

- [1] Manual da OMS sobre Radônio em Ambientes Internos uma Perspectiva de Saúde Pública, versão brasileira, Rio de Janeiro, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, 2016. <http://antigo.ird.gov.br/index.php/publicacoes/download/35-publicacoes/97-manual-da-oms-sobre-radonio-em-ambientes-internos>
- [2] Instituto Nacional de Câncer José Alencar Gomes da Silva/INCA. Estimativa 2020: incidência de câncer no Brasil. Coordenação de Prevenção e Vigilância/INCA 2019. Rio de Janeiro: 120 p.
- [3] _____. Estimativa 2018: incidência de câncer no Brasil. Coordenação de Prevenção e Vigilância/INCA. Rio de Janeiro: 120 p., 2017.
- [4] Baldotto C.S.R., *et al.* Padrões de tratamento, uso de recursos e custo do câncer de pulmão de não pequenas células avançado em instituições brasileiras privadas. **J Bras Econ Saúde** 2018;10(2): 86-106. <http://www.jbes.com.br/images/v10n2/86.pdf>
- [5] Souza Filho, O.A., Rocha, Z. Programa de Risco de Radônio para o Brasil. Anais, VIII **Simp. Bras Geof.** Salinópolis, 2018. https://sbgf.org.br/mysbgf/eventos/expanded_abstracts/VIII_SimBGf/
- [6] J. R. Thomaz, de Vito G. P., Souza Filho O. A. de, Adami E. R.. Genes involved in lung cancer in non-smokers associated with radon exposure. **J. Pharm. Biol. Sci. (IOSR-JPBS)**, 17(2), 2022, pp. 01-12. <https://www.iosrjournals.org/iosr-jpbs/papers/Vol17-issue2/Ser-3/A1702030112.pdf>
- [7] Minas Gerais. Secretaria de Estado de Saúde, 2013. **Projeto Planalto Poços de Caldas:** pesquisa câncer e radiação natural: incidência e comportamento de risco. Secretaria de Estado de Saúde de Minas Gerais; B.N. Antoniazzi; N.C. Silva; T. Cunha; U.B. Otero (orgs.). Belo Horizonte: ESP-MG, 2013. 200p.

International Joint Conference Radio 2022

Dificuldades analíticas na determinação de céσιο-137 para estudos de erosão de solo no semiárido

Santos R. C. C., Santos^a R. C. C., Dos Santos^a R. A., Abreu^a R. E. O., Nascimento^a G. A.,
Magalhães^a M. R. L., De França^a E. J.

^a Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE) Av. Prof. Luís Freire, 200 -
Curado, Recife - PE, 50740-437
rau-ana@hotmail.com.com

Introdução

A deposição cumulativa de céσιο-137 em solos equatoriais e de média latitude do hemisfério sul é menor que a quantificada nas porções de média latitude no hemisfério norte para a Europa e América, introduzindo dessa forma problemas de medição em termos de limites de detecção para que se possa obter resultados com grau de precisão aceitável.¹

O ¹³⁷Cs é um produto de fissão, emissor gama com energia de 661,6 keV e meia-vida de 30,02 anos, propriedades essas que fazem desse isótopo um valioso traçador de erosão.² Os processos erosivos são determinantes no quesito de perda de solo de um dado local em um dado intervalo de tempo, de forma que o estudo desse fenômeno se faz relevante para que os dados coletados corroborem com as estratégias de controle e mitigação dos seus efeitos.³

Aponta-se que o ¹³⁷Cs se fixa por adsorção nas partículas de argila, tornando-se um marcador por excelência,⁴ permitindo determinar as taxas de decréscimo por erosão e de incremento por sedimentação. Com base nesta premissa, o presente estudo objetivou a determinação de traço de céσιο-137 para futuro estudo de erosão da Região de Sobradinho, entre os Estados de Pernambuco e Bahia, Brasil.

Metodologia

Tendo-se levado em consideração a resistência mecânica do solo, foi utilizado um cilindro de aço inoxidável (diâmetro de 13,5 cm e 30 cm de altura) nas perfurações de amostragem, no intuito de obter camadas de diferentes profundidades, porém algumas perfurações atingiram a rocha antes do esperado. A amostragem foi executada em áreas de solos expostos/abandonados, pastagem, aquicultura, vegetação nativa da caatinga e vegetação ribeirinha. Em alguns casos, devido a friabilidade do solo, as camadas foram de 6 cm. Das várias amostras recolhidas pra um projeto maior de estudos, foram analisadas as amostras T1FRN01 e T1FRN02 destacadas em vermelho na Figura 1.



Figura 1. Pontos de amostragem.

As amostras foram secas em estufa a 60 °C até massa constante,⁵ em seguida peneiradas a 2 mm e o coletado peneirado novamente, dessa vez a 1 mm para obter as amostras a serem analisadas. Para análise do ¹³⁷Cs, porções analíticas de 150 g foram transferidas para recipientes Marinelli modificados, devido à dificuldade na determinação deste radionucléido em solos localizados próximos à Linha do Equador.

A radioatividade foi medida por espectrometria gama de alta resolução utilizando detector HPGe (germânio hiperpuro) GC3018 durante 200.000 segundos. Este detector apresenta eficiência relativa de 30%, FWHM a 1,33 MeV de 1,8 keV, coaxial, diâmetro ativo de 61,7 mm e 42 mm de largura. O software de plotagem utilizado foi o Genie do Canberra®.

Resultados

A leitura da amostra T1FRN01 apresentou dois picos de contagem, nas faixas de energia de 661 e 665 keV, e das suas seis faixas de profundidade, a faixa de 0 a 5 cm foi a que apresentou o pico mais alto no valor de 1,105 contagens.s⁻¹. As curvas das contagens estão representadas na Figura 2.

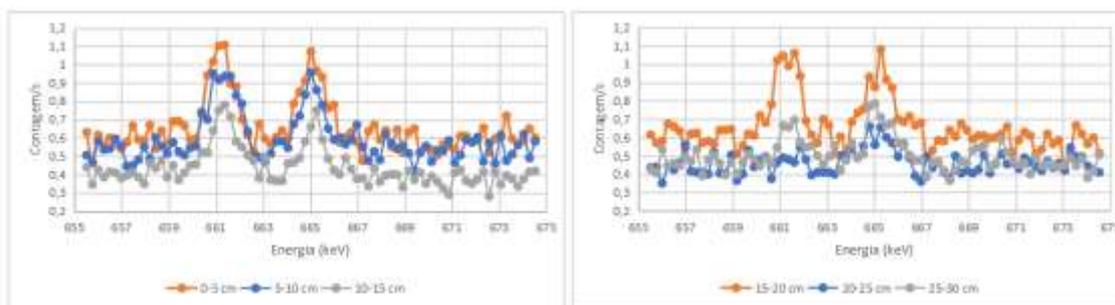


Figura 2. Curvas das aferições para a amostra T1FRN01, nas profundidades 0-5, 5-10, 10-15, 15-20, 20-25 e 25-30 (em cm).

A leitura da amostra T1FRN02 apresentou apenas um pico de contagem, na faixa de energia de 665 keV, sendo a contagem máxima de 0,78 contagens.s⁻¹ e as curvas das contagens estão representadas na Figura 3.

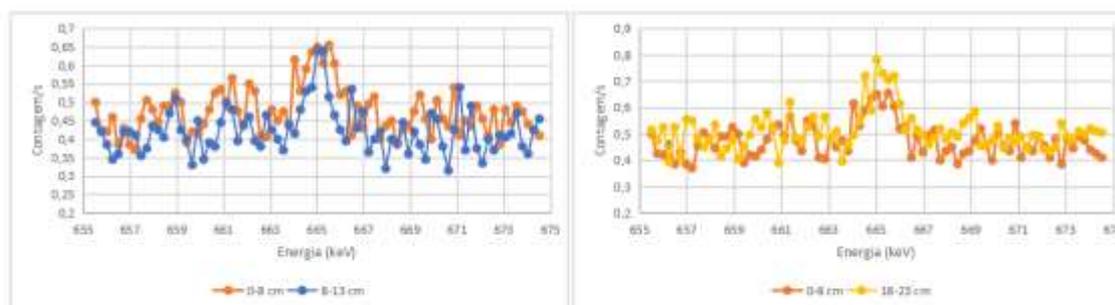


Figura 3. Curvas das aferições para a amostra T1FRN02, nas profundidades 0-8, 8-13 e 18-23 (em cm).

Conclusões

A partir dos resultados infere-se que a determinação do Cs-137 apresenta maior concentração nas camadas superficiais, condizendo com o que era esperado visto que as partículas desse elemento são transportadas pela erosão e depositadas nas áreas de cotas mais baixas das bacias sedimentares.

A baixa concentração de césio nas áreas ao sul da linha equatorial espelha a dificuldade de sua determinação, mesmo tendo sido realizada a modificação da geometria dos recipientes Marinelli a fim de aproximar a amostra de solo da região central do recipiente, mais próxima do detector.

Referências

- ¹ WALLING, D. E.; HE, Q.; QUINE, T. A.. **Use of caesium-137 and lead-210 as tracers in soil erosion investigations.** Tracer Technologies for Hydrological Systems (Proceedings of a Boulder Symposium, July 1995). IAHS Publ. no. 229, 1995.
- ² POREBA, J. G.. **Caesium-137 as a soil erosion tracer: a review.** GEOCHRONOMETRIA Vol. 25, pp 37-46, 2006 – Journal on Methods and Applications of Absolute Chronology.
- ³ FERREIRA JÚNIOR, A. L. G., **Medida do ¹³⁷Cs no solo na estimativa da erosão e avaliação da desertificação no Núcleo de Cabrobó.** UFPE - Recife, PE, 2017.
- ⁴ ANDRELLO A. C.; APPOLONI, C. R.; GUIMARÃES, M. F.. **Soil erosion determination in a watershed from northern Paraná (Brazil) using ¹³⁷Cs.** Engineering and Technology. Braz. arch. biol. technol. 47 (4), Aug 2004. <https://www.scielo.br/j/babt/a/Xp8JDzW8xvZHFpzSTmb6QFG/?lang=en>
- ⁵ PAIVA, J. D. S. de; SOUSA E. E.; FARIAS, E. E. G. de; CARMO, A. M.; SOUZA, E. M.; FRANÇA, E. J. de. **Natural radionuclides in mangrove soils from the State of Pernambuco, Brazil.** Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Budapest, Hungary 2015.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação radiométrica das águas das fontes naturais do Parque Nacional da Tijuca, Rio de Janeiro, Brasil

Pinto^a, C. E. C., Pereira^{b,c}, W. S., Lopes^d J. M., Ferreira^e, L. M. Silva, A. X.^b, Vieira, R. V.^c

^aInstituto Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, Brasil

^bPrograma de Engenharia Nuclear, UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil

^cIndústrias Nucleares do Brasil, INB, Resende, Brasil

^dInstituto de Física, Universidade Federal da Bahia, Salvador, Brasil

^eUniversidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, Brasil

pereiraws@gmail.com

Introdução

Entre as Unidades de Conservação (UC) mais visitadas no Brasil, está o Parque Nacional da Tijuca com 3,11 milhões de visitantes, seguido pelos Parques Nacional do Iguaçu e o Nacional de Jericoacoara com 1,55 milhões e 0,4 milhão, respectivamente [1]. Dessa forma a cidade do Rio de Janeiro assume uma posição de destaque no que tange ao número de visitantes em áreas de UC.

Em face ao grande número de visitantes no Parque Nacional da Tijuca (mais de 3 milhões/ano) onde muitos potencialmente utilizam a água das fontes naturais para ingestão, surge a necessidade de monitoração do controle de potabilidade radiométrica dessas águas, uma vez que a mesma não passa por controle de qualidade. Esse procedimento é adotado por diversos autores [2; 3; 4] na intenção de avaliar os potenciais riscos devido a incorporação de radionuclídeos. Dessa forma, o objetivo desse estudo é o de analisar radiometricamente as águas das principais fontes do Parque Nacional da Tijuca, no Município do Rio de Janeiro/RJ

Metodologia

O Parque Nacional da Tijuca é dividido em quatro setores: Floresta da Tijuca, Serra da Carioca, Pedra Bonita/Pedra da Gávea e Pretos Forros/Covanca [5].

No total, dez (10) amostras de água foram coletadas nas principais fontes do parque (vide Tabela 1). As amostras coletadas foram envazadas e posteriormente analisadas em espectrômetro gama de alta resolução com detector de germânio hiper puro (HPGe) fabricado pela Camberra®, modelo GC3020 - eficiência relativa de 30% - resolução em energia igual a 1,8 keV para pico de 1332,5 keV. Cristal de germânio tipo coaxial com diâmetro igual a 62 mm e altura igual a 40 mm. O sistema de detecção conta com um pré-amplificador tipo RC, modelo 2002C com componentes da marca Camberra®. O sistema multicanal usado foi o DSA 1000 com 8192 canais e faixa de energia compreendida entre 50 keV e 2 MeV. Tensão utilizada para área de depleção igual a 4500 V. A eficiência de detecção foi determinada para cada energia usando um LabSOCS (Laboratory SOURCEless Calibration Software) de Camberra.

Resultados

Os valores de concentração de atividade (CA) do K-40 foram mensuráveis em todas as amostras, no entanto, este radionuclídeo é excluído do escopo regulatório, não podendo ser levado em conta no risco radiológico das águas analisadas [6].

A água do ponto de amostragem da Fazenda do Açude (amostra 5) apresentou valor CA para o Ra-226 igual a 1,9 Bq/L, ou seja, acima do valor máximo permitido pelas Portaria 2.914, consolidação nº 5 e pela GM/MS Nº 888, todas do ministério da saúde [7-9] para o valor de alfa total (0,5 Bq/L). Esse valor de CA do Ra-226 aponta a presença de radiação alfa total no mínimo igual ao valor de CA do Ra-226.

Tabela 1. Valores de CA nas amostras de água do Parque Nacional da Tijuca

Amostra	Fontes	Radionuclídeos			
		⁴⁰ K	²⁰⁸ Tl	²²⁶ Ra	²²⁸ Ra
1	Taunay	1,3 ± 0,7	<MDA	<MDA	<MDA
2	Afloramento	1,5 ± 0,7	<MDA	<MDA	<MDA
3	Capela Mayrink	1,2 ± 0,7	14,4 ± 7,5	<MDA	<MDA
4	Bom Retiro	1,6 ± 0,7	19,2 ± 8,2	<MDA	<MDA
5	Fazenda do Açude	1,6 ± 0,7	13,8 ± 6,9	1,9 ± 1,7	<MDA
6	Paineiras	1,5 ± 0,7	<MDA	<MDA	<MDA
7	Paineiras	1,4 ± 0,7	<MDA	<MDA	<MDA
8	Paineiras	1,5 ± 0,7	12,3 ± 6,7	<MDA	<MDA
9	Castorina	1,4 ± 0,7	10,0 ± 6,7	<MDA	<MDA
10	Mesa do Imperador	1,7 ± 0,7	12,7 ± 7,4	<MDA	<MDA

Conclusões

Os resultados apontam que apenas na fonte Fazenda do Açude foi encontrada água com padrões radiológicos acima do valor máximo permitido (VMP). Nas demais fontes não foram identificados valores de CA que ultrapassassem o VPM.

Contudo, o valor encontrado na fonte Fazenda do Açude aponta a necessidade de uma avaliação da radioatividade natural da água de forma mais detalhada e por outras metodologias, como a alfa e beta total e outras visando identificar os isótopos de urânio (U_{nat}), tório (Th-232) e rádios (Ra-226 e Ra-228) e Polônio (Po-210) [10]. O U_{nat} deve ser verificado, também, do ponto de vista de toxidez química, por está ser maior que a toxidez radiológica [7-9].

Ressalta-se que a potabilidade deve ser complementada por outros critérios físicos, químicos e microbiológicos, conforme expresso na legislação brasileira [7-9].

Referências

1. ICMBIO. O Parque Nacional Da Tijuca. Disponível em: <https://www.icmbio.gov.br/parnatijuca/> Acessado em 25/06/2022.
2. Pereira, W., Kelecom, A., Lopes, J. M., do Carmo, A. S., Júnior, D. D. A. P., Silva, A. X. (2020). Evaluation of the radiological quality of water released by a uranium mining in Brazil. *Environmental Science and Pollution Research*, 27(29), 36704-36717
3. Pereira, W.S., Kelecom, A., Lopes, J.M. et al. (2021) Radiological quality of wastewater released from a waste dam containing natural radionuclides. *J Radioanal Nucl Chem*
4. Pereira, W.S., Kelecom, A., Charles-Pierre, M. et al. (2022) Assessment of released natural radionuclides by waste rock pile and mining pit associated with a uranium mine at Caldas, Minas Gerais, Brazil. *Environ Sci Pollut Res*.
5. ICMBIO. Plano de Manejo - Parque Nacional da Tijuca. Brasília: ICMBIO, 2008
6. CNEN. Critérios de exclusão, isenção e dispensa de requisitos de proteção radiológica, 2011
7. Brasil – Ministério da Saúde. Dispõe sobre os procedimentos de controle e de vigilância da qualidade da água para consumo humano e seu padrão de potabilidade. Portaria Nº 2.914, de 12 de dezembro de 2011
8. Brasil - Ministério da Saúde. (2017). Portaria Consolidação nº 5 de 28 de setembro de 2017. Brasília: Brasil. Ministério da Saúde, Governo Federal. Brasília: DOU. <https://portal.arquivos2.saude.gov.br/images/pdf/2018/marco/29/PRC-5-Portaria-de-Consolida----o-n---5--de-28-de-setembro-de-2017.pdf>
9. Brasil - Ministério da Saúde. (2021). Portaria GM/MS Nº 888, de 4 de maio de 2021. Brasília: Brasil. Ministério da Saúde, Governo Federal. Brasília: DOU. <https://www.in.gov.br/en/web/dou/-/portaria-gm/ms-n-888-de-4-de-maio-de-2021-318461562>
10. CNEN (2020) Posição regulatória 3.01/012:2020 níveis de investigação e de referência para radioatividade em água potável. https://www.gov.br/cnen/pt-br/aceso-rapido/normas/grupo-3/grupo3-pr301_12.pdf

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação da taxa de dose devido a incorporação de radionuclídeos presentes em alimentos oriundos de área de alta radioatividade natural

Lopes^a J. M., Pereira^{b,c}, W. S., Pinto^{b,c}, C. E. C., , Ferreira^e, L. M. Silva, A. X^b,
Vieira, R. V.^c, Paiva^c, A. K, Charles_Pierre^c, M

^aInstituto de Física, Universidade Federal da Bahia, Salvador, Brasil

^bPrograma de Engenharia Nuclear, UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil

^cIndústrias Nucleares do Brasil, INB, Resende, Brasil

^dInstituto Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, Brasil

^eUniversidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, Brasil

*pereiraws@gmail.com

Introdução

A exposição humana à radiação natural é a forma de exposição mais significativa [1]. Os Materiais Radioativos de Ocorrência Natural (NORM) estão distribuídos por toda a crosta terrestre e podem estar presentes em diferentes atividades [2; 3; 4; 5].

Existem regiões no Brasil que são conhecidas pela alta radiação de fundo, entre elas está a cidade de Caldas, Minas Gerais, localizada na região sudeste do Brasil. A cidade tem uma formação geológica particular caracterizada por uma intrusão alcalina onde podem ser encontradas anomalias de urânio e tório [6; 7; 8].

O presente estudo teve como objetivo obter a concentração de atividade (CA) de U_{nat} , Th-232 e Ra-226 em alimentos cultivados, produzidos e coletados no Município de Caldas. A partir da CA obtida, estimou-se a dose efetiva devido ao consumo irrestrito e ininterrupto desses alimentos.

Metodologia

A CA de urânio e tório (U_{nat} e Th-232) foi determinada por espectrofotometria com arsenazo III, de acordo com Savvin [9; 10]. O Ra-226 foi analisado por coprecipitação seletiva e contagem alfa bruta [11].

A dose efetiva comprometida foi estimada segundo ICRP [12]. O consumo anual de alimentos foi obtido a partir do IBGE [13].

Resultados

A maior média de CA foi obtida nas amostras do peixe tilápia, $1,50 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ para o U_{nat} . Por outro lado, a menor média de CA foi obtida nas amostras de feijão, $0,05 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ para o Th-232.

O feijão apresentou maior contribuição na dose total (Figura 1). A justificativa da alta contribuição na taxa de dose se deve ao alto consumo desse tipo de grão. O peixe tilápia que apresentou os maiores valores de CA para os três radionuclídeos estudados, contribui discretamente na dose. Isso porque o consumo desse tipo de alimento é quase 20 vezes menor que o consumo de feijão, segundo IBGE [13].

Conclusões

Os radionuclídeo que mais contribuiu para dose foi o Ra-226, devido ao alto valor de conversão de dose comparado com outros radionuclídeos. O alimento que mais contribui para dose é o feijão devido seu consumo diário, o maior dentre os alimentos estudados. Como a radioatividade local não foi alterada pela atividade humana, as exposições devem ser consideradas como radiação de fundo. Ademais, os dados obtidos no presente estudo não representam nenhum risco à saúde humana.

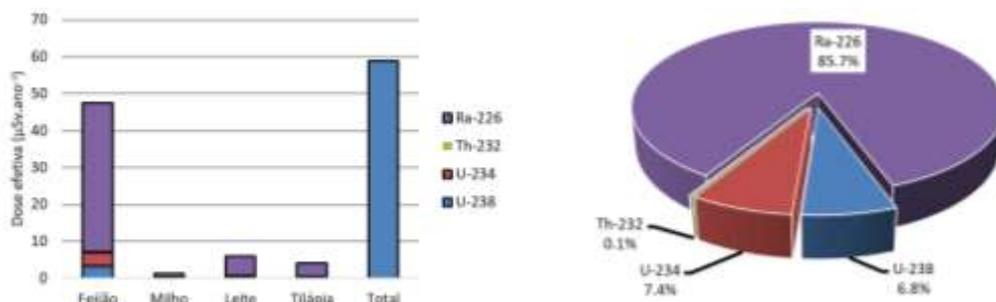


Figura 1. Avaliação da dose efetiva. Em (a) a contribuição de cada radionuclídeo para dose efetiva em cada alimento. Em (b) o percentual de contribuição de cada radionuclídeo.

Referências

1. NCRP, 1976. Natural background radiation in the United States. Report number 45.
2. Hrichi, H., Baccouche, S., Belgaied, J. (2013). *J. Environ. Radioact.* 115, 107–113
3. Ferreira et al., 2014. Assessment of the NORM presence in the water treatment of Poços de Caldas municipality. *Int. Joint Conference Radio-2014*.
4. Garcêz et al., 2018. Determination of Ra-226, Ra-228 and K-40 specific activities in samples of mineral fertilizers, Brazil. *Appl. Radiat. Isot.* 141, 199–202
5. Moreira et al., 2018. Extraction of natural radionuclides in TENORM waste phosphogypsum. *J. Environ. Chem. Eng.* 6, 6664–6668
6. Amaral et al., 1984. Pre-operational environmental survey at the uranium mine and mill site, Poços de Caldas, Minas Gerais, Brazil. *Sci. Total Environ.*
7. Veiga et al., 2003. Preliminary indoor radon risk assessment at the Poços de Caldas Plateau, MG – Brazil. *J. Environ. Radioact.* 70 (3), 161–176.
8. Moreira et al., 2018. A comparative study of methods for determining the concentration of radon-222 in spring waters. *Águas Subterrâneas* 32, 114–120.
9. Savvin, S.B., 1961. Analytical use of arsenazo III: determination of thorium, zirconium, uranium and rare earth elements. *Talanta* 8, 673–685.
10. Savvin, S.B., 1964. Analytical applications of arsenazo III—II: determination of thorium, uranium, protactinium, neptunium, hafnium. *Talanta* 11 (1), 1–6.
11. Godoy et al., 1994. Method for determination of ²³⁸U, ²³⁴U, ²³²Th, ²³⁰Th, ²²⁸Th, ²²⁸Ra, ²²⁶Ra and ²¹⁰Pb. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 182 (1), 165–169
12. ICRP, 2012. Compendium of dose coefficients based on ICRP Publication 60.
13. IBGE, 2011. Pesquisa de Orçamentos Familiares 2008–2009

International Joint Conference Radio 2022

Sulfato de amônio oriundo do reaproveitamento da água carbonatada do processo produtivo de pó de dióxido de urânio (UO₂) na agricultura

Vieira^{a,b}, R. F.; Zonta^c E.; Brazil^d, F C, Lopes^e, J. M, Ferreira, C. S. C, Pereira^{b,f}, W. S.b, Silva^f, A. X.

^aMestrado em Tecnologia Ambiental, UFF/VR, RJ, Brasil;

^bIndústrias Nucleares do Brasil, Resende, RJ, Brasil

^cDepartamento de Solos, IA/UFRRJ, Seropédica, RJ, Brasil

^dUniversidade Veiga de Almeida. Tijuca, RJ, Brasil

^eInstituto de Física, Universidade Federal da Bahia, Bahia, Brasil

^fPós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE/UFRJ, RJ/Brasil

Introdução: Mediante a necessidade de práticas de sustentabilidade, compromissos sócios ambientais e econômicos nos ambientes de produção, estudos para gerar novas aplicabilidades aos resíduos produzidos em unidades fabris, vem se tornando fundamentais. O objetivo deste trabalho foi analisar a equivalência do sulfato de amônio comercial (SAC) ao sulfato de amônio INB (SAI) obtido a partir do reaproveitamento na agricultura do resíduo de carbonato de amônio, após sua transformação em sulfato de amônio, produzido no processo de produção do urânio utilizado como combustível nuclear, bem como, verificar a concentração de atividade (CA) do urânio no resíduo e sua translocação para as espécies utilizadas.

Metodologia: A espectrometria gama para identificação do ²³⁵U foi realizada conforme Filgueiras (2019). O trabalho foi conduzido na casa de vegetação do Laboratório de Solos e Plantas (LSP), localizado na Universidade Federal Rural do Rio de Janeiro, Seropédica, RJ. Onde foram cultivados rúcula (*Eruca Sativa L.*) e rabanete (*Raphanus Sativus L.*) de forma paralela em vasos. Sendo que cada unidade experimental contendo quatro plantas (rúcula ou rabanete) alocadas ao acaso em arranjo fatorial duplo, onde os tratamentos consistiram em duas fontes (SAC e SAI) e quatro doses de nitrogênio (0; 50; 100 e 200 kg N ha⁻¹), com três repetições por tratamento. Foram realizados Análise de variância (ANOVA) para avaliar as médias dos nutrientes nas plantas, assim como do crescimento de matéria seca. Os dados de CA do ²³⁵U dos sulfatos e das plantas radiométricos foram comparados com CNEN (2011).

Resultado: Foi realizada a determinação de radionuclídeos no Laboratório de Análises Ambientais e Simulação Computacional (LAASC/COOPE/UFRJ) nos fertilizantes utilizados (SAC) e (SAI), a partir de espectrometria gama, com base nas concentrações de atividade (CA), verificou-se que os fertilizantes estão abaixo do limite de isenção (LI) do órgão regulador que é 10 Bq.g⁻¹ (CNEN, 2011). Os valores de CA ²³⁵U nos alimentos estudados neste trabalho quando comparados com os valores encontrados na literatura citada estão na mesma ordem de magnitude dos encontrados em Garcez (2018), Lopes et al (2018); Lopes et al (2019) e Silva (2021).

Conclusão: Não foi observado diferença entre os tratamentos, demonstrando que ambos os fertilizantes (SAC e SAI) proporcionaram a produção de massas secas, frescas e nutrientes (NPK) iguais estatisticamente. E de acordo com os resultados radiológicos (espectrometria gama) realizados no LAASC ambas as plantas que cresceram adubadas com os fertilizantes (SAC e SAI) proporcionaram concentrações de atividade abaixo do limite de isenção em duas ordens de magnitude, não havendo restrições ao uso conforme norma (CNEN, 2011) e não representam risco devido a sua ingestão.

Referencias

Filgueiras, R.A. (2019). Padrões de concentrações, mapeamento e Estimativa de Dose de Radionuclídeos Naturais em Solos do Estado de Alagoas e Distribuição da Concentração de ^{137}Cs . Disponível em: <<http://www.con.ufrj.br/wp-content/uploads/2019/04/Tese-Rog%C3%A9rio-Filgueiras.pdf>>

Garcez RWD, Lopes JM, Filgueiras RA, Silva AX (2018) Study of K-40, Ra-226, Ra-228 and Ra-224 activity concentrations in some seasoning and nuts obtained in Rio de Janeiro city. *Brazil Food Sci Technol* 39:120–126. 10.1590/fst.27717

Lopes JM, Garcez RWD, Filgueiras RA, Silva AX, Braz D (2018). Committed effective dose due to the intake of ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{228}Th contained in foods included in the diet of the Rio De Janeiro city population. *Brazil Radiat Prot Dosim* 181:149–155. 10.1093/rpd/ncx310.

Lopes JM, Garcez RWD, Silva LB, Silva RC, Domingues AM, Silva AX, Dam RSF (2019) Committed effective dose due to consumption of fruits and vegetables peels: analysis on cancer risk increase. *Radiat. Phys. Chem.* 167:10824. 10.1016/j.radphyschem.2019.03.047

Silva LB, Lopes JM, Pereira WS, Garcez RW, Silva AX, Talhofer JL (2021) Committed effective dose and lifetime cancer risk due to ingestion of natural radionuclides in grains grown in an area of high background radiation. *Appl. Radiat. Isot.* 172:109656. 10.1016/j.apradiso.2021.109656

CNEN (2011) Posição regulatória 3.01/001:2011 Critérios de exclusão, isenção e dispensa e requisitos de proteção radiológica, 11 pp. http://appasp.cnen.gov.br/seguranca/normas/pdf/pr301_01.pdf

International Joint Conference Radio 2022

Alternatives to radon control in new buildings

Machado P.F., Silva N. C., Batista M. S., Dias D. C.

Comissão Nacional de Energia Nuclear-Laboratório de Poços de Caldas

Rodovia Poços de Caldas - Andradas, Km 13

pfmachado.pm@gmail.com; nivaldo.silva@cnen.gov.br;

marcusqv@gmail.com; danilacdias@gmail.com

Introduction: Radon is a radioactive, colorless, and odorless noble gas. Its best-known isotope, Rn-222, is found in the decay chain of U-238. Radon gas is naturally generated in soils and rocks – penetrating indoor spaces through cracks and pressure variations and concentrating itself in these environments [1][2].

Decades of studies associate chronic exposure to radon to high risks of lung cancer incidence. Since the 1990s radon is considered the first cause of lung cancer among non-smokers and the second among smokers worldwide. Thus, international organizations such as the World Health Organization and the International Atomic Energy Agency recommend preventive/remedial actions in new and old buildings, aiming to reduce the concentration of radon. One of the most used techniques is the depressurization of the base soil of dwellings, for its low installation/maintenance costs and high concentration reduction efficiency [3][4].

The purpose of this work is to carry out efficiency tests of a pilot scale passive soil depressurization system, implemented at the Laboratory in Poços de Caldas of the Brazilian Commission for Nuclear Energy (LAPOC-CNEN).

Methodology: The soil depressurization system (Figure 1), composed of pipes perforated and surrounded by permeable membranes, was installed prior to the construction of a building on a pilot scale (Figure 1). It is in contact with the ground just below its floor structure [4].

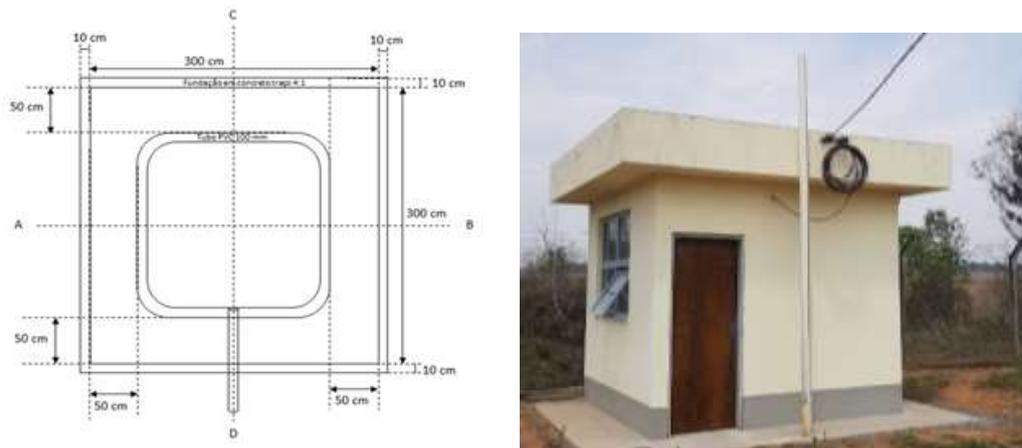


Figure 1 – Floor plan of the building and soil depressurization system and dwelling prototype.

Once the foundation stage was completed, a prototype 1-room residence was built with an area of 3 m x 3 m, ceiling height of 3 m and covered with a pre-molded slab overlaid with fiber cement tiles. The floor was constructed with concrete superimposed by a straightened subfloor. The prototype also has a door (0.2 x 0.80 m) and a window (1.2 x 1.2 m). The efficiency of the system was evaluated by measuring radon concentrations in the air of the studied environment. Active measurements were carried out for 38 days (27/09/2021-04/11/2021) using AlphaGUARD PQ 2000 PRO monitor (Bertin Instruments) in diffusion mode and one measurement per hour. A batch of 10 alpha tracks detectors (CR-39) were installed indoor to passively measure the average indoor radon concentration. The period of exposure amounted to 209 days (07/10/2021-04/05/2022).

Results: Figure 2 presents the preliminary AlphaGUARD results obtained for 38 days. A high daily radon concentration variability can be observed, with higher values at night and lower ones during the day. The maximum, minimum and mean values (over these 913 active measurements) and the standard deviation (STD) were, respectively, 872 Bq m⁻³, 20 Bq m⁻³, 108 Bq m⁻³, and 103 Bq m⁻³.

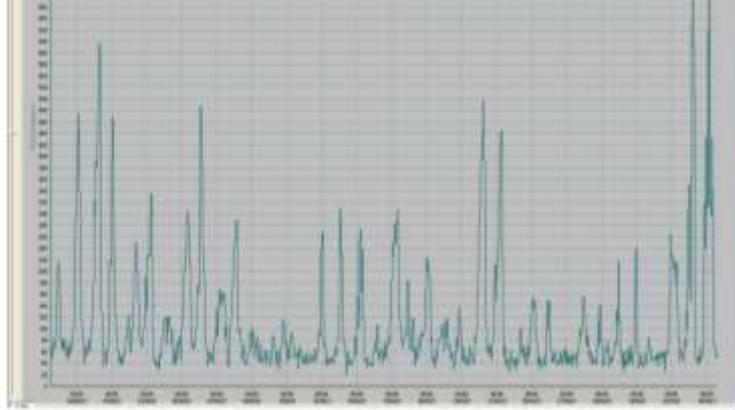


Figure 2 – Preliminary test results (Active measurements, from AlphaGUARD)

Regarding the passive measurement, a mean value of 124 Bq m⁻³ and STD of 10 Bq m⁻³ were observed. The average values resulting from the active (108 Bq m⁻³) and passive (124 Bq m⁻³) methods are quite similar, demonstrating the alpha track detectors can be used to monitor the efficiency of the applied soil depressurization system.

Conclusions: The soil depressurization system was successfully implemented, while the indoor air was monitored by an active and a passive technique. High daily variability of radon concentration was observed through the active measurements. Thus, as high radon concentration values were still observed, a radon fan should be installed to increase the efficiency of the soil depressurization system.

References:

- [1] Manual da OMS Sobre Radônio em Ambientes Internos. Uma Perspectiva de Saúde Pública. Tradução do Instituto de Radioproteção e Dosimetria. 1 ed. Rio de Janeiro, 2016. ISBN 978 92 4 154767 3.
- [2] UNSCEAR-United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources and effects of ionizing radiation, report to the general assembly with scientific annexes, New York: United Nations, 2008.
- [3] International Commission on Radiation Protection. Radiological Protection Against Radon Exposure. Ann. ICRP. New York: ICRP Publication 126, 2014. DOI: 10.1093/rpd/ncu105.
- [4] ASTM – American Society for Testing Materials. ASTM E1465 – 08a Standard Practice for Radon Control Options for the Design and Construction of New Low-Rise Residential Buildings. DOI: 10.1520/E1465-08A.

International Joint Conference Radio 2022

Radionuclídeos naturais como traçadores da movimentação de solo superficial no Semiárido

Almeida^a I. L., Abreu, R.E.O., Dos Santos, R.A., Magalhães, M.R.L., França, E.J.

^a Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE) Av. Prof. Luís Freire, 200 -

Curado, Recife - PE, 50740-437

ilas.ianalmeida@gmail.com

Introdução: Localizado na região submédia do rio São Francisco, o lago de sobradinho dista cerca de 40 km da cidade de Petrolina em Pernambuco. Inicialmente o objetivo da construção da represa era gerar energia elétrica, mas acabou adquirindo função de controle de cheias. O reservatório também é usado para pesca, irrigação, consumo direto e piscicultura. Com o intuito de verificar a taxa de sedimentação e as fontes de elementos químicos presentes no solo da região da borda do reservatório, foi utilizada a técnica de *fingerprint*. O *Fingerprint* é um método químico-matemático utilizado para identificação das fontes de origem de matéria, faz uso de traçadores naturais que possibilitam rastrear a origem do material associado a análise de agrupamentos. Esta análise engloba algumas técnicas estatísticas como análises de desvios e variâncias, objetivando encontrar e dissociar objetos de grupos similares^{1,2}.

Metodologia: A área estudada foi a barragem de Sobradinho, localizada entre os estados da Bahia e Pernambuco, nordeste do Brasil. A barragem no município de Sobradinho, faz parte da bacia hidrográfica do Rio São Francisco, com área total de 630.000 km², sendo a área de estudo correspondente a cerca de 400 km². A amostragem foi dividida em quatro pontos de coleta (perfis), como ilustrado na Figura 1.

Figura 1: Pontos de coleta para análise de solo por fingerprint.

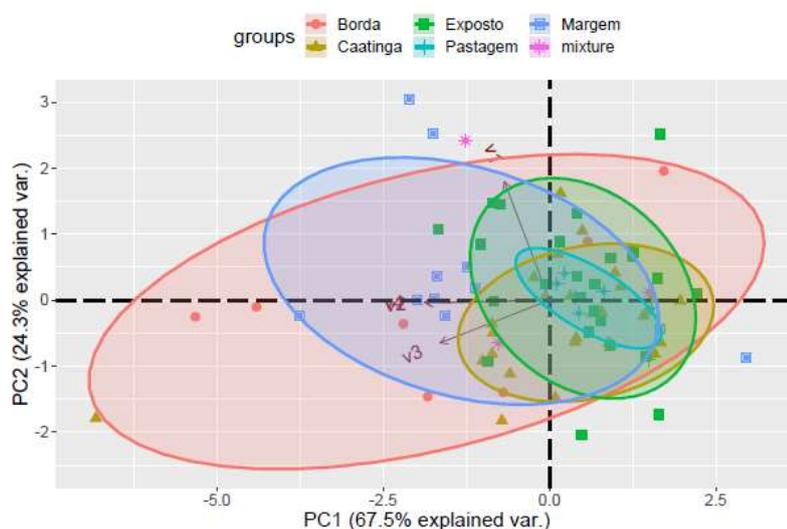


O perfil 1 tem como características principais o cultivo de cebola, utilização de pesticidas e fertilizantes químicos, também foi observado sulcos de irrigação, área agrícola abandonada caracterizando rotação e fragmentos remanescentes de Caatinga (vegetação natural). No perfil 2 o cultivo é de melancia, com utilização de pesticidas e fertilizantes químicos. A área também apresentou fragmentos remanescentes de caatinga. No perfil 3 a principal atividade foi a aquicultura de bivalves. O perfil 4 foi tomado como perfil de referência. Tal decisão se deu em decorrência do perfil fazer parte de uma ilha natural presente no reservatório. Surpreendentemente foi observada pastagem caprina e cultivo de milho na área, além de algumas áreas preservadas de Caatinga. Foram coletas 121 amostras de solo para análise de *fingerprint* distribuídas pelos 4 perfis. A coleta se deu utilizando pás de plástico e cada amostra de solo apresentou massa aproximada de 100 g, na profundidade entre 0 e 10 cm. Após a coleta, as amostras foram secas em estufa a 60°C e moídas até atingir 0,08 mm. Porções analíticas com massa de 30 g foram transferidas para placas de Petri de polietileno e vedadas com adesivos de silicone para garantir que o radônio-222

não escapasse. Esperados 30 dias a fim que o equilíbrio secular fosse alcançado, as amostras foram analisadas por espectroscopia de raios gama de alta resolução usando detectores HPGe. As concentrações de atividade foram calculadas utilizando do software Genie da Canberra®. A metodologia empregada para determinação da concentração de atividade pode ser consultada trabalho de Paiva et al.³. Após quantificação dos radionuclídeos presentes, foi realizada análise multivariada PCA (Principal Components Analysis).

Resultados: A quantificação de radionuclídeos quantificou a concentração de atividade de K-40, Th-228, Ra-228 e Ra-226. Para K-40 a concentração apresentou valor mínimo de 25,65 Bq/kg e máxima de 714,4 Bq/kg, com média de 298,4 Bq/kg, para Th-228 a concentração ficou entre 4,73 Bq/kg e 103,7 Bq/kg, com média igual a 35,89 Bq/kg, para Ra-228 e Ra-226 os intervalos foram 9,04 Bq/kg a 103,6 Bq/kg com média de 35,16 Bq/kg e 1,27 Bq/kg e 62,69 Bq/kg, com média igual a 19,66 Bq/kg. Os valores médios dos quatro radionuclídeos quantificados encontram-se dentro da média mundial para solos segundo a UNSCEAR⁴. Contudo, a concentração máxima de Ra-228 superou levemente o máximo da norma que é de 95 Bq/kg apresentando valores iguais a 95,5 Bq/kg. A estimativa das fontes foi realizada por análise multivariada PCA. A figura 2 apresenta o agrupamento com os resultados das possíveis fontes de influência da área de estudo.

Figura 2: Análise dos componentes principais identificando as fontes de matéria
PCA



Conclusões: Através da determinação da concentração de radionuclídeos em solo foi possível verificar que os valores da concentração dos radionuclídeos de K-40, Th-228, Ra-228 e Ra-226 encontrados no solo ficaram dentro do intervalo estabelecido pela UNSCEAR, com exceção para o valor máximo de Ra-228. A análise PCA mostrou que a maior fonte dos elementos químicos é oriunda da área de pastagem da região, seguido pelo solo do bioma caatinga e do solo exposto. Tais resultados contribuem para determinar a taxa de sedimentação do reservatório e possibilita a identificação das principais fontes de matéria em decorrência da movimentação do solo superficial. A maior contribuição da pastagem pode estar associada a utilização de pesticidas e fertilizantes.

Referências:

- 1- HARRIS, D.C. Análise química quantitativa. 6. ed., Rio de Janeiro: LTC, 2009.
- 2- RADEMAKER, J. L.W. et al. Comparison of AFLP and rep-PCR genomic fingerprinting with DNA-DNA homology studies: *Xanthomonas* as a model system. *Internacional Journal of Systematic and Evolutionary Microbiology*, v. 50, p. 665-677, 2000.
- 3- DE PAIVA, José Daniel S. et al. Natural radionuclides in mangrove soils from the State of Pernambuco, Brazil. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, v. 307, n. 2, p. 883-889, 2016.
- 4- UNSCEAR-United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 2000. Exposure from Natural Sources. Report to General Assembly. United Nations, New York. 659p.

International Joint Conference Radio 2022

Radiological evaluation of soil samples for the tin industry

Beserra M.T.F., Oliveira D.F.

Centro Federal de Educação Tecnológica (CEFET-RJ), Av. Maracanã, 229 – Maracanã.

Rio de Janeiro - RJ, Brasil.CEP: 20271-110

Universidade Federal do Rio de Janeiro (COPPE-UFRJ), Av. Horácio Macedo, 2030 - Cidade

Universitária, Rio de Janeiro - RJ, Brasil.CEP: 21941-598

marcela.beserra@cefet-rj.br

davi@lin.ufrj.br

Introduction: The metallurgical processing of tin reduction and refining allows radionuclides to be concentrated chiefly in the particulate matter generated by the chimneys and by the dispersion of the generated slag that is usually stored outdoors. Under those circumstances, the present work aims to perform the radiation evaluation of soil samples through differentiated spectrometry techniques to quantify isotope activity. Consequently, the results of these evaluations will provide a comparison between the methodologies of detection, identifying potentialities and limitations to support the Environmental Radiological Monitoring Program.

Methodology: The presence of radionuclides from the radioactive series of U and Th, in cassiterite ore and hence in the tailings, implies that these materials must be handled carefully in order to avoid external exposure, since several nuclides belonging to the referred series are gamma emitters. That being so, the external exposure rate was determined by means of PMT scintillator. Moreover, isotope activity concentration measurements were performed in soil samples, where an intercomparison of spectrometry measurements was performed using a NaI (Tl) portable scintillator meter for gamma *in situ* evaluations, a portable laboratory employing NaI(Tl) scintillator, as well as gamma spectrometry using HPGe (Hyperpure Germanium).

Results: The results have shown that there is an influence of energetic interrelationship between the background and the detector size on the error associated with the measurements, thus limiting the scope of these detection techniques to some applications of analysis of environmental samples. Furthermore, a good correlation between the isotopes identified between spectroscopy techniques was observed.

Conclusions: In summary, it was possible to identify a strong correlation of activities between spectroscopy techniques, when corrections related to energetic dependence and detector size were applied, and it was possible to identify a limitation of *in situ* gamma spectroscopy for quantitative evaluations of isotope activity concentration.

Livro de RESUMOS

Proteção radiológica de pacientes



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação da precisão de modelos de cálculo de dose e análise dosimétrica da influência da prótese de quadril em tratamentos de neoplasias pélvicas

Copetti D. , Flosi A.A.

Radioterapia Botafogo Grupo Oncoclínicas, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

Email: danilo_ctm@hotmail.com

Introdução: Em feixes de megavoltagem utilizados nos tratamentos em radioterapia, elementos de número atômico elevado podem afetar de forma significativa a distribuição das doses administradas em estruturas de risco e volume-alvo próximos.

A diminuição da dose no volume-alvo pode resultar em diferenças dramáticas no controle tumoral, enquanto o aumento de dose em regiões próximas ao implante pode originar complicações tais como necrose óssea e enfraquecimento da fixação do implante.[1]

Este trabalho tem como objetivo avaliar as limitações de três modelos de cálculos (Acuros XB, AAA e Pencil Beam) utilizados no sistema de planejamento de tratamento Varian Eclipse® e a precisão do sistema em simular a perturbação na distribuição de dose causada no feixe de fótons 6 MV por uma prótese metálica de quadril em tratamentos de radioterapia em região pélvica.

Metodologia: Foram medidas doses através do filme radiocrômico EBT3, previamente calibrado, através de um feixe de fótons, do acelerador linear Trilogy®, do departamento de radioterapia Botafogo do Grupo Oncoclínicas.

Cálculos de distribuição de dose foram realizados com três modelos disponíveis, em um plano utilizando três campos coplanares incidindo no objeto simulador com feixes de fótons 6 MV (anterior, lateral esquerdo e direito), aplicando 100 cGy por campo no isocentro (centro da prótese).

A prótese de quadril de liga Co-Cr-Mo possui densidade 8,4 g/cm³, e foi inserida em um fantoma de gelatina com densidade próxima da água.

As distribuições de dose no filme irradiado e as planejadas foram então analisadas com software Mapcheck 2® de comparação.

Resultados: Foram realizadas comparações de doses medidas no filme radiocrômico e planejadas, da superfície do phantom (posição 44 mm) até a superfície da prótese metálica (posição 5 mm) identificada automaticamente com densidade 3,0 g/cm³ (Fig.1)

Além disso, foram analisadas as doses no eixo horizontal atravessando a prótese localizada entre as posições -16 mm e 16 mm com densidade 3,0 g/cm³ (Fig.2)

Os resultados indicam diferenças maiores que 3% entre as doses medidas e calculadas próxima a prótese para todos os modelos de cálculo, demonstrando que nenhum algoritmo utilizado é capaz de prever o aumento de dose na interface tecido-prótese. Desse modo, os três modelos utilizados subestimam a dose nas proximidades da prótese, e os resultados concordam com estudos anteriores.

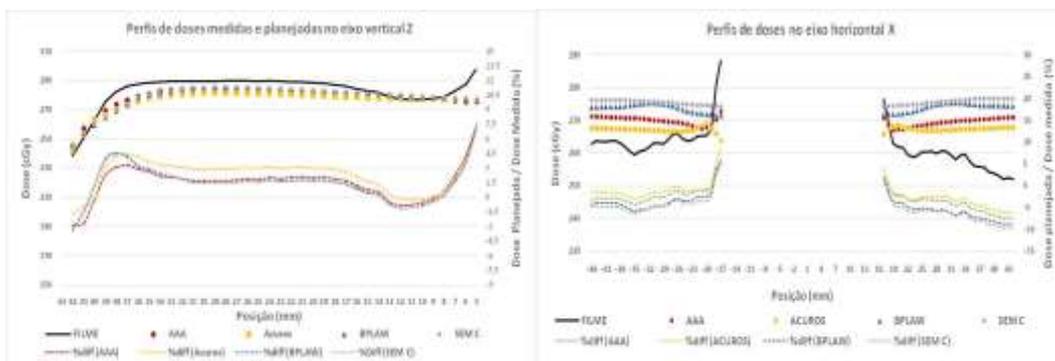


Figura 1 e 2. Comparação de doses medidas no filme radiocrômico e planejadas com os algoritmos de cálculo AAA, Acuros e PencilBeam, sem correção de heterogeneidade (SEM C) e com correção de heterogeneidade Batho Power Law (BPLAW) no eixo vertical e horizontal da prótese identificada automaticamente com densidade de 3,0 g/cm³.

Após atribuir à prótese o valor de densidade $6,0 \text{ g/cm}^3$ (8000 HU) referente a maior densidade da curva de calibração da tomografia utilizada (Fig.3 e 4), observa-se que as doses planejadas que mais se aproximam dos valores medidos foram calculadas com o modelo AAA.

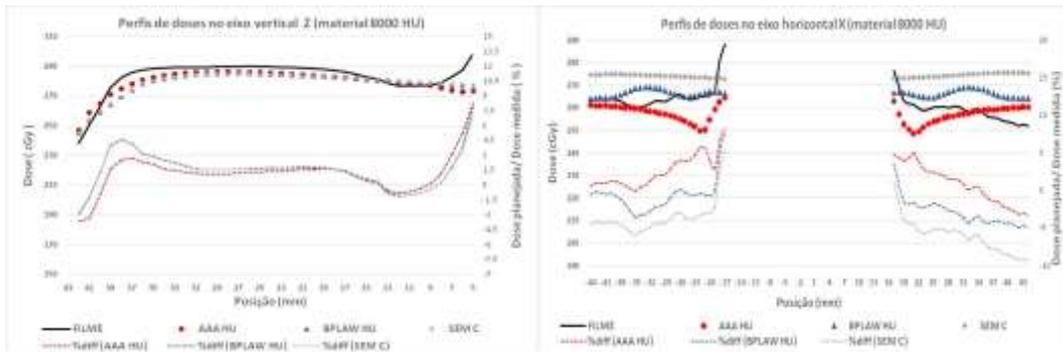


Figura 3 e 4. Comparação de doses medidas e planejadas nos eixos vertical e eixo horizontal, atribuindo a prótese o valor de 8000 HU

Para avaliar as regiões de interesse foi utilizado índice gama[3] com tolerâncias de 3% e 3mm e os resultados, atribuindo à prótese a densidade de $3,0 \text{ g/cm}^3$ (SEM Correção de heterogeneidade, com correção de heterogeneidade BPLAW, ACUROS e AAA) e $6,0 \text{ g/cm}^3$ (BPLAW HU, AAA HU), são representados (tabela 1) com aceitabilidade maior que 95% (verde), entre 90% e 95% (amarelo), e menor que 90% (vermelho) dos pontos analisados.

	SEM C	BPLAW	BPLAW HU	ACUROS	AAA	AAA HU
ROI A	100%	98,89%	100%	97,65%	97,53	100%
ROI B	98,64%	99,80%	98,52%	99,38%	99,88	98,40%
ROI C	89,91%	92,80%	91,67%	96,90%	98,46	96,91%
ROI D	59,85%	65,74%	73,38%	64,71%	64,41	86,91%
ROI E	62,35%	74,26%	82,50%	82,79%	77,06	93,09%
ROI TOTAL	77,76%	83,55%	87,06%	86,80%	85,65	96,27%

Tabela 1. Avaliação de regiões de interesse ao redor da prótese (ROIs) com índice gama.

Observa-se que as doses planejadas que mais se aproximam das doses medidas foram as calculadas com o modelo AAA quando atribuído o valor máximo de HU permitida no sistema de planejamento (8000 HU).

Conclusões: Considerando as limitações encontradas nos modelos de cálculos analisados, é possível concluir que a melhor forma de prever a redução de dose em tratamentos pélvicos, devido a atenuação dos feixes ao atravessar uma prótese, é utilizar o modelo AAA com correção de heterogeneidades, atribuir ao material protético o valor máximo da curva de calibração ou mais próximo da densidade real, e corrigir os artefatos gerados pela reconstrução de imagens criando estruturas em torno da prótese para atribuir aos artefatos o valor da densidade dos tecidos adjacentes.

Seguindo as recomendações da AAPM[2] para melhor correção de heterogeneidades de alto número atômico, esse estudo incentiva a criação da curva de calibração CT para valores acima de $8,0 \text{ g/cm}^3$, visto que a maioria dos implantes pélvicos atualmente são compostos de liga de Cr-Co-Mo com densidades entre $8,0 \text{ g/cm}^3$ e $8,4 \text{ g/cm}^3$.

Referências:

- [1] M. Erlanson, L. Franzen, R. Henriksson, B. Littbrand, and P. Lofroth, "Planning of radiotherapy for patients with hip prosthesis," Int. J. Radiat. Oncol., Biol., Phys. 1991
- [2] Reft C, Alecu R, Das IJ, et al. Dosimetric considerations for patients with HIP prostheses undergoing pelvic irradiation. Report AAPM Radiation Therapy Committee Task Group 63. Med Phys. 2003;
- [3] DA Low et al. A technique for the quantitative evaluation of dose distributions. J Med. Phys. 1998; 25:656-661.

International Joint Conference Radio 2022

Análise da dose glandular média em mamografia digital

Krupeka^a E. C., Filipov^a D., Soboll^a D. S., Malthes^a A. L. M. C.

^aUniversidade Tecnológica Federal do Paraná, Av. Sete de Setembro, 3165 - Rebouças CEP

80230-901 - Curitiba - PR - Brasil

dfilipov@utfpr.edu.br

Introdução: O Instituto Nacional de Câncer (INCA) afirma que o câncer de mama é o tipo de neoplasia mais comum entre as mulheres no mundo e no Brasil. No ano de 2021, são estimados 66.280 novos casos de câncer de mama no Brasil. O câncer de mama também acomete os homens, porém representa apenas 1% do total de casos da doença e, infelizmente, o diagnóstico na maioria dos casos já ocorre em estágios tardios [1].

A detecção precoce do câncer de mama leva a um tratamento mais eficaz e, conseqüentemente, diminui o número de mortes. O exame principal para a detecção desta doença é a mamografia, no qual ela pode ser subdividida em duas etapas: rastreamento e diagnóstico. O rastreamento tem como objetivo identificar o câncer em seus primeiros estágios, em mulheres assintomáticas, possibilitando a mudança em seu prognóstico, bem como diminuindo a taxa de mortalidade. O diagnóstico é realizado em mulheres com os sintomas e/ou alterações nos exames anteriores [2].

Como a mamografia utiliza os raios X, é de grande importância conhecer a dose que será recebida pelo paciente, para verificar se a prática obedece aos princípios da radioproteção, principalmente o princípio da otimização ALARA (*As Low Reasonably Achievable* – Tão Baixo Quanto Razoavelmente Exequível), para a proteção radiológica do paciente [3]. No Brasil, a nova resolução da RDC N° 611, de 09 de março de 2022, descreve que no teste de aceitação, nos serviços de radiologia diagnóstica, deverá ter um conjunto de medidas e verificações, realizadas após a montagem do equipamento na sala, atestando a conformidade com as características de projeto e de desempenho declaradas pelo fabricante, bem como com os requisitos desta Resolução e das demais normativas aplicáveis. Sendo assim, deve-se verificar se o equipamento, quando operado adequadamente, fornece uma imagem de qualidade diagnóstica, mediante a menor dose possível para o paciente [4].

Segundo a Instrução Normativa (IN) 54, de 20 de dezembro de 2019 da ANVISA e a (IAEA), há valores de referência para a Dose Glandular Média (DGM), de acordo com a espessura da mama comprimida [5, 6].

Sendo assim, o objetivo do presente trabalho é fazer uma análise da dose glandular média (DGM) em pacientes submetidos a exames mamográficos em um mamógrafo digital e compará-los com as referências nacional e internacional.

Metodologia: Para a realização deste trabalho, foram coletados dados de 66 exames mamográficos, totalizando 264 exposições em incidências de rotina (crânio-caudal – CC – e médio-lateral oblíqua – MLO). Dentre as informações coletadas estão: a idade da paciente, a tensão aplicada (kVp), o produto corrente-tempo (mAs), a espessura da mama comprimida, a idade da paciente e a combinação alvo/filtro utilizada no exame. O mamógrafo digital empregado foi de modelo Mammomat Inspiration da Siemens (Alemanha), o qual possui combinação alvo/filtro de W/Rh.

Após a coleta de dados, determinou-se a curva de rendimento do mamógrafo, cuja equação servirá como base para o cálculo da DEP e DGM. Para a realização desse teste, foi posicionado o detector de estado sólido sobre algumas gazes, para que o mesmo ficasse na mesma altura de um *phantom* de mama de 4,5 cm de espessura. O detector é do modelo AGMS-M da marca Radcal (Monróvia, Califórnia, EUA) e possui fatores de calibração iguais $0,96 \pm 0,08$ (para tensões de 25 kV a 30 kV) e $0,97 \pm 0,08$ para uma tensão de 35 kVp. A distância foco-detector foi de 60,5 cm e os parâmetros selecionados na realização do teste foram: produto corrente/tempo fixo em 10 mAs e tensão variando de 24 kVp a 32 kVp.

O rendimento (R, em mGy/mAs) foi calculado fazendo-se a razão entre o kerma verificado pelo detector (corrigido pelo fator de calibração do detector - fc) e o produto corrente-tempo (Equação 1):

$$R = \text{Kerma} * fc / mAs \quad (1)$$

A partir dos valores de rendimento, foi plotada uma curva do rendimento em função da tensão, utilizando o software Origin, na forma de potência. Para calcular o Kerma no ar incidente (Ki, em mGy) foi utilizada a Equação 2:

$$Ki = \text{Rendimento} * mAs * F \quad (2)$$

onde, o produto corrente-tempo (mAs) é o valor empregado em cada exame e F é o fator de correção pela lei do inverso do quadrado da distância (uma vez que o rendimento foi feito para uma distância de 65 cm e cada paciente possuirá uma distância foco-pele diferente, dependendo da espessura da mama comprimida).

A partir do valor de Ki, a dose glandular média (DGM, em mGy) foi calculada a partir da Equação (4):

$$DGM = Ki * s * g * c \quad (3),$$

onde, “s” é o coeficiente que corrige a combinação anodo/filtro utilizada (W/Rh) para a produção da imagem quando comparada à combinação Mo/Mo (igual a 1,042), “g” é o fator de conversão de Ki em DGM (que depende da espessura da mama comprimida e da camada semirredutora do equipamento – igual a 0,55 mm Al) e “c” é o coeficiente que leva em consideração a glandularidade da mama e depende da camada semirredutora do equipamento, da espessura da mama e da idade da paciente.

Resultados: O teste do rendimento gerou a seguinte equação (Equação 4) de rendimento do mamógrafo:

$$y = (5,08 \pm 2,57) * 10^{-6} * x^{(2,55 \pm 0,15)} \quad (4),$$

onde “y” representa o rendimento (em mGy/mAs) e “x” a tensão (kVp) aplicada aos exames.

Sabendo-se a tensão aplicada nas incidências, calculou-se o rendimento das incidências, usando a equação 4. Em seguida, calculou-se Ki, usando-se a equação 2. Por fim, calculou-se DGM, usando-se a equação 3. As DGMs foram calculadas para diferentes espessuras, nas incidências CC e MLO. Na Tabela 1 são apresentadas as DGMs para os intervalos de espessura e as referências para as normas nacional e internacional. Como foi usado um intervalo de espessura, foi feita uma média da DGM de referência.

Tabela 1 – DGMs do presente estudo e das referências nacional e internacional.

Espessura (cm)	DGM (mGy)			
	Referência ANVISA [5]	Referência IAEA [6]	Média na Incidência MLO (Presente Estudo)	Média na Incidência CC (Presente Estudo)
2,6 a 3,8	0,8	1,3	0,5	0,8
3,8 a 4,9	1,3	1,8	0,7	0,6
5,0 a 5,6	1,8	2,3	1,0	0,7
5,6 a 6,7	2,2	2,8	0,9	1,0
6,7 a 8,2	2,9	3,8	1,2	1,2
Acima de 8,2	3,4	5,5	1,4	1,2

Considerando que as doses de referência são usadas como um padrão de comparação é esperado que as DGMs calculadas para as incidências sigam os valores preconizados nas normas. No caso, deste trabalho, todos os valores de DGMs encontrados se apresentaram abaixo dos valores de referência. Do ponto de vista da dose depositada no paciente, isto parece ser o ideal. Porém, quando se tem doses muito baixas, pode existir um padrão de imagem de qualidade inferior. No caso das medidas apresentadas neste trabalho, os valores de DGM chegaram a ser 79,6% inferiores às DGM de referência. Isto sugere que seja necessária uma avaliação dos padrões de qualidade das imagens obtidas.

Conclusões: O presente trabalho fez uma análise da DGM em pacientes submetidos a exames mamográficos num mamógrafo digital e comparou os valores obtidos com os valores de referência das normas nacional e internacional. Os valores obtidos ficaram todos abaixo dos valores de referência preconizados, o que do ponto de vista de dose está dentro do padrão estabelecido, porém mostra a necessidade de se avaliar a qualidade diagnóstica das imagens.

Referências:

- [1] Instituto Nacional de Câncer José Alencar Gomes da Silva. Coordenação de Prevenção e Vigilância. Estimativa 2020: incidência de câncer no Brasil / Instituto Nacional de Câncer José Alencar Gomes da Silva. Coordenação de Prevenção e Vigilância. – Rio de Janeiro: INCA, 2017. 128 p. ISBN 978-85-7318-361-0 (versão eletrônica).
- [2] DA SILVA, R.C.F.; HORTALE, V.A.; Rastreamento do Câncer de Mama no Brasil: Quem, Como e Por quê. Revista Brasileira de Cancerologia, v. 58, n. 1, p. 67-71, 2012.
- [3] MESSIAS, P.C.; Controle de Qualidade, Medição de Dose Glandular Média e Protocolo de Rotina para Tomossíntese Digital Mamária. 2016. Dissertação (Mestrado em Engenharia Biomédica) – Programa de Pós-Graduação em Engenharia Biomédica (PPGEB), Universidade Tecnológica Federal do Paraná, Curitiba.
- [4] ANVISA. Agência Nacional de Vigilância Sanitária. Resolução da Diretoria Colegiada Nº 611, de 9 de março de 2022. Disponível em <https://in.gov.br/en/web/dou/-/resolucao-rdc-n-611-de-9-de-marco-de-2022-386107075>. Acesso em 07/06/2022.
- [5] ANVISA. Agência Nacional de Vigilância Sanitária. Instrução Normativa Nº 54, de 20 de dezembro de 2019. Disponível em: <https://www.in.gov.br/en/web/dou/-/instrucao-normativa-n-54-de-20-de-dezembro-de-2019-235414431>. Acesso em 07/06/2022.
- [6] IAEA. International Atomic Energy Agency. Human Health Series No. 17. Quality Assurance Programme for Digital Mammography. 2011. Disponível em: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1482_web.pdf. Acesso em 01/08/2021.

International Joint Conference Radio 2022

Dose Efetiva Acumulada Recebida por Pacientes Submetidos a Múltiplos Procedimentos Radiológicos: uma Revisão Integrativa

Viero^a A. P., Faria^a C. R., Cidral^a M. E. V., Souza^a D. C. B.,

^aInstituto Federal de Educação, Ciências e Tecnologia de Santa Catarina, Avenida Mauro Ramos, nº 950 – Centro Florianópolis/SC
anapaulaviero@gmail.com

Introdução

A radiação ionizante advinda de fontes artificiais, decorrentes de procedimentos diagnósticos e terapêuticos na medicina, é a maior fonte de exposição humana à radiação¹. Estes procedimentos, quando justificados, trazem inúmeros benefícios aos pacientes, no entanto, a quantidade e a frequência dessas exposições devem ser permanentemente verificadas devido ao seu potencial de causar efeitos biológicos². Nos últimos anos inúmeras publicações têm destacado a importância de se ter conhecimento das doses efetivas acumuladas (CED), uma vez que diversas autoridades em radioproteção como o *United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation* (UNSCEAR), a *International Commission on Radiological Protection* (ICRP) e o *National Council on Radiation Protection and Measurements* (NCRP) avaliaram os efeitos adversos relacionados à exposição a radiação, especialmente câncer, em doses absorvidas superiores a 100 mSv e concluíram que existem fortes evidências de aumento do risco de morte por câncer para doses equivalentes superiores a 100 mSv e evidências razoáveis para um risco aumentado em doses entre 10 e 50 mSv. Desde então, têm se reforçado a recomendação da utilização do modelo *linear-no-threshold* (LNT) para fins de proteção radiológica³. O conhecimento destes valores e seus riscos associados, podem auxiliar nos processos de justificação e otimização, bem como nortear os programas de proteção radiológica e treinamento dos profissionais, a fim de aumentar a segurança dos pacientes. Este estudo teve por objetivo analisar a produção científica acerca das CED recebidas por pacientes submetidos a múltiplos procedimentos diagnósticos e terapêuticos, identificando quais os procedimentos radiológicos têm entregado as maiores doses. Além disso, o levantamento realizado permitiu descrever quais são as CED em pacientes têm sido relatadas na literatura bem como apontar os efeitos biológicos encontrados em pacientes com CED acima de 100 mSv.

Metodologia

Este estudo trata-se de uma revisão integrativa da literatura acerca das CED recebidas por pacientes submetidos a múltiplos procedimentos radiológicos nos últimos 10 anos. O levantamento dos dados foi realizado a partir de artigos indexados nas bases de dados EMBASE e *Pubmed*. Como critério de inclusão adotou-se: artigos nacionais e internacionais; publicados em periódicos no período de 2012-2022; disponibilizados na íntegra (Full text). A estratégia de busca, combinação entre os descritores, palavras-chave e operadores booleanos, utilizada foi: *radiation dosage* OR *radiation exposure* AND *radiation protection* AND *radiology* AND *patient* AND *cumulative effective doses* OR *cumulative radiation exposure* OR *cumulative exposure* OR *cumulative dose*, e seus equivalente em português.

Como critérios de exclusão adotou-se documentos que não fossem artigos, publicações anteriores a 2012, e publicações em outros idiomas que não português e inglês, e artigos relacionados a pacientes pediátricos. A ferramenta de análise utilizada para essa revisão foi o software *Rayyan*, no qual os autores realizaram a seleção dos artigos pelo título e pelo resumo às cegas. Após essa etapa os autores realizaram a leitura prévia, bem como a classificação e categorização dos artigos previamente selecionados. Inicialmente 87 artigos foram encontrados por meio da estratégia de busca utilizada. Após a etapa de classificação e categorização 64 foram excluídos após a leitura do resumo e do título, por não atenderem aos critérios e objetivos deste estudo ou estarem em duplicidade. Os 23 artigos selecionados foram lidos na íntegra, sendo que 16 foram incluídos nesta revisão.

Resultados

Os 16 artigos selecionados para compor essa revisão foram agrupados de acordo com as seguintes áreas temáticas abordadas: valores de CED; doses efetivas superiores a 100 mSv e riscos de câncer associados. Dentre

os artigos selecionados, 11 apresentavam valores de CED, sendo que destes a maioria dos artigos abordavam dados de exames de tomografia computadorizada (TC) seguido de radiologia intervencionista (RI), medicina nuclear (MN) e radiologia convencional. Ainda dentro dos artigos selecionados, 5 que abordavam a temática de doses efetivas superiores a 100 mSv e riscos de câncer associados.

Os autores que mais publicaram sobre o tema foram Rehani e Brix. O país que mais publicou foi os Estados Unidos, com 10 dos 16 artigos avaliados, seguido da Alemanha. Os anos nos quais mais se publicou foram 2019, 2020 e 2016.

Diversos estudos têm indicado que as doses efetivas acumuladas decorrentes de exames radiológicos podem ultrapassar 100 mSv. Apesar de 100 mSv não ser um limiar para o aparecimento dos efeitos da radiação, diversas publicações estão alertando que 100 mSv de dose efetiva pode indicar que órgãos estão recebendo 100 mGy ou mais e comprovando que doses efetivas acumuladas estão ultrapassando este valor com frequência^{3,4,5,6}. Os valores de dose efetiva acumulada ficaram entre 10 mSv³ e 1.704 mSv⁸. O maior valor de CED foi advindo de procedimentos radiológicos realizados durante o período de internação de pacientes em unidade de terapia intensiva (UTI)⁸. Pode-se destacar também outro grupo de pacientes potencialmente mais exposto: pacientes com doenças cardíacas, estes receberam até 200 mSv de CED³. Estes valores são devido à complexidade dos procedimentos e ao alto tempo de exposição requerido por estes procedimentos. Um estudo de revisão mostrou que a maior parte dos pacientes cardíacos recebem doses baixas ou moderadas de radiação durante os procedimentos, entretanto, grupos de pacientes com idade entre 35 e 54 anos receberam altas doses efetivas acumuladas em um curto período, doses estas com potencial para efeitos tardios da radiação³.

Conclusões

Observa-se que a estimativa de dose para o paciente, devido a múltiplos procedimentos, é necessária para que se estabeleça o controle de boas práticas relacionadas a otimização da proteção radiológica do paciente e da qualidade da imagem^{6,7,8,10}.

Referências

1. UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION - UNSCEAR. **Report to the General Assembly, with Scientific Annex A**. 2020. EUROPEAN.
2. COMMISSION. DIRECTORATE GENERAL FOR ENERGY. **Medical radiation exposure of the European population**. LU: Publications Office, 2015.
3. BRAMBILLA, M. et al. **Multinational data on cumulative radiation exposure of patients from recurrent radiological procedures: call for action**. *European Radiology*, v. 30, n. 5, p. 2493–2501, maio 2020.
4. VANO, E. **Challenges for managing the cumulative effective dose for patients**. *The British Journal of Radiology*, v. 93, n. 1116, p. 20200814, 1 dez. 2020.
5. MARTIN, C. J; BERNARD, M. **How much should we be concerned about cumulative effective doses in medical imaging?**. *Journal of radiological protection: official journal of the Society for Radiological Protection* vol. 42,1. Jan. 2022.
6. BROWER, C; REHANI, M. M. **Radiation risk issues in recurrent imaging**. *The British ornal of radiology* vol. 94,1126. 2021.
7. BRAMBILLA, M. et al. **Cumulative Radiation Dose from Medical Imaging in Chronic Adult Patients**. *The American Journal of Medicine*, v. 126, n. 6, p. 480–486, jun. 2013.
8. MOLONEY, F. et al. **Cumulative radiation exposure from diagnostic imaging in intensive care unit patients**. *World journal of radiology* vol. 8,4: 419-27. 2016.
9. REHANI, M. M. **Patient radiation exposure and dose tracking: a perspective**. *Journal of Medical Imaging*, v. 4, n. 3, p. 031206, 25 jul. 2017.
10. DURAND, D. J. et al. **Utilization strategies for cumulative dose estimates: a review and rational assessment**. *Journal of the American College of Radiology: JACR* vol. 9,7: 480-5. 2012.

International Joint Conference Radio 2022

Optimization Protocols for Head CT scan with PMMA Phantoms

Santos^a F. S., Portela^a C. F. T., Reis^b E. S, Mourão^a A. P.

^aDepartamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, CEP:31270-970, Belo Horizonte, MG, Brasil

^bDepartamento de Medicina Preventiva e Social, Faculdade de Medicina, Universidade Federal de Minas Gerais, CEP:31270-970, Belo Horizonte, MG, Brasil

fernanda.stephaniebh@yahoo.com.br

Introduction: Computed Tomography (CT) scans promote a higher dose deposition than conventional radiology exams. These exams have significantly increased patient and collective doses and have become a global public health concern [1,2]. There is a great need to improve protocols to seek for lower doses while maintaining the diagnostic image quality [3]. The development of phantoms allows the testing of different acquisition protocols. In this study, two CT head phantoms were used, the standard head phantom and another with smaller volume to observe the dose distribution and to obtain the dose index (CTDI). Different protocols were used in the phantom CT scans using three X-ray tube voltages.

Methodology: The experiment was conducted using a Toshiba scanner, Aquilion model with 64 channels. For the development of this work, experimental measures have been obtained using two head phantoms, both made in polymethylmethacrylate (PMMA). The standard adult head phantom is a cylinder with 16 cm in diameter and 15 cm in length. The smaller head phantom is a cylinder and has a dimension of 12 cm in diameter and 15 cm in length, representing a smaller head. The central slice of the phantoms was irradiated successively and measurements were performed using a pencil ionization chamber RADCAL ACCU-GOLD model 10X6-3CT, to obtain the CT air Kerma indexes in PMMA ($C_{k,PMMA,100}$) and CT dose indexes (CTDI). The scans were performed using different voltage values (80, 100 and 120 kV) and charge (mA.s). From these results, the CT Dose Index values weighted and volumetric ($CTDI_w$, $CTDI_{vol}$) were obtained to 10 cm scans of the central region of the head phantoms, in helical mode. In order to validate the quality of the CT images, a noise analysis of the central slice image was performed in each experiment, aiming at maintaining the diagnostic quality of the images.

Results: Table 1 shows the average values and standard deviation of punctual and weighted air kerma in PMMA ($C_{k,100,PMMA}$ and C_{kw}) and absorbed dose ($CTDI_w$) that were obtained from $C_{k,100,PMMA}$ measured in the five positions of the phantoms, using the charge fixed in 100 mA.s.

Table 1. Values of C_{kw} and $CTDI_w$ in mGy for head phantoms

Positionn	Head Phantom					
	Standard (16cm)			Pediatric (12cm)		
	120 kV	100kV	80kV	120 kV	100kV	80kV
C_{kw}	7.45±0.06*	4.58±0.04	2.52±0.05	9.23±0.22	5.89±0.12	3.32±0.05
$CTDI_w$	7.76±0.07	4.73±0.04	2.55±0.05	9.62±0.23	6.08±0.12	3.36±0.05

*Standard deviation

Table 2 shows the results of absorbed doses ($CTDI_{vol}$) obtained when it was used the routine and optimized protocols in both phantoms with the use different voltage values and optimized charge in the X-ray tube during the scans of the central region of the phantoms. In optimized protocols, the optimized charge value (mA.s) was adjusted to the point where the noise in the central slice was less than 1%.

Table 2. Routine and optimized protocols.

Phantom	Protocol	Voltage (kV)	Charge (mA.s)	CTDI _{VOL} (mGy)
Adult (16cm)	Routine	120	200	23.67±0.20*
	Opt. 1	120	80	7.50±0.06
	Opt. 2	100	140	7.99±0.08
	Opt. 3	80	240	7.40±0.15
Pediatric (12cm)	Routine	120	200	29.31±0.68
	Opt. 4	120	40	4.64±0.11
	Opt. 5	100	70	5.14±0.10
	Opt. 6	80	150	6.08±0.10

*Stardart Deviation

In the adult head phantom, the absorbed dose in the routine protocol had a higher dose of 23.67 mGy and with the optimized protocols presented smaller doses. The optimized protocol 3 with 80kV had the lowest dose value of 7.40 mGy with a reduced dose of 68.74% comparing with the routine protocol. On the other hand, the absorbed dose in the routine of the pediatric phantom had a dose higher than the adult phantom with an absorbed dose of 29.31 mGy that is 23.83% higher. The optimized protocol 4 using the 120 kV X-ray beam reduced the dose in the pediatric phantom in 84.17% comparing with the routine protocol of the pediatric phantom.

Conclusions: The absorbed doses were determined during head CT scans with the adult standard and a pediatric PMMA phantom. Dose values were significantly higher in the pediatric phantom using the same routine protocol than the adult. The use of the same acquisition protocol promotes higher absorbed dose in the smaller volume phantom. Using the optimized protocols patient doses were smaller than routine protocol and the dose in pediatric phantom was smaller than the standard phantom. So, this work demonstrated the necessity to use exclusive protocols for pediatric patients.

References:

1. Aburjaile, W. N., et al. Development of a chest phantom for testing in Computed Tomography scans. *Radiation Physics and Chemistry* 2017, 140, 275-277.
2. Goo, H. CT radiation dose optimization and estimation: an update for Radiologists. *Korean Journal of Radiology* 2012, 13, 1-11.
3. Yang, Ching-Ching. Evaluation of Impact of Factors Affecting CT Radiation Dose for Optimizing Patient Dose Levels. *Diagnostics*, 2020, 787, 1-14

International Joint Conference Radio 2022

Análise do produto kerma área na colimação do feixe em exames de radiografia digital do tórax

Conceição¹ G.O., Almeida² C.D., Salgado¹ C. M.

¹Instituto de Engenharia Nuclear; R. Hélio de Almeida, 75 - Ilha do Fundão – RJ. ²Instituto de Radioproteção e Dosimetria ;Av. Salvador Allende, 3773 - Barra da Tijuca, Rio de Janeiro - RJ,

E-mail: godc1974@gmail.com

Introdução: Com o advento de novas tecnologias em exames de raios X digital houve um aumento circunstancial de dose em vários tipos de exames [1]. Um dos fatores que contribuíram para este aumento foi a ampla faixa dinâmica dos raios X digital que independente da dose a imagem nunca é perdida, considerando que com dose baixa ocorre aumento do ruído e com dose elevada a imagem se torna melhor, conseqüentemente aumentando a dose no paciente desnecessariamente. Outras formas observadas que contribuí para aumentar a dose no paciente são ferramentas disponíveis pelo sistema digital que realizam o corte da área de interesse após o processamento da imagem. Por este motivo é possível verificar que os profissionais durante o exame deixam a colimação do feixe de raios X com abertura maior do que a área de interesse a ser radiografada. Vários estudos recentes demonstram que a colimação tem fator de importância na dose do paciente. Fauber TL et al [2] em um estudo analisado por colimação da coluna lombar verificou que diminuindo o tamanho do campo de raios X de 35 cm × 43 cm para 20 cm × 43 cm com dosímetros termoluminescente (TLD) e phantom antropomórfico houve uma redução em quase 60% de exposição. Outro estudo realizado por Mujic et al [3] com phantom diminuindo o tamanho do campo de raios X de 35 cm × 43 cm para uma colimação de ± 3cm das margens da área de interesse da borda, a exposição diminuiu 38,6% com a mesma técnica radiográfica. Zetterberg et al [4] avaliou a transição da radiografia analógica para a digital que pode ter reduzido a motivação para a realização da colimação adequada, pois as técnicas digitais tornaram possível mascarar áreas irradiadas fora da área de interesse diagnóstico e concluiu em seu trabalho que após a implementação da radiografia digital, o uso de áreas maiores geram doses de radiação desnecessariamente altas para os pacientes. O objetivo desse estudo é avaliar a relação entre o Produto Kerma-área (P_{KA}) e a colimação utilizada na produção da imagem digital do tórax.

Metodologia: Foi utilizado um aparelho de raios X da marca Siemens modelo Axion Iconos MDB, um digitalizador de imagem AGFA CR35, simulador radiográfico (*phantom* Alderson), medidor P_{KA} (produto Kerma-área) da marca PTW-DIAMENTOR E, cassete com placa de fósforo AGFA. Foram medidos o produto do kerma área (P_{KA}) com o medidor de P_{KA} posicionado na saída do colimador. Foi simulado exame de tórax PA (postero-antero) utilizando técnica no Controle Automático de Exposição (CAE) e técnica manual com 100 kV e 10 mAs, na distância foco-filme (DFF) de 150 cm e cassete 35 cm x 43 cm. A propósito, esse valor de mAs foi aproximadamente 5 vezes maior do que o usado pelo CAE para realizar a imagem de tórax do *phantom*. Foram realizadas 3 exposições para cada medida variando a colimação do feixe nas colimações do tamanho do filme (35 cm x 43 cm), na colimação utilizada pelo CAE (44,1 cm x 36,5 cm) e em tamanhos de campo com o feixe de raios X fora da área de interesse, sendo o maior de todos com a colimação aberta ao máximo do aparelho (76,6 cm x 76,6 cm).

Resultados: A Figura 1 mostra a imagem radiográfica do Tórax do *Phantom* Alderson realizada com a técnica do CAE do aparelho (102 kV - 2 mAs) utilizando o tamanho de campo com 44,1 cm x 36,5 cm e área 1609,7 cm². A Figura 2 mostra a relação do P_{KA} com a área irradiada. Como era esperado ocorreu linearidade nas medidas do P_{KA} com a variação do tamanho do campo de radiação apresentando o quadrado do coeficiente de correlação maior do que 0,99.

A Tabela 1 mostra resultados do P_{KA} obtidos com variados tamanhos de campo de radiação além do obtido com o campo determinado pelo CAE. Todos foram realizados com a mesma técnica radiográfica (100 kV - 10 mAs). Também é apresentada a relação percentual entre valores de P_{KA} com área do tamanho do filme e as outras áreas abordadas no estudo. Pode ser observado aumento do P_{KA} com a variação dos tamanhos do campo de radiação. O P_{KA} obtido com o campo estabelecido pelo CAE foi 6,0% maior do que o P_{KA} medido com o campo usado para o mesmo tamanho do filme. Considerando que o técnico costuma usar tamanho de campo maior do que o tamanho do filme, caso ele use o maior tamanho de campo o P_{KA} será 68,1% maior do que o obtido para o tamanho do filme o que conseqüentemente aumentará a dose de radiação no paciente em áreas desnecessárias ao exame.

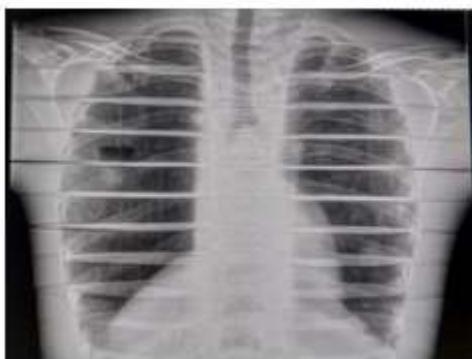


Figura 1 - Imagem radiográfica do Tórax do *Phantom Alderson*.

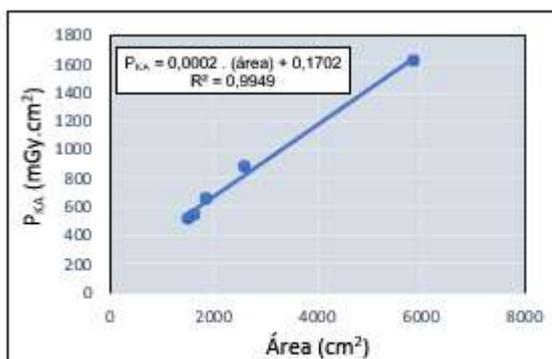


Figura 2 - Linearidade do P_{KA} com a área irradiada.

CAMPO (cm x cm)	ÁREA (cm ²)	P_{KA} (mGy.cm ²)	Relação P_{KA} entre áreas medidas (%)
35 X 43	1505,0	517	-
44,1 X 36,5	1609,7	550	6,0%
40,9 X 45,7	1869,1	647	20,1%
53,5 X 48,3	2584,1	867	40,4%
76,6 X 76,6	5867,6	1620	68,1%

Tabela 1 – Variação do P_{KA} com o aumento do campo de radiação e relação percentual do P_{KA} medido entre a área usada do tamanho do filme e as medidas do P_{KA} nas demais áreas.

Conclusão: Podemos concluir que o campo de radiação usado pelo CAE é razoável para maior proteção radiológica do paciente. Logo, usar o tamanho de campo do mesmo tamanho do filme, não influenciou na qualidade da imagem radiográfica e a área radiografada foi 6,9% menor. No caso do aparelho de raios X não possuir CAE, é recomendado evitar utilizar tamanho de campo maior que o tamanho do filme, pois isso aumentará a dose de radiação no paciente. Considerando os resultados apresentados neste estudo e as novas tecnologias em radiodiagnóstico, três aspectos devem ser levados em consideração: o primeiro deles é o programa de educação permanente com treinamentos anual que são previstos na RDC Nº 611/22 [5] onde protocolos, rotinas, gerenciamento de riscos devido a novas tecnologias são fatores a serem aplicáveis a estes profissionais. O segundo aspecto geral é a implementação de uma cultura de segurança em proteção radiológica para todos os profissionais do serviço de radiologia diagnóstica. O terceiro é garantir a qualidade dos equipamentos tendo em vista as novas tecnologias associadas e seus riscos e benefícios ao serviço de radiologia.

Referências:

1. GELSLEICHTER A.M., FEIJÓ J.O., NEDOCHEJKO J. et al, Estudo Comparativo de Dose de Radiação Aplicada a Pacientes nos Sistemas Convencionais e Sistemas Digitais de Imagem. Rev Gestão & Saúde. Brasília, Edição Especial, fev. 2019, 142. Disponível em: https://convibra.org/congresso/res/uploads/pdf/2017_156_13969.pdf
2. FAUBER T.L., DEMPSEY M.C. X-Ray field size and patient dosimetry. Radiol Technol 2013; 85(2):155-61. PMID: 24255139. Disponível em: <https://pubmed.ncbi.nlm.nih.gov/24255139/>
3. MUJIC A., MOGENSEN D., BOLAM K., MOURANT N. How Collimation Affects Patient Radiation Dose. Undergraduate Research Showcase, Boise State University, 2020. Disponível em: <https://www.boisestate.edu/undergraduate-research/2020/04/22/141-how-collimation-affects-patient-radiation-dose/>
4. ZETTERBERG L.G., ESPELAND A. Lumbar spine radiography-poor collimation practices after implementation of digital technology. Br J Radiol 2011; 84(1002): 566–569. Disponível em: <https://www.ncbi.nlm.nih.gov/pmc/articles/PMC3473630/>
5. BRASIL, Ministério da Saúde, Agência Nacional de Vigilância Sanitária. Resolução RDC Nº 611, de 9 de março de 2022. Disponível em: <https://in.gov.br/en/web/dou/-/resolucao-rdc-n-611-de-9-de-marco-de-2022-386107075>

International Joint Conference Radio 2022

**Distribuição dos serviços de radioterapia no eixo sul e sudeste do Brasil,
Juraci Passos dos Reis Junior, Wilson Seraine da Silva Filho. 1 Faculdade Bezerra de
Araújo – FABA. 2 Instituto Federal do Piauí.**

Junior P.R.J., Filho W. S. S.

Faculdade Bezerra de Araújo – FABA

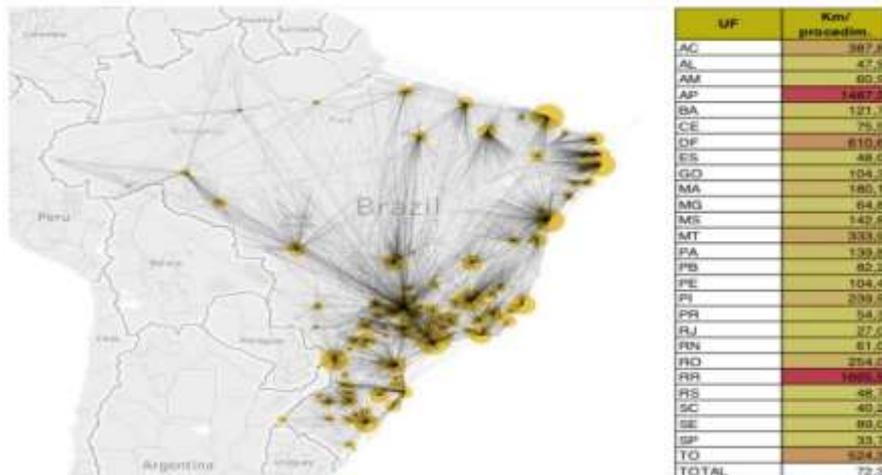
**Endereço: R. Cariús, 179 - Campo Grande, Rio de Janeiro - RJ, 23052-180. Instituto Federal do
Piauí – IFPI, Endereço: R. Álvaro Mendes, 94 Centro Norte.**

E-mail: wilson.seraine@ifpi.edu.br

INTRODUÇÃO

Um dos fatores que têm levado médicos a diminuir os encaminhamentos para o tratamento de radioterapia, segundo a SBR [1], é a distância que o paciente precisa percorrer para receber atendimento, além da carência de serviços radioterápicos disponíveis a população, devido a quantidade de aparelhos. Como pode ser visto na figura abaixo:

Figura 1 – Distância percorrida para atendimento SUS. Os círculos amarelos representam a quantidade de procedimentos em pacientes provenientes de outras cidades.



Fonte: SANTO M. L. R., SARAIVA C. W. C. (2020, p, 22.)

Este trabalho tem como objetivo verificar a distribuição das clínicas de radioterapia por população e região, comparando com dados do Sul e Sudeste do Brasil disponíveis em sites oficiais como a Comissão Nacional de Energia Nuclear [2] e a Sociedade Brasileira de Radioterapia [3].

METODOLOGIA

A pesquisa trata-se em algo próprio da natureza humana [4]. O presente trabalho utilizou o método descritivo por meio de uma abordagem quali-quantitativa, a qual busca, através de um levantamento de dados numéricos e bibliográficos, realizar uma pesquisa e análise mais aprofundada sobre o tema abordado [5].

Também possui caráter descritivo, cujo foco não consiste na abordagem, mas sim no processo e seu significado, ou seja, o principal objetivo é a interpretação do fenômeno objeto de estudo [6]. O estudo é baseado em uma revisão de dados obtidos no site da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). Ressalta-se que a seção utilizada como base para a construção deste trabalho foi a radioterapia médica. Assim, como primeiro passo, foi realizada a seleção e enumeração das clínicas de radioterapia nas regiões sul e sudeste do Brasil, seguida de uma análise dos dados coletados. Após a identificação e análise desses dados, eles foram comparados com aspectos relacionados a outras regiões do país, onde havia uma clara discrepância no número de clínicas de radioterapia existentes.

RESULTADOS E DISCURSSÃO

Conforme os dados levantados a seguir no site Comissão Nacional de Energia Nuclear [2], o Brasil possui o total de 257 instalações autorizadas de radioterapia. Está disposto no Gráfico 1, a região Sudeste que detém 54% (138 instalações) do número total de instalações, seguida pela região Sul que possui 17% (43 instalações), o Sul é composto por Paraná, Rio Grande do Sul e Santa Catarina. A região sudeste abriga os estados do Espírito Santo, Minas Gerais, Rio de Janeiro e São Paulo. Este são os polos de maior concentração de equipamentos radioterápicos do País.

A concentração dos serviços de radioterapia encontra-se na região Sudeste do país, mais especificamente em São Paulo (73 clínicas), correspondendo a 40% das instalações do sudeste. Comparando com o segundo maior polo de radioterapia do País o Sul, da mesma forma, em relação ao número de aceleradores lineares, de um total de 363, apenas 61 estão distribuídos na região Sul do País.

A Organização mundial de Saúde recomenda um Acelerador Linear para 250.000 a 300.000 habitantes, em 2018 a proporção destas máquinas na região do sul e do sudeste está disposto no quadro 1.[7].

CONCLUSÃO

Observou-se a necessidade de disseminação urgente dos serviços de radioterapia no Brasil, assim com entre os estados dos dois grandes polos de radioterapia, sul e sudeste, tendo em vista que em virtude da obsolescência dos aparelhos utilizados nesta modalidade, bem como a abrangência da população, conforme preveem as normas que regem este serviço. Assim, demonstrou-se a existência de uma desigualdade dentre os estados do sul e sudeste brasileiro, que é muito discrepante, como por exemplo entre São Paulo e Espírito Santo com uma disparidade de 40,37% dos serviços, evidenciando a concentração das unidades de radioterapia em São Paulo e Minas Gerais.

A pesquisa mostrou, portanto, que enquanto ações do governo federal estão sendo tomadas para atender necessidades imediatas, como o projeto RT2030, não são suficientes, tendo em vista que o problema vai muito além do foco nos serviços de radioterapia nas grandes cidades, além de atrasos desde 2012 na gestão e implementação de demandas, como as contidas no Plano de Expansão da Radioterapia, faz com que seja traçado um cenário desfavorável para os próximos anos, caso esta situação se mantenha.

REFERÊNCIAS

1. SOCIEDADE BRASILEIRA DE RADIOTERAPIA (SBRT). Censo realizado pelo ministério da saúde evidencia as carências da radioterapia no país. 2018. Disponível em: <https://sbradioterapia.com.br> Acesso: 12 de junho 2021.
2. CNEN, NORMA CNEN NN 3.01. Disponível em: <https://www.gov.br/cnen/pt-br> Acesso em: 10 de junho 2021.
3. SOCIEDADE BRASILEIRA DE RADIOTERAPIA (SBRT). Censo realizado pelo ministério da saúde evidencia as carências da radioterapia no país. 2018. Disponível em: <https://sbradioterapia.com.br> Acesso: 12 de junho 2021.
4. BARROS, A. J. P.; LEHFELD, A. S. Projeto de pesquisa: propostas metodológicas. 8. ed. Petrópolis: Vozes, 1990.
5. GERHARDT, T.E. SOUZA, A. C. (Org.) Métodos de pesquisa. Editora UFRGS, Porto Alegre, 2009.
6. SILVA, E. L.; MENEZES, E. M. Metodologia da pesquisa e elaboração de dissertação. 4. ed. Florianópolis, 2005.
7. ROSA A. A., MARTINS L. H., PIMENTEL L. et al. RT2030: Plano de desenvolvimento a radioterapia para próxima década. SBRT. Disponível em: <<https://sbradioterapia.com.br/rt2030/sobre/>>. Acesso em: fev, 2022.
8. SANTO M. L. R., SARAIVA C. W. C., TRINCA C. W. et al. Implementação de serviços de Radioterapia: Guia prático, 2020. pag 22.

International Joint Conference Radio 2022

Radioiodinated polymers for SPECT imaging in vascular embolization procedures

Loureiro^a K. V. A. S., Araujo^a, N. A., Pinheiro^a L. C., Carvalheira^a L.

^aInstituto de Engenharia Nuclear, Rua Helio de Almeida, 75

Cidade Universitária Ilha do Fundão - Rio de Janeiro - RJ - CEP 21941-906

kethele@eq.ufrj.br

Introduction

SPECT imaging still plays a distinct role in Nuclear Medicine (1). Particularly, iodine 123 exhibits nuclear and chemical remarkable characteristics that allow the labeling of a variety of molecules. The radioiodination of polymeric particles, for example, can result in new embolizing agents to improve the imaging monitoring of vascular embolization procedures (2). Vascular embolization is a minimally invasive technique that promotes tumor blood vessel obstruction by using an embolizing agent. Over time, the tumor region tends to atrophy or even die due to restricted nutrient supply (2). This technique is used in the treatment of myomas and prostate cancer, for example (3). X-ray imaging techniques are currently used to monitor embolization agent pathway inside a catheter that reaches and occludes tumor blood vessel (3,4). SPECT technique has potential to improve vascular embolization procedures since it provides images of higher resolution when compared with X-rays ones. Consequently, faster procedures are allowed and lower ionizing radiation exposure of patients and personnel is achieved. This work presents the development of a new embolization agent for SPECT imaging to reduce ionization radiation exposure and improve vascular embolization efficiency.

Methodology

The new embolization agent was prepared in the form of polymeric microspheres via suspension polymerization with 4-vinylphenol (0.10 % wt) and vinyl acetate (97.90 % wt) using benzoyl peroxide (2 % wt) as initiator. After 5 h, the microspheres were filtrated and washed with ultrapure water. This material was dried at room temperature prior to the characterization analyses. Poly(vinyl acetate) was also obtained for comparisons. Further, 50 mg of the microspheres were contacted with 50 μ L of Na¹²³I (1.85 x 10⁷ Bq), 5 mL of phosphate buffer solution (pH = 5-6) and two pearls of iodo-beads. After 60 min, the iodo-beads pearls were removed. In sequence, the supernatant and the particles were separated and transferred to individual vials for counting measurements in a NaI(Tl) detector. Before measurements, particles were washed 5-6 times with a solution of sodium chloride (0.9 % w/v). This procedure was repeated twice for each labeling reaction. This methodology was adapted from the literature (5,6).

Results

Polymeric microspheres (Figure 01) were successfully obtained and characterized as shown in Table 01. The results obtained attend the characteristics of an embolization agent. According to Table 02, radioiodination occurred for both poly(vinyl acetate) and poly(4-vinylphenol-co-vinyl acetate). It was expected that only the latter was labeled due to the presence of 4-vinylphenol, which contains an aromatic ring, i.e., a chemical group that is very favorable to radioiodination. Probably, occurred a competition between the reactions of aromatic ring radioiodination and the complexation of poly(vinyl acetate) with iodine. As the aromatic ring is present in a smaller amount, the formation of the radioactive complex prevailed.

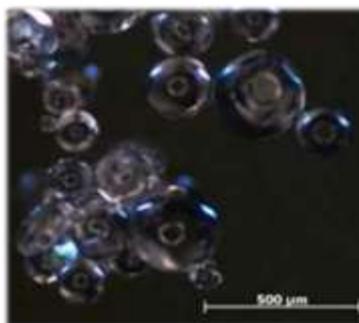


Figure 01: Polymeric microspheres image from an optical microscopy in an Axiovert 40MAT Carl Zeiss equipment, using the dark field technique and a 5x objective.

Table 01: Characterization results for the synthesized polymeric microspheres containing 4-vinylphenol.

Analysis	Result
Particles size	150-600 μm
Glass transition temperature	37.30 $^{\circ}\text{C}$
Thermal degradation	329.18 $^{\circ}\text{C}$
Polydispersity index	3.5

Table 02: Radioiodination results.

Microspheres	Counting before labeling (CPS)	Counting after labeling (CPS)
Poly(vinyl acetate)	1.5 \pm 0.30	3,647 \pm 88.72
Poly(4-vinylphenol-co-vinyl acetate)	1.7 \pm 0.50	3,708 \pm 105.31

Conclusions

This work inaugurates a research field on embolization agent's development for safer and higher quality procedures, to attend both Nuclear Medicine and ALARA principles claims. Further improvements involve studies with biopolymers as an eco-friendly synthesis methodology.

References

1. Mariani, G., Bruselli, L., Kuwert, T., Kim, E. E., Flotats, A., Israel, O., Dondi, M., Watanabe N. A review on the clinical uses of SPECT/CT. *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging*, v.37, n.10, p.1959-1985, 2010.
2. Vaidya, S., Tozer, K. R., Chen, J. An Overview of Embolic Agents. *Seminars on Interventional Radiology*, v. 25, pp.204-215, 2008.
3. Oliveira, M., Cirilo, L. C. M.; Nele, M.; Pinto, J. C. Synthesis of Spherical CoreShell Poly(vinyl acetate)/Poly(vinyl alcohol) Particles for Use in Vascular Embolization: Study of Morphological and Molecular Modifications During Shell Formation. *Polymer Engineering and Science*, pp.2237-2244, 2015.
4. Laurent, A., *Microspheres and nonspherical particles for embolization. Techniques in Vascular and Interventional Radiology*, n. 10, pp. 248-256, 2007.
5. Pierce Iodination beads. Description. <<https://www.thermofisher.com/order/catalog/product/28665>>

International Joint Conference Radio 2022

Aplicabilidade do método de elastografia na ultrassonografia mamária para diferenciação de nódulos mamários

Silva¹ S.E., Taumaturgo¹ I. C.

Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia do Piauí – IFPI, Endereço Praça da Liberdade, 1597, Centro, Prédio “B”, CEP 64 000-040 Teresina (PI).

E-mail: sarahsilvah0@gmail.com

1- Introdução

O câncer de mama é uma neoplasia maligna que atinge, em sua maioria o sexo feminino e, no Brasil, foi responsável por cerca de 30% dos casos de cânceres em mulheres no ano de 2019. Este cenário reforça a importância de se detectar um tumor de forma precoce, já que quanto mais cedo identificado, maiores serão as chances de cura. Dentre os métodos de detecção do câncer de mama existem: o autoexame, realizado pela própria paciente; o exame clínico das mamas, que é realizado pelo médico ginecologista; a mamografia; a ultrassonografia mamária e a ressonância magnética (VELASCO, et al. 2014; INCA, 2019).

A ultrassonografia, por tanto, entrega uma espécie de mapa 2D que corresponde a refletividade acústica dos tecidos, ou seja, possui como sinal primário a refletividade acústica dos tecidos. A ultrassonografia convencional de mamas, geralmente utilizada pelos médicos para complementar o exame de mamografia é também utilizada para pacientes jovens ou de seios muito densos, embora, isoladamente esteja associada a alta taxa de resultados falso-positivos (GRAZIANO et al., 2016; PAPALEO; SOUZA, 2019).

Nas mamas, o tecido com algum tipo de malignidade apresenta maior rigidez quando comparado a um tecido histologicamente normal. Baseado nesta característica e tendo como base especificamente as propriedades mecânicas do tecido, surgiu um método avaliativo das mamas denominado elastografia. A princípio, o método de elastografia possui a mesma base diagnóstica da ultrassonografia mamária, que é a aplicabilidade de determinada pressão na mama em cima de uma provável lesão para identificação da existência ou não de deformidade no tecido (VASCONCELOS et al., 2011; VELASCO et al., 2014).

Diante do conhecimento quanto a alta taxa de mortalidade de mulheres por câncer de mama e a importância dos métodos de diagnóstico por imagem para diagnóstico precoce, assim como as taxas de resultados falso-positivos que existem nos atuais métodos utilizados surgiu a necessidade de se realizar tal pesquisa sobre a aplicabilidade da técnica de elastografia aliada a ultrassonografia mamária. O objetivo desta pesquisa é avaliar, a partir de uma revisão sistemática da literatura, as vantagens na capacidade diagnóstica para diferenciação de nódulos mamários quando há a associação da elastografia à ultrassonografia.

2- Metodologia

Este trabalho trata se de uma revisão sistemática da literatura.

As informações obtidas para a concretização desta pesquisa se deram através de pesquisa na base de dados: SCIELO, Lilacs, PubMed, por meio dos seguintes descritores: elastografia, ultrassonografia mamária, nódulos mamários.

A partir do uso das palavras chaves acima descritas a busca inicial ocorreu pela leitura do título e do resumo dos artigos apontados pelas bases de dados investigadas. Em seguida, selecionou-se os artigos que foram utilizados nesta pesquisa baseando-se nos seguintes requisitos: aborda a forma como a aquisição dos métodos de imagem por elastografia e ultrassonografia atuam quanto à identificação de lesões mamárias? Descreve como funciona a aquisição de imagens por ultrassonografia e elastografia? Baseado nestes questionamentos foram excluídos todos os artigos que não atendiam a nenhum destes critérios.

3- Resultados

Quadro 1: Seleção de artigos nas bases de dados SCIELO, SCIELO, Lilacs e PubMed com uso dos descritores: elastografia, ultrassonografia mamária, nódulos mamários. Teresina, Piauí, Brasil, 2022.

Título	Autores/Ano de publicação	Área de publicação	Tipo de estudo
Utilidade da elastografia no câncer de mama em dois casos	CORTES, S. et al. (2006)	Medicina	Apresentação do caso
Apresentação das lesões mamárias císticas à ultrassonografia utilizando a elastografia	FLEURY, E. et al. (2008)	Radiologia	Estudo retrospectivo
Proposta de sistematização do estudo elastográfico de lesões mamárias pela ultrassonografia	FLEURY, E. et al. (2009)	Medicina	Estudo retrospectivo e prospectivo
Ultrassonografia no rastreamento do câncer de mama	NASTRI, C. O. et al (2011)	Medicina	Estudo de rastreamento
Rastreio de lesões mamárias: estudo comparativo entre a mamografia, ultrassonografia modo-B, elastografia e resultado histológico	PARDAL, R. et al. (2013)	Radiologia	Estudo comparativo
A importância da elastografia mamária adicionada à classificação, segundo o léxico BI-RADS (5ª edição)	FLEURY, E. (2015)	Medicina	Estudo retrospectivo
Avaliação pela elastografia dos nódulos mamários indeterminados na ultrassonografia	GRAZIANO, L. et al. (2017)	Medicina	Estudo prospectivo, descritivo.

Fonte: Os autores, 2022.

4- Conclusões

Diante dos resultados obtidos pelas pesquisas, observa-se que a elastografia quando aplicada a ultrassonografia melhora a capacidade diagnóstica da ultrassonografia diminuindo os casos de falso positivos, reduzindo a realização de biópsias desnecessárias, além de se demonstrar como um método útil para a identificação e diferenciação de lesões que não são bem definidas na ultrassonografia. Como método complementar a ultrassonografia, a elastografia permite o aumento da especificidade e precisão diagnóstica do ultrassom convencional.

Além da utilidade como um excelente método complementar a ultrassom convencional, a técnica da elastografia também apresenta-se como um método importante para a diferenciação de lesões císticas e sugere boa utilidade da técnica se esta for associada ao léxico BI-RADS para classificação de lesões mamárias.

5- Referências

1. VELASCO, M. T. C. et al. A Elastografia Mamária. **RBUS**, São Paulo, v. 18, n. 16, p. 1-5, mar./2014. Disponível em: <https://repositorio.bc.ufg.br/bitstream/ri/18473/5/Artigo%20-%20Miriam%20Teresa%20Cuadros%20Velasco%20-%20202014.pdf>. Acesso em: 6 nov. 2021.
2. INSTITUTO NACIONAL DO CÂNCER (INCA). **A situação do câncer de mama no Brasil: Síntese de dados dos sistemas de informação**. 1. ed. Rio de Janeiro: Fox Print, 2019. p. 1-85.
3. GRAZIANO, L., BITENCOURT, A.G.V, COHEN, M.P., GUATELLI, C.S., POLI, M.R.B., SOUZA, J.A.; MARQUES, E.F. Avaliação pela elastografia dos nódulos mamários indeterminados na ultrassonografia. **Revista Brasileira de Ginecologia e Obstetrícia**, v. 39 n. 2, p. 72-79, 2017. Disponível em: <https://doi.org/10.1055/s-0036-1597753>. Acesso em: 30 out. 2021.
4. PAPALÉO, R. M; SOUZA, D. S. D. Ultrassonografia: princípios físicos e controle de qualidade.. **Revista Brasileira de Física Médica**, Porto Alegre, RS, v. 13, n. 1, p. 14-23, dez./2019. Disponível em: <https://www.rbfm.org.br/rbfm/article/view/502/v13n1p14>. Acesso em: 27 set. 2021.
5. VASCONCELOS, R. G. et al. Ultrassonografia mamária - Aspectos contemporâneos. **Com. Ciências Saúde**, São Paulo, v. 22, n. 1, p. 129-140, jan./2011. Disponível em: https://bvsmms.saude.gov.br/bvs/artigos/ultrassonografia_mamaria.pdf. Acesso em: 5 ago. 2021.
6. VELASCO, M. T. C. et al. A Elastografia Mamária. **RBUS**, São Paulo, v. 18, n. 16, p. 1-5, mar./2014. Disponível em: <https://repositorio.bc.ufg.br/bitstream/ri/18473/5/Artigo%20-%20Miriam%20Teresa%20Cuadros%20Velasco%20-%20202014.pdf>. Acesso em: 6 nov. 2021.

International Joint Conference Radio 2022

Desenvolvimento de fantasmas de voxels a partir de fantasmas físicos para avaliações dosimétricas em radiologia odontológica.

Nathalia Ingrid de Lima Constâncio; Cláudio José Mesquita Menezes.

Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste- CRCN-NE;

Instituição: Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco.

Email: nilc@discente.ifpe.edu.br

Introdução:

A radiologia odontológica é cada vez mais utilizada na sociedade contemporânea, tendo em vista a necessidade de diagnóstico preciso em tratamentos dentários, além da grande importância nas diversas especialidades da Odontologia [1]. Os exames odontológicos são divididos em extrabuciais e intrabuciais. É válido ressaltar a importância desses exames para detecção de fraturas, patologias e acompanhamento de tratamentos endodônticos e ortodônticos, pois são bastante utilizados em consultórios de dentistas e clínicas especializadas. Para tanto, apesar de baixas, as doses destas radiografias, onde são expostos órgãos radiosensíveis da região da cabeça e pescoço aos efeitos da radiação ionizante, sendo os principais órgãos radiosensíveis as glândulas salivares, a glândula tireoide e o cristalino [2]. Sabendo dos efeitos causados aos indivíduos pelo uso excessivo das radiações ionizantes utilizadas em radiologia odontológica, existe a necessidade da implementação de programas que garantam a qualidade dos exames, do equipamento, e da proteção radiológica. Um estudo voltado para estimar o quantitativo de dose recebida e os possíveis resultados dessa interação com o tecido biológico vem sendo feito. Para realizar estudos de dose em situações de exposições à radiação, sem que indivíduos sejam expostos, a dosimetria utiliza Modelos Computacionais de Exposição (MCE) [3]. O modelo desenvolvido por Menezes C. J. M. é o EGS4/CDO [4], servindo como referência para o presente trabalho experimental e suas simulações. O objetivo do presente trabalho é realizar avaliações dosimétricas usando MCE formados por algoritmos de fontes radioativas externas e o fantoma de voxels do “Cartão Dosimétrico Odontológico” (CDO), validando-as com medições experimentais com Dosímetros Termoluminescentes (TLD).

Metodologia:

Para realizar as medições, serão utilizados dosímetros termoluminescentes de Fluoreto de Cálcio dopados com Disprósio (TLD CaF₂: Dy), com ampla aplicação em dosimetria. Os TLD's serão calibrados em feixe padrão de Césio 137 do Laboratório de Metrologia do CRCN-NE. Foram feitas as leituras desses TLD's no Laboratório de Dosimetria do CRCN-NE. Posteriormente serão inseridos no CDO e expostos a feixes de raios X, para que as medições e demais testes sejam realizados. Assim, as avaliações dosimétricas usando modelo computacional de exposição CDO/EGS4 serão validadas com as medidas experimentais dos TLD's usando o cartão dosimétrico odontológico. O CDO tem como característica principal o fato de ser prático e de baixo custo, além de efetuar medições seguindo todos os protocolos exigidos pela regulamentação vigente para os equipamentos de radiologia odontológica intraoral. As medições experimentais serão comparadas com outras simulações já realizadas usando o MCE já desenvolvido por outros autores.

Resultados Preliminares:

Foram realizados estudos dos tipos de exames utilizados em Radiologia Odontológica para conhecimento das principais técnicas e geometrias de exposição. Foi realizada a seleção e calibração de dosímetros termoluminescentes (TLD) e estudos preliminares de simulações utilizando equipamento de radiologia odontológica intraoral.

Conclusões:

O dispositivo de testes CDO tem mostrado ser eficiente na realização de testes de controle de qualidade em equipamentos de radiologia odontológica intraoral, sendo um dispositivo prático e de baixo custo, além de propiciar medições de todos os parâmetros técnicos exigidos pela regulamentação vigente para equipamentos de raios X odontológicos intra-orais. Tal dispositivo de testes se mostra poder ser utilizado para estudos dosimétricos de parâmetros do feixe de raios X em exames de Radiologia Odontológica.

Referências:

- [1] RECH, Aline S.; DAL TOÉ, Karina P.;CLAUS, Jonathas; PASTERNAK JUNIOR, Braulio; FREITAS, Maria P. M.; THIESEN,Guilherme. **Utilização da tomografia computadorizada de feixe cônico no diagnóstico odontológico.** Full Dentistry in Science, São José dos Pinhais, v. 6, n. 22, p. 261-275. 2015.
- [2] Guerra, N.O.M. **avaliação da dose na tireoide e nas glândulas salivares em radiologia odontológica utilizando dosimetria termoluminescente.** Dissertação de Mestrado. Rio de Janeiro.2011.
- [3] VIEIRA, J. W. **Construção de um Modelo Computacional de Exposição para Cálculos Dosimétricos Utilizando o Código Monte Carlo EGS4 e Fantomas de Voxels.** 2004. Tese (Doutorado em Tecnologias Energéticas e Nucleares) – Universidade Federal de Pernambuco, Recife-PE.
- [4] MENEZES, C. J. M. **Modelo Computacional para Desenvolvimento do Sistema de Avaliação Para Aparelhos de Raios X Odontológicos Intra-Orais “Cartão Dosimétrico Odontológico”** 2008. Tese (Doutorado em Tecnologias Energéticas e Nucleares) – Universidade Federal de Pernambuco, Recife-PE.

International Joint Conference Radio 2022

Contagens de pixels de uma cor dominante em imagens coloridas para quantificar área de contato de bolus radioterápicos

Santos¹ L. C. S., Vieira² J. W., Lima³ F. R. A., Oliveira⁴ A. C. H.

¹Universidade Federal de Pernambuco, Av. Prof. Moraes Rego, nº 1235 - Cidade Universitária, Recife - PE, 50670-901

^{2,4}Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco, Av. Prof. Luís Freire, nº 500 - Cidade Universitária, Recife - PE, 50740-545

³Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Av Professor Luiz Freire, nº 200 - Cidade Universitária, Recife - PE, 50740-545

larissa.css@outlook.com

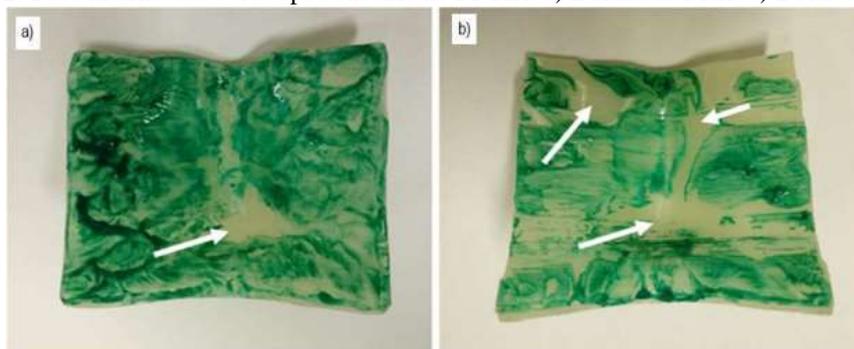
Introdução: Mais de 50% dos pacientes diagnosticados com neoplasias malignas farão uso da radioterapia (RT) em algum momento de seu tratamento [1]. Os aceleradores lineares (Linacs) usados em RT produzem feixes de radiação cuja dose máxima liberada no tecido irradiado se localiza a uma profundidade do paciente, no qual a distância aumenta conforme a energia utilizada no tratamento [2]. Para compensar esse efeito, em tratamentos superficiais utiliza-se na região a se irradiar um material com propriedades equivalentes ao tecido humano, provocando modificação do ponto de dose máxima e superficialização da dose, no qual recebe o nome de bolus [3]. Lacunas de ar entre o bolus e a superfície do paciente podem provocar alteração entre a dose planejada e a dose entregue durante o tratamento [4]. O uso de bolus individualizado 3D pode proporcionar um melhor ajuste do material às superfícies anatômicas complexas, diminuindo lacunas de ar na região e melhorando assim a precisão na entrega da dose [5]. Metodologias para obtenção de bolus 3D individualizados estão sendo desenvolvidas com frequência ao longo dos últimos anos, assim como a investigação da eficiência e possibilidade da aplicação destas metodologias à rotina clínica de departamentos de radioterapia. O objetivo deste trabalho foi investigar, por meio da contagem de pixels de uma cor dominante em imagens coloridas, a qualidade de encaixe de dois bolus 3D individualizados obtidos para a região do nariz do fantoma físico (FF) Alderson Rando (AR) masculino padrão [6] e produzidos por duas diferentes metodologias [7].

Metodologia: Os bolus usados neste trabalho foram construídos de forma personalizada para a região do nariz do FF AR, por duas metodologias distintas [7]: um pelo *software* de modelagem 3ds Max (versão 2021) [8] e o outro por meio de ferramentas de segmentação do *software 3D Slicer* (versão 4.11) [9]. Ambos os bolus foram impressos em ácido polilático (1,24 g/cm³) pela impressora Tevo Tarantula Pro. Para investigar a eficiência do encaixe desses bolus, duas etapas foram adotadas: na primeira foram produzidas imagens da região interna dos bolus após encaixe dos bolus no FF AR e na segunda a análise dessas imagens para quantificar o quanto da região interna dos bolus obteve contato com a área externa do FF AR. Inicialmente uma mistura de cola branca e tinta guache na cor verde foi disposta em uma face de folha de papel sulfite A4 (gramatura: 75 g/m²). A folha foi acondicionada na área do nariz do FF AR com a superfície com a mistura voltada para cima, passando a representar a superfície externa do fantoma. Em seguida os bolus 3D foram encaixados no FF AR, para provocar marcações verdes na área que houvesse contato entre os bolus e a superfície externa do FF AR. Fotografias das faces internas dos bolus foram obtidas e processadas nos *softwares in house*⁹ *Digital Image Processing* (DIP) e no AnalisadorPixelRGB. No DIP foram obtidas amostras de mesmo tamanho a partir de cada imagem original. No AnalisadorPixelRGB as amostras foram segmentadas, os componentes R, G e B separados, investigados e os *pixels* das imagens relacionados à cor verde quantificados.

⁹ *Softwares in house* desenvolvido pelo Grupo de Dosimetria Numérica pertencente ao IFPE, disponível em: <<http://dosimetrianumerica.org/producoes-cientificas/software/>>.

Resultados: As áreas verdes apresentadas na Figura 1 implica contato entre a superfície externa do FF AR e a superfície interna dos bolus. As setas brancas sinalizam ausência de contato. Analisando a qualidade do encaixe, o bolus produzido no *software* 3ds Max apresentou uma maior área de contato, quando comparado com o bolus produzido no *software* 3D Slicer. A soma ponderada dos *pixels* correspondentes a cor verde na imagem do bolus do 3ds Max foi de 8273826 *pixels*, já a do 3D Slicer foi de 4993933 *pixels*. A razão entre o bolus do 3ds Max e o bolus do 3D Slicer é de 1,6568 *pixels*, tendo a imagem do bolus do 3ds Max uma maior quantidade de *pixels* relacionados à cor verde.

Figura 1: Face interna dos bolus após encaixe no FF AR. a) Bolus 3ds Max. b) Bolus 3D Slicer.



Fonte: [7].

Conclusões: Analisando apenas o resultado numérico, o bolus produzido pelo *software* 3ds Max apresentou uma eficácia de ajuste significativamente superior à do bolus produzido pelo 3D Slicer.

Referências:

- [1] HOSKIN, P. Introduction. In HOSKIN, P. (Ed). **Radiotherapy in Practice: External Beam Therapy**, Oxford University Press, USA, 2019.
- [2] PODGORSKAK, E. B. **Radiation Physics for Medical Physicists**. Technical Editor [et al.]. Third Edition. Graduate Texts in Physics. Springer: Canada, 2016.
- [3] ICRU - International Commission on Radiation Units and Measurements. Absorbed Dose in Patient Irradiated by Beams of X or Gamma Rays in Radiotherapy Procedures: **ICRU Report 24**. Washington, 1976.
- [4] KHAN, Y.; VILLARREAL-BARAJAS, J. E.; UDOWICZ, M.; SINHA, R.; MUHAMMAD, W. (2013) Clinical and Dosimetric Implications of Air Gaps between Bolus and Skin Surface during Radiation Therapy. **Journal of Cancer Therapy**, 4(7), 1251-1255. Disponível em: <https://www.scirp.org/pdf/JCT_2013090411545314.pdf>.
- [5] ROBAR, J. L.; MORAN, K.; ALLAN, J.; CLANCEY, J.; JOSEPH, T.; CHYTYK-PRAZNIK, K.; MACDONALD, R. L.; LINCOLN, J.; SADEGHI, P.; RUTLEDGE, R. Inpatient study comparing 3D printed bolus versus standard vinyl gel sheet bolus for postmastectomy chest wall radiation therapy. **Pract Radiat Oncol**. 2018 Jul-Aug; 8 (4):221-229. doi: 10.1016/j.prro.2017.12.008. Epub 2017 Dec 24. PMID: 29452866. Disponível em: <[https://www.practicalradonc.org/article/S1879-8500\(17\)30384-3/pdf](https://www.practicalradonc.org/article/S1879-8500(17)30384-3/pdf)>.
- [6] RSD. **The Alderson Radiation Therapy Phantom (ART)**. The Worldwide Standard for Quality Assurance for Radiation Therapy. Disponível em: <<https://rsdphantoms.com/product/the-alderson-radiation-therapy-phantom/>>. Acesso em: 11 jun 2022.
- [7] SANTOS, L. C. S. **Modelagem de Bolus Individualizados para Produção por Impressora 3D e Uso em Radioterapia**. Dissertação (Mestrado), PROTEN, UFPE, Pernambuco, Recife, 2021. 77 p.
- [8] AUTODESK. **3ds Max. Versão 2021**. Disponível em: <<https://www.autodesk.com.br/>>.
- [9] FEDOROV, A.; BEICHEL, R.; KALPATHY-CRAMER, J.; FINET, J.; FILLION-ROBIN, J-C.; PUJOL, S.; BAUER, C.; JENNINGS, D.; FENNESSY, F. M.; SONKA, M.; BUATTI, J.; AYLWARD, S. R.; MILLER, J. V.; PIEPER, S.; KIKINIS, R. **3D Slicer as an Image Computing Platform for the Quantitative Imaging Network**. **Magn Reson Imaging**. 2012. 30: 1323–1341. <https://doi.org/10.1016/j.mri.2012.05.001>. Versão 4.11. Disponível em: <<https://www.slicer.org/>>.

International Joint Conference Radio 2022

Perfil de dose em tomografia computadorizada para um feixe de 120 kV em um objeto simulador de cabeça

Souza^a, G. C.A., Santos^a, F. S., Portela^a, C. F. T., Mourão^a, A. P

^aDepartamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais, CEP:31270-970,
Belo Horizonte, MG, Brazil
apratabhz@gmail.com

Introdução: A tomografia computadorizada (TC) é um método de geração de imagens diagnósticas que a cada dia vem sendo mais utilizado na prática clínica e apresenta grande aplicação em diversas especialidades médicas. Assim como na radiologia convencional, na TC o contraste que permite gerar as imagens é resultante da diferença na absorção do feixe de raios X em função das características dos tecidos. A maior realização de varreduras de TC implica em um aumento de dose média na população [1,3]. Com o objetivo de obter referências de dose em exposições de pacientes foram definidos os índices de dose (CTDI), para cada exame os aparelhos de TC estimam um valor considerado o paciente adulto. Os valores de CTDI são obtidos utilizando objetos simuladores cilíndricos feitos de polimetilmetacrilato (PMMA) utilizando uma câmara de ionização do tipo lápis [4, 5]. De maneira alternativa, os valores de CTDI podem ser obtidos através da utilização de filmes radiocrômicos, visto que, os filmes apresentam melhor custo benefício quando comparados as câmaras de ionização e demandam menor tempo de exposição. O objetivo deste trabalho é registrar a distribuição do perfil de dose na fatia central do objeto simulador de cabeça, usando filme radiocrômico exposto a um feixe de raios X gerado com 120 kV.

Metodologia: Os filmes radiocrômicos, GAFCHROMIC® XR-QA2, foram recortados com 16 cm de diâmetro e foram posicionados entre os dois objetos simuladores, sendo o primeiro um objeto simulador de cabeça padrão e um objeto simulador complementar, constituído de PMMA. As varreduras de 10 cm foram realizadas em um tomógrafo da GE, modelo VCT 64 canais, com o filme na posição da fatia central. O protocolo de aquisição foi realizado com 120 kV, 120 mA.s e pitch de 0,985. Foram geradas imagens digitais dos filmes antes e após a irradiação, visando a posterior avaliação dos valores de dose registrados. O software IMAGE J foi utilizado para a obtenção e avaliação do perfil de dose e dos valores obtidos com o filme irradiado foram subtraídos os valores de BG obtidos do filme não irradiado. Os valores obtidos em intensidade de tons de cinza foram convertidos em dose através de uma curva de calibração [5]. A Fig.1 apresenta uma imagem do objeto simulador padrão associado ao objeto simulador complementar com uma folha de filme radiocrômico carregada. O objeto simulador está posicionado no gantry do aparelho de TC para ser irradiado.



Figura 1: Filme radiocrômico, indicado pela seta preta, posicionado no interior do objeto simulador.

Resultados: A Fig. 2 apresenta a imagem digitalizada de uma folha de filme recortada, antes e após a exposição em varredura de TC. O filme radiocrômico exposto a radiação apresenta uma coloração mais escura quando

comparada ao filme não exposto. Nesta imagem encontram-se demarcados os eixos X e Y utilizados para a geração de perfil de dose apresentados na Fig. 3.

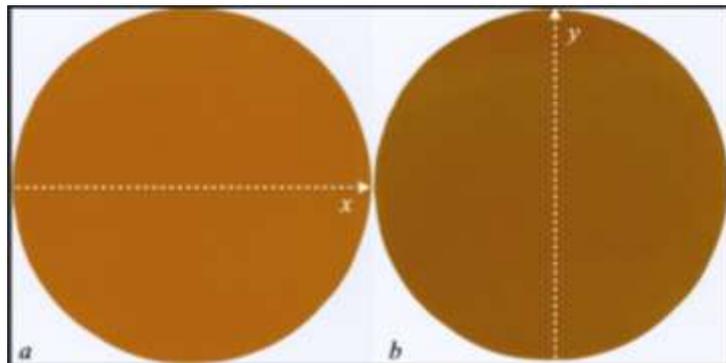


Figura 2: Imagens de uma folha de filme radiocrômico. Antes da irradiação (a) e irradiada (b).

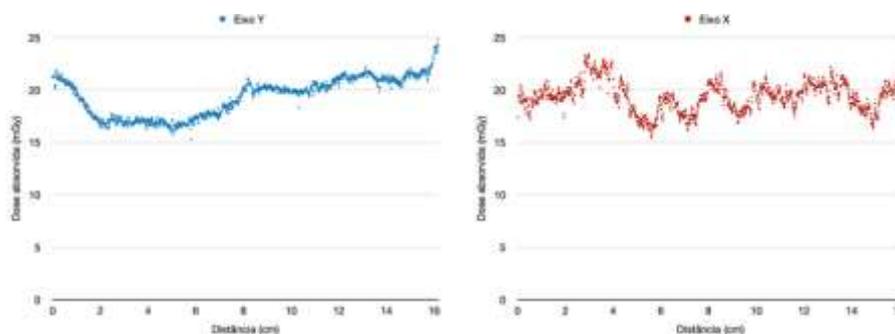


Figura 3: Perfis de variação de dose nos eixos X e Y.

O perfil de dose no eixo Y indicou uma menor deposição de dose na região inferior do objeto simulador, abaixo de 20 mGy e essa característica se deve ao fato de que a composição de dose nessa região tem grande influência da filtração da mesa na região. Na região superior existe um aumento na deposição de dose com valores acima de 20 mGy. O perfil de dose no eixo X apresentou valores próximos de 20 mGy com variações na região central. No entanto, considerando no início, final e no ponto central a dose registrada foi próxima de 20 mGy.

Conclusões: A construção de um objeto simulador complementar de cabeça, feito de PMMA, permitiu a irradiação de filme radiocrômico posicionado na fatia central. Foram obtidos os perfis de variação de dose em dois eixos X e Y com os registros de dose variando entre 15 e 25 mGy. A dose registrada na região central do filme foi ligeiramente superior a 20 mGy em ambos os gráficos. Os valores de dose obtidos com filmes radiocrômicos podem ser utilizados para o cálculo de CTDI_{vol} em experimento em Tomografia Computadorizada.

Referências:

- [1] Mourão, A. P. *Tomografia computadorizada: Tecnologias e aplicações*. 2 ed. Rio de Janeiro: Senac, 2015.
- [2] Mourão, A. P.; Oliveira, F. A. *Fundamentos de radiologia e imagem*. 1 ed. São Caetano do Sul, SP: Difusão, 2009.
- [3] Tack, Denis; Gevenois, P.A. *Radiation Dose from Adult and Pediatric Multidetector Computed Tomography*. Germany. Springer.2007.
- [4] Aburjaile, W. N. **Desenvolvimento de objeto simulador pediátrico para dosimetria em varreduras de tomografia computadorizada do tórax**. 2017. Dissertação (Mestrado) – Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 2017.
- [5] Gómes, A. M. L. **Estudo de dosimetria e qualidade de imagem em varreduras de tomografia computadorizada de cabeça utilizando objeto simulador**. 2017. Dissertação (Mestrado) – Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 2017.

International Joint Conference Radio 2022

Estimativa de dose específica por tamanho (SSDE) em exames tomográficos usando o *VirtualDose CT*

Souza^a D. C. B.; Rolim^a, A. M.; Cidral^a M. E. V.; Faria^a, C. F.; Scopel^a M. A.; Huhn^a, A.; Ribeiro^a, G.

^aInstituto Federal de Educação, Ciências e Tecnologia de Santa Catarina, Avenida Mauro Ramos, nº 950 – Centro Florianópolis/SC
daiane.cristini@gmail.com

Introdução

A Tomografia Computadorizada (TC) é um dos métodos de diagnóstico por imagem mais realizada no mundo [1]. A dose recebida pelo paciente durante o exame pode ser estimada por meio do Índice de Dose em Tomografia Computadorizada (CTDI_{vol}) e Produto Dose Comprimento (DLP) que independem do tamanho do paciente [2,3]. A Estimativa de Dose por Tamanho Específico (SSDE) é um parâmetro estabelecido em 2011 pela *American Association of Physicists in Medicine* (AAPM), que permite estimar a dose de acordo com o tamanho de cada paciente [2]. O objetivo desse estudo consistiu em estimar as doses recebidas decorrentes de exposições médicas em exames de tomografia abdominal, levando em consideração os diferentes tamanhos específicos da circunferência abdominal dos pacientes.

Metodologia

A metodologia utilizada consistiu em um estudo documental retrospectivo que avaliou 35 exames de TC abdominal total, observando apenas uma única fase de aquisição das imagens, levantados aleatoriamente por meio do acesso das imagens médicas disponíveis no sistema *Picture Archiving and Communication System* (PACS) do serviço participante. As informações extraídas dos exames avaliados foram: idade, sexo, kVp, mAs, pitch, CTDI_{vol} e o *scan length*. Por meio dos diâmetros anteroposterior e lateral medidos, foi determinado o diâmetro efetivo (D_{eff}), extraídos os fatores de conversão do Report 204 da AAPM e calculados os valores de SSDE dos exames avaliados. Após isso, os dados extraídos foram rodados no software *Virtual Dose CT* a fim de se avaliar as doses estimadas nos órgãos. Como etapa final uma análise estatística descritiva foi realizada para se determinar os valores máximo, mínimo, médias e o respectivo desvio padrão dos valores obtidos.

Resultados

Como resultados obtidos observou-se que pacientes com diâmetro efetivo maior receberam doses menores do que pacientes com diâmetro efetivo menor. Esse resultado é coerente com a natureza dos fatores de conversão fornecidos pela AAPM em seu Report 204 o qual também diminui conforme aumenta o D_{eff}, e é corroborado por outros estudos [2, 4-7].

O valor do CTDI_{vol} é constante com diâmetros crescentes, resultando em valores f decrescentes e fazendo com que o valor do SSDE diminua. Neste estudo os valores de dose para TC abdominal para o sexo masculino e feminino variaram entre 6,45 a 18,02 mGy (média 13,56) para o CTDI_{vol} e 8,26 a 16,57 mGy (média 9,54) para o SSDE.

Na separação por sexo, a dose efetiva E (mSv) obteve a maior média no sexo masculino, que ficou em 7,50 mSv, enquanto o sexo feminino obteve uma média de 8,16 mSv, ambas na mesma na faixa etária de 30-39 anos. A média geral para ambos os sexos ficou em 8,5 mSv. A média de dose E por gênero ficou, para o sexo feminino em 7,85 mSv e para o sexo masculino em 9,72 mSv.

Conclusões

A estimativa de dose em órgão por meio da SSDE possui limitações. Uma delas é que a estimativa do tamanho do corpo é obtida no meio da varredura e é um método operador dependente, portanto pode

não representar com precisão o diâmetro médio da região anatômica avaliada. Outra limitação é que os fatores de correção, fornecidos pela AAPM, são baseados na geometria do corpo e não nas diferentes atenuações do feixe de raios X através do paciente. Para futuros trabalhos, espera-se obter informações adicionais de peso e altura, além de um método de mensuração dos diâmetros de forma automatizada, e correlacionar estudos antropométricos. O software mostrou uma ferramenta valiosa na estimativa de dose efetiva, além de também permitir a estimativa de dose em órgãos.

Referências

1. UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, (UNSCEAR) Sources, Effects And Risks Of Ionizing Radiation - Report to the General Assembly, with Scientific Annexes - UNSCEAR 2021.
2. AMERICAN ASSOCIATION OF PHYSICS IN MEDICINE, (AAPM) Comprehensive Methodology for the Evaluation of Radiation Dose in X-Ray Computed Tomography, AAPM Report 111, 2010
3. AMERICAN ASSOCIATION OF PHYSICS IN MEDICINE, (AAPM) Size-Specific Dose Estimate (SSDE) for Head CT, AAPM Report 293, 2019.
4. REHANI, M. M., Szczykutowicz, T. P., & Zaidi, H. (2020). CT is still not a low-dose imaging modality. *Medical physics*, 47(2), 293–296. <https://doi.org/10.1002/mp.14000>
5. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, (ICRP) Publication 103, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Volume 37 Nos. 2-4, 2007.
6. LI X, Yang K, DeLorenzo MC, Liu B. Assessment of radiation dose from abdominal quantitative CT with short scan length. *Br J Radiol* 2017; 90: 20160931
7. WHITEBIRD RR, Solberg LI, Bergdall AR, López-Solano N, Smith-Bindman R. Barriers to CT Dose Optimization: The Challenge of Organizational Change. *Acad Radiol*. 2021 Mar;28(3):387-392. doi: 10.1016/j.acra.2020.02.016. Epub 2020 Apr 9. PMID:32278691; PMCID: PMC8797012.

International Joint Conference Radio 2022

Tomografia computadorizada: efeitos adversos a partir da administração endovenosa de contraste iodado

Costa, T. M. N. S.; Filho, W. S. S.

Instituto Federal de Educação Ciência e Tecnologia do Piauí-IFPI. Teresina-PI.

catce.20181rad0503@aluno.ifpi.edu.br

wilson.seraine@ifpi.edu.br

Introdução- O presente estudo tem como temática a “Tomografia Computadorizada: efeitos adversos a partir da administração endovenosa de contraste iodado. Partindo da pergunta problema: Quais os possíveis efeitos adversos do uso de contraste iodado em tomografia computadorizada?. Tem como objetivo geral: analisar os riscos a partir da administração endovenosa de contraste iodado. Os objetivos específicos utilizados foram: abordar os tipos de reações adversas quanto ao seu grau e explicar os riscos das reações em cada paciente. Daí, sentiu-se a necessidade de realizar esse estudo, pois, é de total relevância para as pessoas que vão realizar uma Tomografia Computadorizada utilizando a administração de contraste iodado.

Metodologia- Para se realizar o estudo foi utilizada a abordagem qualitativa, com pesquisa bibliográfica, tendo por base autores como: 2, 4, 5, 6, dentre outros, que deram subsídios e contribuíram significativamente para uma maior fundamentação do trabalho. Para a coleta de dados utilizou-se a combinação dos seguintes descritores para seleção e direcionamento do estudo: “Tomografia Computadorizada com contraste”, “efeitos adversos ao contraste iodado”, “reações do contraste iodado”, “Computed tomography with contrast”, “adverse effects to iodinated contrast”, “reactions to iodinated contrast”, (em inglês) a fim de se obter material científico direcionado conforme os objetivos deste estudo. Limitou-se para este estudo publicações entre os anos de 2000 a 2022.

Para proporcionar suporte teórico do estudo onde foi realizado um levantamento de dados, levando-se em consideração artigos publicados entre os anos de 2000 a 2021, sendo utilizadas as seguintes bases de dados: Lilacs, SciELO, livros, revistas e documentos oficiais. Foram encontrados 10 artigos relacionados ao tema. Inicialmente foram selecionadas 8 obras (incluindo artigos, livros e revistas) por estarem ligados ao tema proposto, mas apenas 2 destes artigos foram descartados, sendo usados apenas 6 obras (incluindo obras, partes de obras, revistas, parte de revistas e artigos). Os critérios de inclusão das obras no estudo foram: as que estivessem relacionadas com a temática acerca da tomografia computadorizada e o uso de contraste, abordando os malefícios ao ser humano, dentre outras. As obras também foram apenas as referente de 2000 até 2022, portanto, dos últimos 22 anos até os dias atuais. Foram excluídas obras não relacionadas a temática, nas quais, as mesmas, muitas vezes abordavam de forma errônea o uso do contraste e não vinham de encontro ao objetivo do estudo.

Foram acessados mais de 300 artigos através dos descritores acima, para filtragem realizou-se a análise de cada um deles aplicando os seguintes critérios. Inicialmente realizou-se uma avaliação do título e resumo, para com isso, selecionar os estudos mais adequados. Em seguida, realizou-se uma análise mais minuciosa do conteúdo apresentado com a leitura do artigo completo.

Resultados- Nos estudos bibliográficos referentes ao tema o meio de contraste iodado é geralmente administrado por via oral previamente ao procedimento e/ou por via endovenosa durante o exame. Esta substância consegue dar maior definição às imagens tomográficas, melhorando a qualidade da informação morfológica fornecida pela tomografia, mas, traz consigo diversas reações ao ser humano, sendo as mesmas de grau leve, moderado e grave. Portanto, evidenciou-se que, a frequência com que as reações adversas ocorrem foi acompanhada em diversos estudos internacionais, sendo que, verificou-se que há convergência de achados apontando para o contraste iodado não iônico como sendo mais seguro do que o agente iônico. A incidência das reações depende de vários fatores, tais como o tipo e volume de contraste administrado, o tipo de estudo a ser realizado e as condições clínicas do paciente (4).

A TC apesar de ser bastante elucidativa, em diversos casos, é também, um procedimento que oferece riscos associados à exposição à radiação e ao meio de contraste iodado. O contraste iodado é geralmente administrado por via oral e/ou por via endovenosa durante o exame. Esta substância consegue dar maior definição às imagens tomográficas. Percebe-se que, o contraste iodado pode ser classificado, quanto a sua capacidade de dissociação, em iônico ou não iônico. As reações adversas aos meios de contraste (MC) podem ocorrer após uma única ou após múltiplas administrações. É bastante usual classificá-las quanto ao seu mecanismo etiológico, grau de severidade e tempo decorrido após a administração do contraste (5).

Considerações Finais- Conclui-se que, os raios X são utilizados em diagnóstico por imagem por possuírem frequência e energia várias vezes superiores à luz visível e, conseqüentemente, são capazes de penetrar e atravessar os tecidos. A radiação que emerge do organismo é detectada por filmes analógicos ou por uma variedade de meios digitais. Os meios de contraste alteram as respostas dos tecidos à radiação eletromagnética, aumentando as diferenças entre eles nas imagens.

Portanto, o contraste iodado é uma substância radiopaca usada nos exames radiológicos, como a tomografia computadorizada, amplamente utilizada para fins diagnósticos. Essa substância, apesar de melhorar a visualização das estruturas anatômicas, durante o exame, pode provocar reações adversas indesejáveis que se devem, principalmente, à alta osmolalidade do contraste em relação ao sangue.

Entende-se que, reações adversas (RA) ou efeitos indesejados decorrentes da administração de contraste iodado são geralmente classificadas, quanto à etiologia, em reações do tipo anafilactóide e reações quimiotóxicas. As reações anafilactóides, ou idiossincráticas, não dependem da dose de contraste administrada e assemelham-se às reações alérgicas, já as reações quimiotóxicas, ou não idiossincráticas, são dosedependentes e relacionam-se com as características físico-químicas do contraste, como a osmolalidade e ionicidade. Os sinais e sintomas podem incluir sensação de calor, náuseas e vômitos, arritmia cardíaca, hipertensão, insuficiência renal, convulsões, entre outros.

REFERÊNCIAS

1. FELIX, Mara M. R; MALAMAN, Maria Fernanda; ENSINA, Luis Felipe C. **Diagnóstico das reações imediatas aos meios de contraste iodados:** revisão da literatura, 2013. Disponível em: http://aaai-asbai.org.br/detalhe_artigo.asp?id=668. Acessado em: 01/11/2021.
2. GERMANO, Ricardo A. L. MEIOS DE CONTRATE E RESPONSABILIDADE MÉDICA. In: DUTRA, Bruna Garbugio; JR, Tufik Bauab. **MEIOS DE CONTRASTE:** Conceitos e Diretrizes. 1. ed. -- São Caetano do Sul, SP: Difusão Editora, 2020, p. 227-248. Disponível em: <https://manual.spr.org.br/meios-de-contraste/meios-de-contraste-completo.pdf>. Acessado em: 31 de outubro de 2021.
3. GIL, Antônio Carlos. **Como elaborar projetos de pesquisa.** 4 ed. São Paulo: Atlas, 2002.
4. JUCHEM, Beatriz Cavalcanti; DALL'AGNOL, Clarice Maria. Immediate adverse reactions to intravenous iodinated contrast media in computed tomography. **Rev. Latino-Am. Enfermagem**, Feb 2007, vol.15, no.1, p.78-83. ISSN 0104-1169.
5. JUCHEM, Beatriz Cavalcanti; DALL'AGNOL, Clarice Maria; MAGALÃES, Ana Maria M. CONTRASTE IODADO EM TOMOGRAFIA COMPUTADORIZADA: prevenção de reações adversas. **Rev Bras Enferm**, Brasília (DF) 2004 jan/fev;57(1):57-61.
6. LAUZI, Marco. Meios de Contraste Iodado. In: DUTRA, Bruna Garbugio; JR, Tufik Bauab. **MEIOS DE CONTRASTE:** Conceitos e Diretrizes. 1. ed. -- São Caetano do Sul, SP: Difusão Editora, 2020, p. 19-33. Disponível em: <https://manual.spr.org.br/meios-de-contraste/meios-de-contraste-completo.pdf>. Acessado em: 31 de outubro de 2021.
7. MINAYO, Maria Cecília de Sousa. Ciência, técnica e arte: o desafio da pesquisa social. IN: **Pesquisa social: teoria, método e criatividade.** MINAYO, M.C.S. (org.), Petrópolis/RJ: Vozes, 1994. p. 9-29.

International Joint Conference Radio 2022

Estudo comparativo entre os valores da dose glandular média em serviços de mamografia digital antes e após a implantação de um programa de garantia de qualidade

Santos^a J. R. S., Menezes^b C. J. M.

^aCentro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste CRCN-NE, Av. Professor Luiz Freire, 500. Curado, Recife-PE, CEP: 50730-120, ^arsilv3rio@gmail.com, ^bCentro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste CRCN-NE, Av. Professor Luiz Freire, 500. Curado, Recife-PE, CEP: 50730-120. ^bclaudio.menezes@cnen.gov.br

Resumo

A mamografia é o método mais eficaz na detecção precoce do câncer de mama, a qualidade do exame aliada à otimização da dose glandular média (DGM), torna-se indispensável a um diagnóstico com acurácia do exame e proteção ao paciente. Assim, estudos de otimização da dose nos serviços são extremamente importantes para controle das doses recebidas para aquisição das imagens da mama. Com os avanços tecnológicos na mamografia, os sistemas digitais trouxeram a possibilidade de melhoria na visualização das estruturas internas da mama e conseqüentemente na qualidade da imagem, contudo as doses aplicadas nessa nova realidade tecnológica devem ser otimizadas. O presente estudo tem como objetivo desenvolver um método de otimização que estabeleça as condições ideais de operação dos sistemas de mamografia digital estudados, e que se possa garantir a redução de dose mantendo a qualidade do exame. Tal estudo está sendo realizado por meio da avaliação da DGM de acordo com a mama padrão (40 a 50 mm), onde inicialmente foram avaliados 40 exames mamográficos de pacientes com idade média entre (50 ± 12) anos, em equipamento digital (DR), onde posteriormente serão avaliados 40 exames com equipamento digital (CR) para sua comparação, utilizando as mesmas características iniciais, comparando as medidas de doses com análises de frequência, percentuais e médias. Para avaliação da qualidade da imagem foi utilizado o simulador requerido pela Instrução Normativa (IN) n° 92/21 da RDC n° 611/22 da Agência Nacional de Vigilância Sanitária (ANVISA) e Portaria n° 2898/13 do mesmo órgão. Tais documentos estabelecem limites de aceitação e frequência com que os testes de Controle de Qualidade devem ser realizados para implantação do Programa de Garantia de Qualidade em Mamografia (PGQM) nos Serviços.

Palavras-chave: Mamografia, Qualidade da imagem, Diagnóstico, Avaliação.

[1] MINISTÉRIO DA SAÚDE. RESOLUÇÃO RDC n.º 611/22, de 9 de março de 2022.

[2] MINISTÉRIO DA SAÚDE. Portaria 2898/13. Atualiza o Programa Nacional de Qualidade em Mamografia. D.O.U. Brasília, Novembro de 2013.

[3] MINISTÉRIO DA SAÚDE. INSTRUÇÃO NORMATIVA-IN n.º 92/21, de 27 de maio de 2021.

[4] Página inicial». Agência Nacional de Vigilância Sanitária - Anvisa, <https://www.gov.br/anvisa/pt-br/pagina-inicial>. Acesso 9 de Julho de 2022.

International Joint Conference Radio 2022

Calibração para Tomografia Computadorizada de Feixe Cônico (CBCT) em Odontologia

M. C. Rafaella, P. P. José Guilherme e C.P. Leonardo

Instituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD/CNEN

Email: rmcavalho91@gmail.com

INTRODUÇÃO

O princípio da Tomografia Computadorizada de Feixe Cônico (CBCT) adapta a técnica básica de TC onde o tubo de raio-x expõe o paciente. De um lado um detector de imagem mede os raios X atenuados do outro lado do paciente, enquanto ambos o tubo de raios X e o detector giram em torno do paciente.

A exposição durante a varredura rotacional pode utilizar a exposição contínua ou exposição pulsada; este último é cada vez mais aplicado em CBCT odontológico.

A exposição pulsada reduz o tempo de exposição efetivo e reduz a dose para o paciente. (KAASALAINEN et al., 2021)

A atenuação dos raios X segue as interações físicas básicas entre radiação e composição atômica de a anatomia do paciente no campo de visão exposto (FOV).

Essas interações físicas incluem principalmente efeito fotoelétrico e espalhamento Compton, que definem o equilíbrio básico para a representação de contraste das imagens. (ISO, 1995)

Embora a exposição à radiação seja baixa nesses procedimentos, ainda há um risco que deve ser reduzido ao mínimo necessário para obter uma imagem adequada para o diagnóstico, evitando efeitos prejudiciais ao paciente e ao pessoal envolvido. (TSAPAKI, 2017)

OBJETIVO

Esse estudo tem como objetivo fazer um levantamento das condições de radiação em CBCT e criar condições mais eficientes através de novas tecnologias, como IA, internet das coisas, digital twin, indústria 4.0 e a robótica. (VAN RIET et al., 2021)

METODOLOGIA

Foi realizado um levantamento bibliográfico através de pesquisas realizadas em bancos de dados científicos como Pubmed e Google Scholar, através de um notebook com internet. Os artigos pesquisados foram publicados na língua inglesa e espanhola.

RESULTADOS

Na figura abaixo pode-se observar como se comportam espectros de raios-X gerados no CBCT com uma com tensão no tubo de 90 kVp e ângulo de ânodo típico de 10° graus, tendo em conta a filtração total aplicada por alumínio (linhas sólidas) ou alumínio combinado e cobre (linhas tracejadas).

Pode-se observar na figura 1, analisando a energia média do espectro (KeV) entre parênteses, que o aumento na filtração total afetará significativamente a forma espectral e a média de energia do feixe. Além disso, o cobre adicionado à filtragem reduz claramente a parte de energia mais baixa do espectro.

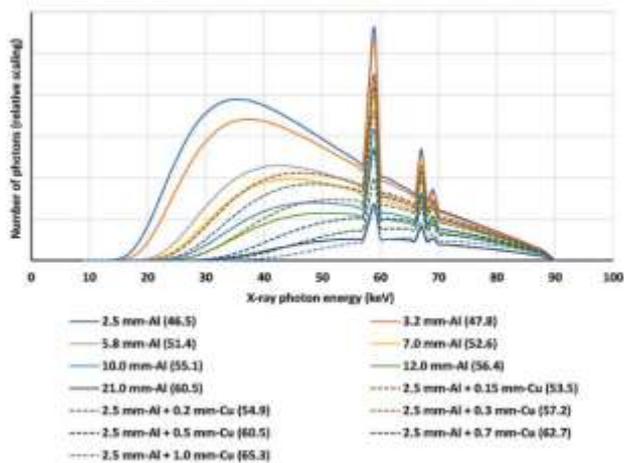


Figura 1 – Gráfico espectral gerado através de uma tensão no tubo de 90KeV.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ISO. ISO 4037-3 - X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy -- Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and the measurement of their response as a. 1995.

KAASALAINEN, T. et al. Dental cone beam CT: An updated review. **Physica Medica**, v. 88, n. June, p. 193–217, 2021.

TSAPAKI, V. Radiation protection in dental radiology – Recent advances and future directions. **Physica Medica**, v. 44, p. 222–226, 2017.

VAN RIET, T. C. T. et al. Robot technology in dentistry, part one of a systematic review: literature characteristics. **Dental Materials**, v. 37, n. 8, p. 1217–1226, 2021.

APOIO FINANCEIRO AO PROJETO
CAPES

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação da densidade mineral óssea em pacientes com doença psoriásica

Alves, V.B.^{1,2}, Carneiro, S.C.S.¹.

1 - Sector of Dermatology, Post-Graduation Program in Medical Sciences, School of Medical Sciences and University Hospital, State University of Rio de Janeiro, Rio de Janeiro, Brazil

Universidade Federal do Rio de Janeiro.

2- Healthlife Ciência e Tecnologia em Proteção Radiológica, LDA – Angola

Introdução

A Densitometria Óssea é um método que utiliza raios x de baixa energia, baseada na absorção de radiação pelos ossos. Embora seja um equipamento bem colimado com baixa radiação, não deve ser considerado como equipamento que não emite radiação ionizante. Sendo assim, a otimização de doses se faz indispensável no quesito radioproteção. A psoríase é uma doença crônica, inflamatória e articular da pele que afeta cerca de 2% da população mundial. Trazendo para o contexto da pesquisa clínica foi avaliado pacientes do ambulatório de dermatologia do Hospital Universitário Clementino Fraga Filho – UFRJ com o objetivo de comprovar a existência ou não da diminuição da densidade mineral óssea nesse grupo de pacientes.

Métodos

Participaram do estudo 79 pacientes - 39 com diagnóstico de psoríase (PS) e 40 com artrite psoriática (AP) no ambulatório do serviço de dermatologia do Hospital Clementino Fraga Filho - UFRJ. De 2013 a 2016, os participantes foram submetidos a uma avaliação da densidade mineral óssea (DMO) na coluna lombar e no fêmur proximal no serviço de densitometria do hospital. O questionário do European Vertebral Osteoporosis Study (EVOS) foi preenchido e os pacientes foram avaliados quanto à área e índice de gravidade da psoríase (PASI), bem como ao índice de área de superfície corporal (BSA).

Resultados

O grupo PS apresentou consumo de tabaco significativamente maior ($p = 0,026$), menor tempo de doença ($p < 0,0001$) e nível de BSA ($p = 0,050$) em relação ao grupo PA. Consequentemente, os pacientes com AP apresentaram diminuição da densidade mineral óssea, apresentando estrutura óssea alterada ($p = 0,082$). Apenas o grupo PS relatou quedas no último ano ($p = 0,031$), significativamente menor em comparação aos pacientes com PA.

Conclusão

A pesquisa mostrou a importância da realização da densitometria óssea em pacientes com idade inferior a 60 anos no grupo de pacientes com diagnóstico de psoríase e artrite psoriática, levando em consideração o benefício do diagnóstico precoce em relação a radiação ionizante nos pacientes. As características ósseas substancialmente alteradas encontradas em pacientes diagnosticados com artrite psoriática indicaram uma tendência à baixa densidade óssea em geral, deixando claro a importância da realização do exame nos pacientes com PS e APS.

Palavras-chave: Psoríase, Artrite Psoriática, Densitometria Óssea, Densidade Mineral Óssea, Proteção Radiológica.

Bibliografia:

1. Ávila DGF, Beltrán A, Patiños JL, Sanmiguel ER, Karam CM, Moreno OS, et al. Diagnóstico de Artritis Psoriática. *Revista Colombiana de Reumatol.* 2009;16:342-51.
2. Carneiro SCS, Oliveira MLW, Viana U, Miranda MJS, Azulay RD, Carneiro CS. Psoriasis: a study of osteoarticular involvement in 104 patients. *F Med Br.* 1994;109:121-5.
3. Cubas ER, Boeving A, Marcatto C, Santos CMC, Borba VCZ, Kulak CAM. Main causes of low bone mass in premenopausal women referred to a Metabolic Bone Clinic of Curitiba. *Arq Bras Endocrinol Metab.* 2006;50:914-9.
4. Harrison BJ, Hutchinson CE, Adams J, Bruce IN, Herrick AL. Assessing periarticular bone mineral density in patients with early psoriatic arthritis or rheumatoid arthritis. *Ann Rheum Dis.* 2002;61:1007-11.
5. Laverjadi V, Abedini R, Moghaddasi M, Nassiri SF, Goodarzi A. Bone mineral density is lower in male than female patients with plaque-type psoriasis in Iran. *Int J Womens Dermatol.* 2017;3:201-5.
6. YOSHIMURA, Elisabeth Mateus. Física das radiações. Oficina de Textos, 2016
7. Ng V, Gibbs A, Radovits B. Bone biomarkers and bone density measurements in psoriatic arthritis and rheumatoid arthritis patients prior to and following anti-TNF therapy. *Annals of the Rheumatic Diseases – The EULAR Journal* 2008:525.
8. Portaria ANVISA nº 453/98 – CONTER
9. PEREIRA, Aline Garcia; FLÔR, Rita de Cássia. Utilização de vestimentas de proteção radiológica para redução de dose absorvida: uma revisão integrativa da literatura. *Radiol Bras.* v. 44, n. 2, p. 97-103, 2011.
10. Raspe A, Matthis C, Scheidt-Nave C, Raspe H. European Study of Vertebral Osteoporosis (EVOS): design and implementation in 8 German study centers. *Med Klin.* 1998;93 Suppl 2:12-6.
11. Salem D, Talaat S, Abdel-Halim MR, Mohsen KM. Assessment of bone mineral density by dual x-ray absorptiometry in dermatological patients treated by corticosteroids. *Indian J Dermatol.* 2010;55:238-45.
12. TAUHATA, L.; SALATI, I. P. A.; PRINZIO, R. D.; PRINZIO, A. D. Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos. Rio de Janeiro: Ed. Instituto de Radioproteção e Dosimetria, 2005

International Joint Conference Radio 2022

Percepção sobre os riscos e consequências do tratamento do câncer por radiação

Padilha C.M.L.^{1,2,3,4,5*}, Ferreira R.P.⁶, Padilha Filho L.G.^{1,4,5}, de Souza S.A.L.¹

¹Universidade Federal do Rio de Janeiro / UFRJ. Rio de Janeiro, Brasil.

²Instituto Nacional de Câncer / INCA. Rio de Janeiro, Brasil.

³Pontifícia Universidade Católica / PUC-Rio. Rio de Janeiro, Brasil.

⁴Fundação Técnico Educacional Souza Marques / FTESM. Rio de Janeiro, Brasil.

⁵RadQualyCenter: RQC. Rio de Janeiro, Brasil.

⁶Universidade Estadual do Rio de Janeiro / UERJ. Rio de Janeiro, Brasil.

*catialeitepadilha@gmail.com

Introdução - No Brasil, alguns tipos de tumores malignos representam um problema de saúde pública. O câncer de colo uterino, por exemplo, ultrapassa o número de 6.500 mortes por ano. Para o ano de 2022, são esperados 16.710 casos novos, com um risco estimado de 15,38 casos a cada 100 mil mulheres [12]. Contudo, o rastreamento para a identificação das lesões precursoras se faz por meio do exame citopatológico da secreção cérvico-vaginal, conhecido popularmente como teste de Papanicolaou, é considerado seguro, barato e de fácil aceitação pela população, com sensibilidade e especificidade comprovadas, além de relação custo-efetividade favorável, neste estágio não há sinais e sintomas [7;21], na maioria dos casos só aparecem quando a doença está evoluída, necessitando de tratamentos mais invasivos, que podem provocar sequelas e por vezes apenas paliativos [10]. Neste caso, a cirurgia não é considerada efetiva em estágios mais avançados, do ponto de vista curativo, sendo o tratamento por radiação (radioterapia) preponderante nas pacientes com estágios avançados. Geralmente as pacientes com neoplasia maligna de colo uterino que são encaminhadas para radioterapia apresentam doença em estágios avançados [27]. Entretanto a radioterapia causa alterações que conduzem a algumas disfunções relacionadas especialmente ao sistema geniturinário, podendo interferir de forma significativa na vida sexual, além do impacto psicossocial, o qual, junto ao dano físico, leva ao comprometimento da qualidade de vida [5].

Objetivo - Analisar os impactos psicossociais causados nas pacientes submetidas a radioterapia por câncer de colo uterino.

Metodologia - O desenho metodológico envolveu um estudo de campo, descritivo, com abordagem de análise qualitativa, pois teve como base os significados das ações e relações das pacientes submetidas a radioterapia por câncer de colo uterino, um aspecto não perceptível ou captável quantitativamente. Dessa forma, a utilização de pesquisa qualitativa responde a questões específicas, em um contexto de realidade, que segundo Minado [16], este modelo não pode ser quantificado, pois são entendidas como “aquelas capazes de incorporar a questão do significado e da intencionalidade como inerentes aos atos, às relações e às estruturas sociais, sendo essas últimas tomadas tanto no seu advento quanto na sua transformação, como construções humanas significativas”. O trabalho foi submetido e aprovado pelo Comitê de Ética em Pesquisa CEP/INCA e teve o número do Certificado de Apresentação de Apreciação Ética (CAAE): 64287517.0.0000.5274.

Resultados - Participaram do presente estudo dez pacientes submetidas a radioterapia por câncer de colo uterino com idade entre 33 e 85 anos, com média de 52,2 anos. É importante relatar que a idade das pacientes no momento do diagnóstico variou de 26 a 80 anos, com média de 45,4 anos. Foi observado que algumas características sociodemográficas encontradas se assemelham com estudos realizados por outros autores, como média de idade predominante de 45 anos, baixa escolaridade e baixa renda [28;30]. A metade das pacientes (n=5) possui histórico familiar de câncer, 50% eram brancas e 50% pardas. Em relação ao hábito de fumar, 20% eram tabagista e 10% ex-tabagista, as demais nunca fumaram. Das entrevistadas, 20% se declararam etilista. A média de parceiros sexuais foi de 4 parceiros (variou de 1 a 16 parceiros sexuais). Quanto ao estado civil, 40% eram casadas, 20% solteiras, 20% viúvas e 20% com união consensual. A associação terapêutica entre radioterapia e quimioterapia foi a indicação para 6 pacientes (60%) e radioterapia exclusiva para 4 pacientes (40%). Todas as pacientes completaram o protocolo do tratamento com radiação realizado pela combinação da radioterapia externa: de megavoltagem na dose de 45 a 50Gy, em 25 frações, seguida de braquiterapia intracavitária: de alta taxa de dose (HDR), com micro fonte de Irídio 192, com 3 inserções de 8Gy, com intervalos semanais, totalizando 80Gy.

Discussão e Conclusão - De acordo com vários autores, o câncer promove reações devastadoras tanto no âmbito orgânico como no emocional, desencadeando sentimentos, desequilíbrios e muitos conflitos internos, além de

provocar sofrimentos tão intensos que conduzem a desorganização psíquica, principalmente em casos avançados [22;25]. Com esse estudo foi possível compreender que o diagnóstico e tratamento radioterápico do câncer de colo uterino, tem um impacto importante na vida das mulheres e seus familiares, porém com percepções, vivências e comportamentos diferentes em cada paciente. É importante destacar, também, que as questões da fé e da espiritualidade envolvem as emoções e convicções que remetem a reflexões como o significado e sentido da vida.

Referências Bibliográficas

1. ALMEIDA, L.H.R.B. de; PEREIRA, Y.B.A.S.; OLIVEIRA, T.A. de. Radioterapia: percepção de mulheres com câncer cérvico-uterino. Rev. Bras. Enferm. Brasília. V. 61, N. 4, P. 482-487, AUG. 2008.
2. BARDIN L. Análise de conteúdo. Lisboa: edição 70, 2000.
3. BARROS, D.O.; LOPES, R.L.M. Mulheres com câncer invasivo do colo uterino: suporte familiar como auxílio. Rev Bras Enferm. 2007;60(3):295-8.
4. BLECHA, F.P.; GUEDES, M.T. Tratamento de radiodermatite no cliente oncológico: subsídios para intervenções de enfermagem. Rev Bras Cancerol 2006; 52(2): 151-63.
5. CORRÊA, C.S.; LEITE, I.C.; *et al.* Sexual function of women surviving cervical cancer. Arch Gynecol Obstet. 2016 May;293(5):1053-63. doi: 10.1007/s00404-015-3857-0. Epub 2015 Sep 3. PMID: 26335186.
6. CARVALHO, M.M.M.J. Psico-oncologia: história, características e desafios. Psicologia USP, 2002, 13(1), 151-166.
7. DE BIE, R.P.; *et al.* Patients with cervical cancer: why did screening not prevent these cases? American Journal of Obstetrics and Gynecology, v. 205, n. 1, p. 64. e1-64. e7, 2011.
8. FERLAY, J.; *et al.* Estimates of worldwide burden of cancer in 2008. GLOBOCAN 2008. International Journal of Cancer, v. 127, n. 12, p. 2893-2917, 2010.
9. FRANCO, M.H.P. Uma mudança no paradigma sobre o enfoque da morte e do luto na contemporaneidade. In M. H. P. Franco (Org.), Estudos avançados sobre o luto (pp. 15-38). 2002, Campinas: Livro Pleno.
10. FREITAS F, *et al.* Rotinas em Ginecologia. 6ª ed. Porto Alegre; Artmed. 2011.
11. GUERRERO, G.P.; ZAGO, M.M.F.; SAWADA, N.O.; PINTO, M.H. Relação entre espiritualidade e câncer: perspectiva do paciente. Rev Bras Enferm. 2011;64(1):53-9.
12. INSTITUTO NACIONAL DE CÂNCER JOSÉ ALENCAR GOMES DA SILVA. Detecção precoce do câncer. Rio de Janeiro: INCA, 2021. Disponível em: <https://www.inca.gov.br/publicacoes/livros/deteccao-precoce-do-cancer> (abre em nova janela). Acesso em: 20 junho 2022.
13. JARROS, R.B.; DIAS, H.Z.J.; MÜLLER, M.C.; SOUSA, P.L.R. Estudo bibliométrico da produção brasileira na interface da psicologia com espiritualidade-religiosidade. Psic rev psicol vetor ed. 2008;9(2):251-8.
14. LÖWY, I. Preventive strikes: women, precancer, and prophylactic surgery. Baltimore: 2010. The John Hopkins University Press.
15. MENEZES, E.T.T. *et al.* Avaliação fisioterapêutica nas disfunções do assoalho pélvico consequente ao tratamento de câncer do colo do útero. Fisioterapia Brasil, v.18, n.2,p.189-196, 2017.
16. MINAYO, M.C.S. O desafio do conhecimento: pesquisa qualitativa em saúde. 9a ed. São Paulo: Hucitec; 2006. 406 p.
17. MUNDT, A.J.; LUJAN, A.E.; *et al.* Intensity-modulated whole pelvic radiotherapy in women with gynecologic malignancies. Int J Radiat Oncol Biol Phys 2002, 52(5):1330-1337.
18. NOVOA, A.V.; ECHEGOLLEN, A.G. Epidemiología del cancer de cérvix em Latinoamérica. Ginecol Obstest Mex. v.69, p. 243 – 246, 2001.
19. OLIVEIRA, M.S.; FERNANDES, A.F.C.; GALVÃO, M.T.G. Mulheres vivenciando o adoecer em face do câncer cérvico-uterino. Acta paul enferm. 2005;18(2):150-5.
20. OWEN, J.; KLAPOW, J.; HICKEN, B.; TUCKER, D. Psychosocial interventions for cancer: review and analysis using a three-tiered outcomes model. PsychoOncology, 2001, 10(3), 218-230.
21. PADILHA, C.M.L.; ARAÚJO JUNIOR, M.L.C.; DE SOUZA, S.A.L. Cytopathologic evaluation of patients submitted to radiotherapy for uterine cervix cancer Rev Assoc Med Bras 2017; 63(4):379-385.
22. PENNA, T.L.M. Dinâmica Psicossocial de famílias de pacientes com câncer. Em: J. Mello Filho & M. Burd (Orgs.). Doença e família. 2004, São Paulo: Casa do psicólogo.
23. PERES, R.S. & SANTOS, M.A. Breast cancer, poverty and mental health: emotional response to the disease in women from popular classes. Revista Latino-Americana de Enfermagem, 15 (número especial), 2007, 786-791.
24. PORTO, A.O. Pacientes oncológicos: respostas emocionais frente a doença. Monografia não publicada. Curso de Graduação em Psicologia, Centro Universitário de João Pessoa. 2004, João Pessoa, PB.
25. REDONDO, P.A.A. A ansiedade em familiares cuidadores de doentes oncológicos: programa de intervenção cognitiva-comportamental. [dissertação mestrado]. Lisboa: Secção de psicologia clínica e da saúde/núcleo de psicoterapia cognitiva-comportamental e integrativa; 2009.
26. ROMEIRA, R.C.P.M. Algumas implicações psicológicas da testagem genética para câncer de mama/ovário. Psicol. Am. Lat., México, n. 9, abr. 2007.

27. ROSE, P.G; BUNDY, B.N.; WATKINS, E.B, *et al.* Concurrent cisplatin-based radiotherapy and chemotherapy for locally advanced cervical cancer. *N Engl J Med* 1999;340:1144–1153.
28. SILVA, V.C.E. O impacto da revelação do diagnóstico de câncer na percepção do paciente. [dissertação]. Ribeirão Preto (SP): Escola de Enfermagem de Ribeirão Preto, Universidade de São Paulo; 2005.
29. STANLEY, M.A. Epithelial cell responses to infection with human papillomavirus. *Clin Microbiol Rev* [Internet]. 2012 Apr; [cited 2017 Dec 8]; 25(2):215-22. Available from: <https://www.ncbi.nlm.nih.gov/pmc/articles/PMC3346303/>
30. THULER, L.C.S.; AGUIAR, S.S.; BERGMANN, A. Determinantes do diagnóstico em estadio avançado do câncer do colo do útero no Brasil. *Rev. Bras. Ginecol. Obstet.* [online]. 2014, vol.36, n.6, pp.237-243. ISSN 0100-7203. <http://dx.doi.org/10.1590/S0100-720320140005010>.
31. YUAN, G.; WU, L.; HUANG, M.; LI, N. A phase II study of concurrent chemo-radiotherapy with weekly nedaplatin in advanced squamous cell carcinoma of the uterine cervix. *Radiation Oncology* 2014, 9:55.

International Joint Conference Radio 2022

Análise Das Alterações Celulares Induzidas Pela Radiação Ionizante

Padilha C.M.L.^{1,2,3,4,5*}, Ferreira R.P.⁶, Padilha Filho L.G.^{1,4,5}, de Souza S.A.L.¹

¹Universidade Federal do Rio de Janeiro / UFRJ. Rio de Janeiro, Brasil.

²Instituto Nacional de Câncer / INCA. Rio de Janeiro, Brasil.

³Pontifícia Universidade Católica / PUC-Rio. Rio de Janeiro, Brasil.

⁴Fundação Técnico Educacional Souza Marques / FTESM. Rio de Janeiro, Brasil.

⁵RadQualityCenter: RQC. Rio de Janeiro, Brasil.

⁶Universidade Estadual do Rio de Janeiro / UERJ. Rio de Janeiro, Brasil.

*catialeitepadilha@gmail.com

Introdução – O câncer é a segunda causa morte da população mundial, os tumores malignos de colo uterino representam um grave problema de saúde pública nos países da América Latina [1;9]. Esse câncer é o segundo tipo de tumor mais frequente na população feminina [5;6;7]. A incidência no mundo inteiro, segundo a Organização Mundial de Saúde (OMS) foi de 530 mil novos casos, sendo 85% deles em países em desenvolvimento, onde ocorrem 13% de todos os cânceres femininos 157,158. As regiões que apresentam alto risco para câncer de colo de útero são: (i) África com mais de 30 casos por 100.000 mulheres, (ii) Centro Sul da Ásia com 24,6 por 100.000 mulheres e (iii) América do Sul com 23,9 por 100.000 mulheres. As taxas são mais baixas na Ásia Ocidental, na América do Norte e na Austrália (menos de seis por 100.000) [13;14]. No Brasil, segundo o Ministério da Saúde, a doença tem uma incidência média que foi estimada para o ano de 2010 de 18,43 novos casos para cada 100.000 mulheres [2]. A incidência varia conforme as regiões do país, a mais alta é encontrada no estado do Amazonas com 31,18 casos a cada 100.000 mulheres. O Rio Grande do Sul, por sua vez, tem a incidência estimada em 21,53 casos/100.000 em 2010 [8]. A grande maioria das pacientes com neoplasia maligna de colo uterino, que são encaminhadas para radioterapia, apresenta doença em estágios avançados, este fato determina altos índices de recidiva loco-regional [12;13;17]. A radiação causa efeitos celulares, por vezes similares as alterações dos tumores recidivantes ou recorrentes. Lesões induzidas pela radiação num organismo começam sempre com alterações químicas a nível atômico e molecular. As alterações biológicas resultantes da radiação tornam-se aparentes somente passado algum tempo (período de latência), que pode variar desde minutos, a semanas ou até mesmo anos, dependendo do sistema biológico e da dose inicial. Somente uma fração da energia da radiação depositada provoca alterações químicas, a maior parte da energia é depositada como calor, que tem pouco significado biológico [3].

Objetivo – Portanto o objetivo do presente trabalho foi descrever as principais alterações citológicas induzidas pela radiação durante o seguimento das pacientes com câncer de colo uterino.

Metodologia – O estudo teve como base uma abordagem observacional, descritiva e analítica das pacientes expostas a radiação (pós-radioterapia por câncer de colo uterino), e dos exames citopatológicos realizados no Hospital do Câncer II – RJ / INCA. O trabalho foi submetido e aprovado pelo Comitê de Ética em Pesquisa CEP/INCA e teve o número do Certificado de Apresentação de Apreciação Ética (CAAE): 57701616.6.0000.5274. Foram reanalisados todos os esfregaços pós-radioterapia das pacientes incluídas. Os aspectos citopatológicos e informações do diagnóstico foram catalogados em instrumento criado para esse fim. As lâminas foram oriundas dos arquivos da Divisão de Patologia do Instituto do Câncer/INCA, coradas segundo o método de Papanicolaou. Os laudos foram organizados com base no Sistema Bethesda / 2001. Todos os dados, incluindo os diagnósticos cito-histopatológicos foram catalogados em planilha utilizando a ferramenta *Microsoft Excel* para análise e documentação fotográfica.

Resultados – Das 407 pacientes incluídas no estudo, foram reanalisados 2168 esfregaços citopatológicos. As principais alterações actínicas observadas, foram: aumento / ativação nuclear, aumento citoplasmático, gigantismo celular, pleomorfismo celular, vacuolização citoplasmática, anisocariose, infiltrado leucocitário, macro e múltiplos nucléolos, anofilia, cariorrexis, picnose nuclear, vacuolização nuclear, binucleação, necrose, multinucleação e diskeratose.

Conclusão e Recomendação – É importante junto a análise dos efeitos actínicos (induzidos pela radiação) a observação criteriosa do histórico da paciente (clínico e laboratorial), desta forma impactará positivamente no prognóstico terapêutico. Com base no presente trabalho, assim como na literatura atualizada, para o

acompanhamento das pacientes pós-radioterapia por câncer de colo uterino, é recomendada a realização da citologia, preferencialmente em meio líquido.

Referências Bibliográficas

1. Arrossi S, Sankaranarayanan R, Parkin DM. Incidence and mortality of cancer cervical in Latin America. *Salud Publica Mex.*, v 45 Suppl 3:S306-314, 2003.
2. Brasil, Ministério da Saúde, Secretaria de Atenção à Saúde, Departamento de Atenção Básica. Rastreamento (Série A: Normas e Manuais Técnicos. Cadernos de Atenção Primária nº29). Brasília: Brasil, 2010.
3. Bushberg JT, Seibert JA, Leidholdt EM, Boone JM. *The essential physics of medical imaging*. 2nd ed. Philadelphia: Lippincott Williams & Wilkins; 2002.
4. Ferlay J. et al. Estimates of worldwide burden of cancer in 2008: GLOBOCAN 2008. *International Journal of Cancer*, v. 127, n. 12, p. 2893-2917, 2010.
5. INCA, Instituto Nacional do Câncer. Programa Nacional de Controle de Câncer de Colo do Útero. 2013. Disponível em: <http://www.inca.gov.br/>. Acesso em: 08 abril 2016.
6. INCA, Instituto Nacional do Câncer. Tratamento do câncer de colo de útero. Acesso: 08 junho / 2021 Disponível em: http://www2.inca.gov.br/wps/wcm/connect/tiposdecancer/site/home/colo_uterio/tratamento1
7. INCA – Instituto Nacional de Câncer. Câncer de colo uterino. Atualização: 14/08/2020, Brasil. Disponível em: <https://www.inca.gov.br/tipos-de-cancer/cancer-do-colo-do-uterio> Acesso: 05/01/2021.
8. INSTITUTO NACIONAL DE CÂNCER JOSÉ ALENCAR GOMES DA SILVA. Detecção precoce do câncer. Rio de Janeiro: INCA, 2021. Disponível em: <https://www.inca.gov.br/publicacoes/livros/deteccao-precoce-do-cancer> (abre em nova janela). Acesso em: 20 junho 2022.
9. Novoa AV, Echegollen AG. Epidemiología del cancer de cérvix em Latinoamérica. *Ginecol Obstet Mex.* v.69, p. 243 – 246, 2001.
10. Padilha, CML. Citopatologia como Método para o Diagnóstico de Candidíase Oral. 115p. Dissertação (Mestrado em Patologia) – Faculdade de Medicina. Universidade Federal Fluminense, 2014.
11. Padilha CML, Feliciano GD, Padilha Filho LG. Analysis of Actinic Effect after Radiotherapy in the Uterine Cervix Carcinomas. *The Journal of American Science*, 1(1), 2005:17-22.
12. Padilha CML, Araújo Junior MLC, de Souza SAL. Cytopathologic evaluation of patients submitted to radiotherapy for uterine cervix cancer *Rev Assoc Med Bras* 2017; 63(4):379-385.
13. WHO. World Health Organization. (2021). *National Cancer Control Programmes: Policies and Managerial Guidelines*. Geneva, Switzerland: World Health Organization.
14. WHO, World Health Organization. *World Cancer Report: Cancer research for cancer prevention*. Edited by Christopher P. Wild, Elisabete Weiderpass, And Bernard W. Stewart, Lion, 2020.
15. Widel M, Kolosza Z, Jedrus S, et al. Micronuclei assay in vivo provides significant prognostic information in human cervical carcinoma; the updated analysis. *Int. J. Radiat. Biol.*, vol. 77. no. 5, p. 631-36, 2001.
16. Windschall A, Ott OJ, Sauer R, Strnad V. Radiation Theraay abd simultaneous chemotherapy for recurrent cervical carcinoma. *Strahlenther Onkol* 2005; 181:545- 50.
17. Yuan G. et al. A phase II study of concurrent chemo-radiotherapy with weekly nedaplatin in advanced squamous cell carcinoma of the uterine cervix. *Radiation Oncology* 2014, 9:55.

Livro de RESUMOS

Proteção radiológica em gamagrafia industrial



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Medidas Operacionais em *Bunker* Utilizado para Operações de Gamagrafia com uso de Fontes de ^{192}Ir

T.S. Carneiro^a, R. S. F. Dam^{a,b}, W. L. Salgado^{a,b}, C. M. Salgado^a

^aInstituto de Engenharia Nuclear

^b Programa de Engenharia Nuclear, Universidade Federal do Rio de Janeiro

e-mail:tatianasc78@hotmail.com

Introdução

A Radiografia Industrial é uma prática que utiliza fontes radioativas de alto risco radiológico, segundo o Sistema de Categorização da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) [1]. Além disso, a proteção em instalações onde esta prática é realizada tem sido uma preocupação mundial por décadas. Por este motivo, as operações de gamagrafia devem ser realizadas preferencialmente em *bunkers*, que são recintos fechados, especialmente projetados para blindar a radiação emitida pela fonte radioativa. Caso um *bunker* não possua uma geometria em labirinto, é preciso verificar se os níveis de radiação medidos em seu portão de acesso e proximidades estão dentro dos limites de dose estabelecidos pela norma, 20 mSv anuais para Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOE) e 1 mSv anual para Indivíduos do Público (IP). Diferentes estudos têm sido realizados visando a maior segurança dos IPs e IOEs durante as operações de gamagrafia. Cleland *et al.*, apresentou equações básicas e exemplos para avaliar os efeitos da radiação espalhada na construção de novas instalações de irradiação [2]. Sangrok Kim utilizou uma fonte de ^{192}Ir para medir os níveis de radiação ao longo de labirintos de instalações para ensaios não destrutivos [3]. Recentemente, Bünyamin Aygün desenvolveu um material de blindagem em aço inoxidável de alta liga para radiação gama [4]. Portanto, o presente trabalho tem como objetivo realizar medidas operacionais em pontos pré-estabelecidos do lado de fora do portão de acesso a um *bunker* de uma empresa para verificar se os níveis de radiação estão de acordo com a Norma CNEN-NN-3.01 da Comissão de energia Nuclear (CNEN) [5].

Metodologia

As medidas operacionais, por meio da dose equivalente ambiente (H^*), foram realizadas com um medidor de radiação digital do tipo geiger müller, da marca Automess, modelo 6150 AD5, previamente aferido. Foi utilizado um irradiador da marca Sentinel, modelo 880 Sigma e foi realizada a exposição de uma fonte radioativa selada de ^{192}Ir com 0,4 TBq de atividade. Para realização das medições, o terminal de exposição foi posicionado no interior do *bunker* de gamagrafia, a uma distância de 4 m do seu portão de acesso e a 1 m da superfície do solo. Foram realizadas 4 medições, ambas com 3 leituras com um tempo de medida de 10 s e realizou-se o cálculo da média e desvio padrão. Na primeira medição, o detector de radiação foi posicionado na face externa do portão de acesso (P0) ao *bunker* e nas demais medições, o detector foi posicionado a 1 (P1), 2 (P2) e 4 m (P3) da face externa do portão (P0). Em todas as medições, o detector foi posicionado a 1 m do solo, na direção do terminal de exposição. O *bunker* estudado possui medidas internas, altura de 4,53 m, comprimento de 13,9 m, largura de 4 m e paredes de concreto com espessura de 0,9 m. Além disso, possui único portão de acesso construído de ferro, com espessura de 0,042 m, 3,34 m de largura e 4,5 m de altura. Os valores encontrados nas medições foram comparados com os limites de dose para IOEs e IPs, estabelecidos na Norma CNEN-NN-3.01 [5]. Uma representação do *bunker* com as principais medidas utilizadas nos experimentos é apresentada na Figura 1.

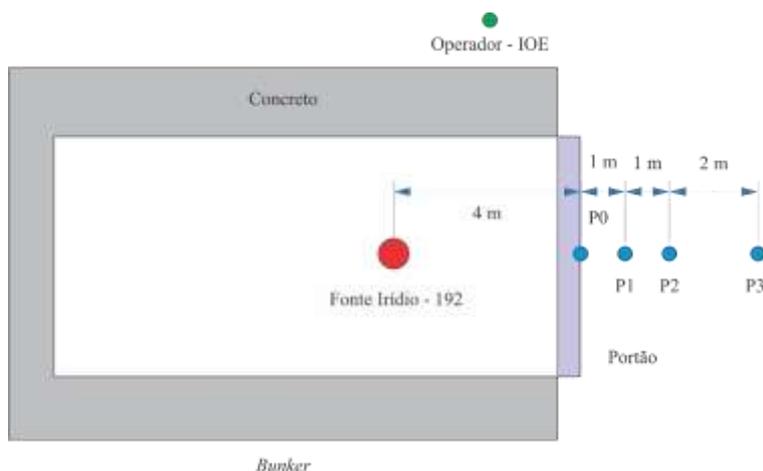


Figura 1 – Representação esquemática do bunker analisado.

Resultados

Os valores das medições realizadas com o detector posicionado na face externa do portão de acesso (P0) e posicionado a 1 m do portão (P1) são comparados com os valores de limites de dose horários para IP e IOE, calculados a partir dos limites anuais (Norma CNEN-NN-3.01 [5]) e que são apresentados na Tabela 1.

Tabela 1 – Comparação de valores medidos com a norma da CNEN.

Limite de Dose (Norma)			Valores medidos H* (μSv/h)
Carga de Trabalho	IP	IOE	
Hora	0,5	10	P0 = 44,7 P1 = 24,7 P2 = 15,3 P3 = 4,7

É possível observar que o limite de dose horário para IOE determina o tempo que um IOE poderá permanecer em determinada região. Neste caso, de forma hipotética, o IOE poderia permanecer junto ao portão por até 8 horas diárias, visto que o operador se posiciona na lateral do bunker protegido pela parede do bunker, onde a dose se aproxima de radiação de fundo (1μSv/h). No entanto, o limite de dose horário para IP indica que o mesmo não poderia ficar sequer a 4 m do portão, quando os ensaios radiográficos estiverem sendo realizados, visto que para todas as posições (P0, P1, P2 e P3) os limites são excedidos. Na realidade, deve-se ter uma área demarcada que impossibilitasse o acesso dos IPs durante a operação de gamagrafia.

Conclusões

Pode-se inferir que, tendo em vista que o limite de dose horário para IP foi excedido em todas as posições das medições realizadas, é preciso pensar na utilização de um recuo sinalizado com maior raio do que o existente, como área supervisionada, para evitar a passagem e/ou permanência dos IPs nas proximidades do portão de acesso ao bunker, durante as operações de gamagrafia. Adicionalmente, visando a proteção e segurança desses indivíduos, deve-se comunicar previamente ao início da realização das operações este fato aos IPs. Quanto aos IOEs, deve-se sempre procurar permanecer na posição protegida pela blindagem do bunker o maior tempo possível, evitando transitar na região do portão.

Referências

- [1] IAEA – International Atomic Energy Agency. Categorization of Radioactive Sources, Safety Standards RS-G-1.9, Vienna, 2005. <https://www.iaea.org/publications/7237/categorization-of-radioactive-sources>
- [2] Cleland, M. R., Galloway, R. A., Brown, D.F.. X Ray Scattering in the shielding of industrial irradiation facilities. Physics Procedia 90, 2017. <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1875389217302080>
- [3] Kim, Sangrok, Gamma radiation transmission along the multibend mazes. Applied Radiation and Isotopes 114, 2016. <https://pubmed.ncbi.nlm.nih.gov/27180220/>
- [4] Bünyamin, A., High alloyed new stainless steel shielding material for gamma and fast neutron radiation. Nuclear Engineering and Technology 52, 2020. <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1738573319304516>
- [5] Norma CNEN NN 3.01 Resolução 164/14 Março/2014. Diretrizes básicas de proteção radiológica.

International Joint Conference Radio 2022

Regulação e Fiscalização de Irradiadores Gama de Alimentos

Natividade^a M. A., Alonso^aT.C., Mesquita^a A. Z.

^aCentro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN,
Campus da UFMG, Pampulha, CEP 31270-901, Belo Horizonte - MG, Brasil.

marianaalonsonatividade04@gmail.com

Introdução:

A irradiação de alimentos consiste em um processo físico que submete os alimentos embalados ou a granel a doses de radiações ionizantes, que são energias altas o suficiente para desalojar os elétrons dos átomos e das moléculas e convertê-los em partículas eletricamente carregadas, os íons (MESQUITA, 2022). Muitos são os métodos empregados no processamento e conservação dos alimentos, como a pasteurização, o congelamento, o resfriamento entre outros. Dentre esses métodos, merece destaque a irradiação de alimentos, que consiste em submeter o alimento a doses controladas de radiação ionizante. A radiação ionizante atua direta e/ou indiretamente nos microrganismos, mais precisamente na molécula de DNA e RNA, inibindo a sua reprodução e crescimento. Somado a isso, as radiações ionizantes podem ser responsáveis pelas oxidações destrutivas das estruturas lipoproteicas das membranas celulares (CORRE; VENAILLE, 1994). O efeito da radiação ionizante e a eficiência de determinada dose de radiação sobre os microrganismos dependem da radiorresistência do microrganismo.

A utilização da radiação ionizante para a conservação de alimentos é estudada há várias décadas e está regulamentada nos EUA pelo Food and Drug Administration (FDA). A partir de 1997 a World Health Organization (WHO) liberou a utilização da técnica para todo tipo de alimento, após estudos comprovarem que a técnica não é nociva à saúde (WHO, 2021). No Brasil, os primeiros estudos sobre a irradiação de alimentos foram realizados pelo Centro de Energia Nuclear na Agricultura (Cena), na década de 50 (CENA, 2021). Atualmente, a legislação brasileira segue as recomendações internacionais sugeridas pela Food and Agriculture Organization (FAO), a International Atomic Energy Agency (IAEA) e Codex Alimentarius (FAO, 2022), (IAEA, 2022), (ANVISA, 2021).

Para esta finalidade industrial existem dois tipos de instalações que irradiam alimentos que são autorizadas por lei. São eles: Irradiadores por fontes (cobalto 60 e césio 137) e Irradiadores por equipamentos geradores de radiação (raios-x e feixe de elétrons) (VITAL, 2012). As formas de irradiar esses alimentos são a radurização que é o método em que são aplicadas pequenas doses de radiação no alimento para reduzir a velocidade de amadurecimento de frutas, não permitindo o brotamento. A radapertização ou esterilização é o tratamento do alimento com uma dose de energia ionizante suficiente para prevenir a decomposição e a toxidez de origem microbiana, sejam quais forem o tempo e as condições de armazenamento do produto. Desde que este não seja contaminado novamente. A radiopasteurização ou radiciação é o método em que se utiliza uma quantidade de radiação maior que a utilizada na radurização e menor do que a utilizada na radapertização para eliminar micro-organismos na superfície do alimento.

O escopo deste trabalho é o levantamento, análise e evolução da legislação nacional e internacional relacionada com as práticas irradiação ionizante em alimentos. Para elaboração deste projeto foi realizada revisões bibliográficas, consultas em legislações nacionais e internacionais, pesquisas em livros, sites na Internet e na documentação do Laboratório de Irradiação Gama do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Neste centro de pesquisa encontra-se um irradiador panorâmico de pesquisa com fonte de cobalto - 60, sendo o único deste porte no Estado de Minas Gerais.

Metodologia:

Foi realizado um levantamento da legislação nacionais e internacionais de controle das ações praticadas pelos operadores e equipe dos trabalhadores das instalações de irradiação ionizante, com destaque a irradiação de alimentos. Isto é importante para regularizar determinada matéria ou ciência e organizar a vida de um país, ou seja, o que popularmente se chama de ordem jurídica e que estabelece condutas e ações aceitáveis ou recusáveis de um indivíduo, instituição ou empresa. Por meio das legislações vigentes encontra-se às que beneficiam a irradiação de

alimentos. Apesar de ser um método utilizado há muito tempo, foi proposta pela primeira vez, em 1905, conforme a patente inglesa nº1609 de 26 de janeiro de 1905, requerida por Appleby e Banks, (MODANEZ, 2012).

Resultados:

O presente artigo classifica-se quanto aos fins em exploratória e quanto aos meios é um trabalho de natureza, substancialmente, bibliográfico e documental. Foi apresentada uma linha temporal sobre a evolução da legislação no Brasil e no mundo e caracterizado a importância das diretrizes que envolvem a irradiação de alimentos. Foi realizado um levantamento da evolução da legislação sobre irradiação de alimentos e as doses autorizadas para utilização da irradiação conforme a legislação.

Foi avaliada a aplicabilidade da legislação nas instalações que irradiam alimentos, considerando as exigências dos vários órgãos do governo. As diretivas sobre irradiação de alimentos foram adotadas há mais de 20 anos nos países desenvolvidos. Não foram alterados de forma significativa, apesar do progresso tecnológico no domínio das radiações ionizantes. Em 2002 um novo e abrangente quadro legislativo foi adotado na União Europeia para a segurança alimentar e outras evoluções significativas, como a crescente globalização do comércio alimentar e a crescente preocupações.

Conclusões:

O regulamento técnico estabelece que o objetivo do uso das irradiações de alimentos para qualidade final do produto, define que o processo submete o alimento embalado ou a granel, a doses controladas de radiação ionizante com a finalidade sanitária, fitossanitária e ou tecnológica (ANVISA, 2001).

A maioria dos alimentos não têm suas propriedades nutricionais alteradas, desde que obedecidas às doses de radiação, recomendadas para cada tipo de alimento (FARKAS, 2006). A tecnologia da introdução da irradiação de alimentos no Brasil ocorre desde o final dos anos 60. Durante as décadas posteriores, houve uma evolução juntamente com o apelo desta tecnologia no mundo. A legislação Brasileira começou uma movimentação sobre a irradiação nos anos 60.

A tecnologia utilizada para a irradiação de alimentos favorece o fornecimento da segurança alimentar e nutricional. Além de ser um método de processamento de alimentos limpo e seguro, garantindo o aumento da oferta de alimentos de alta qualidade biológica, sanitária e nutricional. Contribuindo com a promoção de um estado nutricional privilegiado e sustentável para todos os povos e, conseqüentemente, formando homens mais produtivos e países mais competitivos.

Referências:

- MESQUITA, A.Z. Energia Nuclear – Uma Introdução. Editora da Universidade Federal do Paraná (UFPR). 135p. 2022 (em edição).
- FERREIRA, A.S. *et al.* National standards for processing food irradiation. Braz. J. of Develop., Curitiba, v. 6, n. 7, p. 43201-43213. 2020. DOI:10.34117/bjdv6n7-075.
- ANVISA - Agência Nacional de Vigilância Sanitária. Resolução. RDC nº 21, de 26 de janeiro de 2001. Aprova o Regulamento Técnico para Irradiação de Alimentos, revogando a Portaria nº 09 DINAL/MS de 1985 e Portaria nº 30 de 1989. Diário Oficial da União, Brasília, 29 de jan. de 2001.
- CENA - Centro de Energia Nuclear na Agricultura. Irradiação de Alimentos. Disponível em: <<http://www.cena.usp.br>> Acesso em: 15.10.2021.
- CORRE, F. L.; VENAILLE, L. Tratamientos con radiaciones ionizantes. In: Bourgeois, C.M.; Mescle, J. F.; Zucca, J. Microbiologia alimentária: aspectos microbiológicos de la seguridad y calidad alimentaria. 438 p. cap. 4, p. 357- 381. Zaragoza: Acibia, 1994.
- FARKAS, J. Irradiation for better foods. Trends Food Science Technology. v. 17, p. 148- 152, 2006.
- FAO - Food and Agricultural Organization. Disponível em <<http://www.fao.org/home/en/>> Acesso em: 11.02.2022.
- IAEA - International Atomic Energy Agency. Disponível em: <<http://www.iaea.org/>>. Acesso em: 10.01.2022.
- LADEIRA, L.C.D. Desenvolvimento de um Sistema para Automação & Controle de Irradiações de Curta Duração em Irradiadores Gama Panorâmicos com Estocagem a Seco. Tese Doutorado. Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN). Belo Horizonte. 2015.
- MODANEZ, L. Aceitação de alimentos irradiados: Uma questão de educação. Tese Doutorado. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (Ipen) – São Paulo. 2012.
- VITAL, H. C. Irradiação de Materiais - Sessão de energia nuclear do Instituto Militar de Engenharia, p.27-28. 2012.
- WHO - World Health Organization. Disponível em: <<http://www.fao.org/fao-who-codexalimentarius/en/>> Acesso em: 10.11.2021.

Livro de RESUMOS

Proteção radiológica ocupacional



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Exposição à radiação na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – CNAAA, uma análise dos últimos 25 anos.

Assunção^a H.S, Amarante^a J.W., Ramos^a M.A.P., Sá^a M.S

^aEletrobras Eletronuclear, Angra dos Reis – RJ, Brasil

heliosa@eletronuclear.gov.br

Introdução: A Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) estabeleceu na Norma CNEN NN 3.01 (Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica) os limites para exposição à radiação para os Indivíduos Ocupacionalmente Expostos e para os Indivíduos do Público. A norma CNEN NN 3.01 permite uma dose anual de radiação de até 50 mSv para o IOE, desde que não seja ultrapassada a média de 20 mSv em cinco anos consecutivos, já para o Indivíduo do Público o limite anual é de 1 mSv. Recentemente, foi realizado um estudo histórico de exposição à radiação na CNAAA, referente aos trabalhadores ocupacionais que atuam, ou já atuaram, na instalação. Trata-se de uma pesquisa que cobre os últimos 25 anos de Operação das Usinas, contemplando cerca de 17 mil trabalhadores. Conforme previsto pelo Serviço de Proteção Radiológica da CNAAA, as exposições à radiação por parte desses trabalhadores, acumuladas ao longo dos últimos 25 anos, ficaram muito abaixo dos limites anuais estabelecidos por norma.

Metodologia: O estudo utilizou resultados de doses que foram fornecidos por laboratórios certificados pela CNEN, os indivíduos foram classificados em faixas de acordo com a dose efetiva acumulada no período compreendido entre 1995 e 2020. Os resultados foram plotados em gráficos para análise da quantidade de indivíduos por dose efetiva acumulada anualmente, quantidade de indivíduos por dose efetiva acumulada ao longo de todo o período e dose máxima anual ao longo do período. Os dados foram obtidos através do sistema de controle de acesso eletrônico da proteção radiológica, por onde se faz o controle de trabalhos realizados nas áreas controladas da CNAAA.

Resultados: Na análise de quantidade de indivíduos por faixa de dose acumulada em 25 anos, verifica-se que a maior quantidade de IOE mantem-se na primeira classe (Fig. 1), com 67% dos indivíduos. A primeira classe seria a correspondente as ocorrências de dose abaixo do nível de registro, mesmo que este nível de registro tenha sido alterado recentemente (janeiro de 2019), as ocorrências do antigo nível de registro também foram agrupadas nessa classe.



Figura 1 – indivíduos agrupados em faixas de dose acumuladas em 25 anos

Foram destacados os maiores valores de dose acumuladas anualmente, para o mesmo período de 25 anos, evidenciando que não houve, em nenhum dos anos, ocorrência com valor superior aos estabelecidos em norma, conforme figura 2.

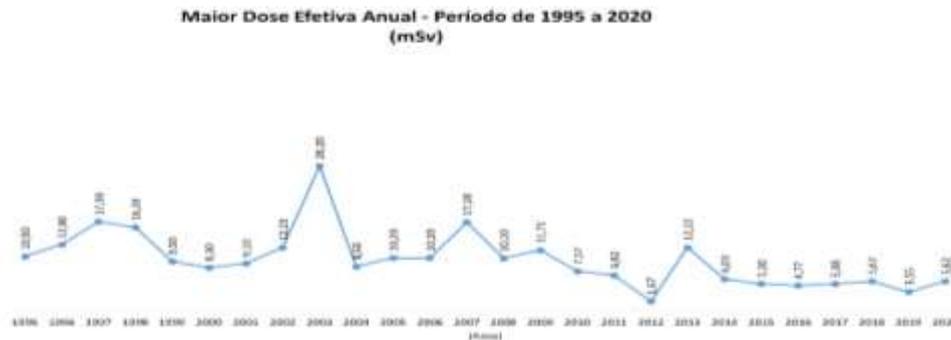


Figura 2 – maior dose efetiva acumulada anualmente ao longo dos anos.

Em última análise (Figura 3a/b), as doses foram organizadas anualmente e agrupadas com as mesmas faixas de doses da figura 1, mais uma vez os resultados foram concentrados na faixa de dose de menor valor.

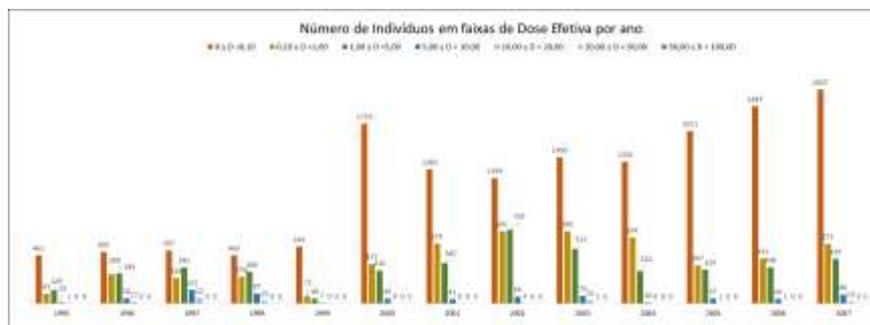


Figura 3a – Faixas de doses efetivas anuais de 1995 a 2007.

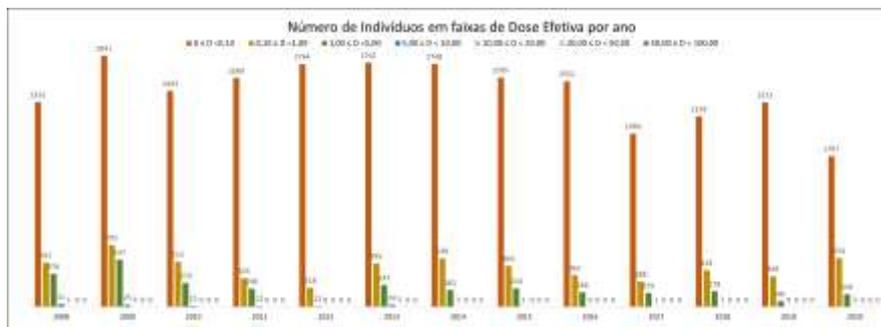


Figura 3b – Faixas de doses efetivas anuais de 2008 a 2020.

Conclusões: Quando se trata de radiação, minimizar a exposição dos trabalhadores é fundamental para assegurar a saúde e o retorno seguro para seus lares, após cada jornada de trabalho. Os resultados de doses baixas na CNAAA são fruto de um trabalho coletivo, que envolve todos os Departamentos da Empresa, desde o emprego de equipamentos de engenharia ao treinamento e conscientização dos IOE. O acompanhamento de serviços, contabilização e controle de parâmetros radiológicos de forma ativa são o núcleo desse trabalho coletivo, que nos permitiu alcançar os resultados existentes atualmente.

Referências: Norma CNEN NN 3.01 - Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica.

International Joint Conference Radio 2022

Occupational Radiological Protection in Decommissioning Unit of Caldas in 2021

Dantas^a M. V. A., Py Junior^a D. A.

^aIndústrias Nucleares do Brasil - INB, Rodovia Poços Andradas, Km 20,6. Caldas, MG

marcelino@inb.gov.br

Introduction:

Currently the activities carried out in Decommissioning Unit of Caldas, DUC, fulfils two general goals, that are: i) The required actions which are necessary to improve plans and programs relative to the environmental and nuclear management of the unit, as well as maintenance and improvement of control structures of environmental liability, regularizing the safety conditions of the installation; ii) The required previous actions which are necessary to develop the abandonment plan in terms of the nuclear regulation and the degraded area recovery plan in terms of the Brazilian environmental legislation.

In order to attend the Brazilian nuclear legislation, the execution of the planning actions in DUC complies with the Occupational Radiological Protection Plan, ORPP, which has as specific goal to systematize radiological protection procedures in order to ensure doses control for all occupational exposed individuals in DUC. This work presents the results achieved with the implementation of this ORPP during the year of 2021 in DUC.

Methodology:

Results of the Occupational Radiological Protection Program, ORPP, presented in this work comprise inspections and verifications of operational areas; individual monitoring of occupationally exposed individuals; and monitoring of working areas.

The presented individual monitoring program includes:

- 1) Aerosol individual monitoring program: committed dose estimation by means of aerosol sampling and total alpha radiometry of samples; 27 measurements were made during the year;
- 2) Radon daughters individual monitoring program: radon daughters individual monitor use; 112 measurements were made during the year;
- 3) Dose due to external exposure monitoring program: use of Optical Stimulated Luminescence Dosimeter, OSLD; and use of direct measurement electronic dosimeter; mensal measurements were made in 138 users of OSLD dosimeter; and 2,638 measurements with electronic dosimeters were made during the year.

The presented area monitoring program includes:

- 1) Dose rate due to external exposure monitoring program: use of hand monitor "geiger müller" type; use of hand monitor scintillation type, with sodium iodide thallium activated (NaI-Tl); 114 measurements were made during the year;
- 2) Long lived aerosol monitoring program: aerosol sampling with total alpha radiometric analysis of samples; 99 measurements were made during the year;
- 3) Surface contamination monitoring program: use of hand monitor pancake type; and use of the grab sampling method; 780 measurements were made during the year.

Results:

The highest measured values during the year are shown below:

Individual monitoring:

- Aerosol individual monitoring program: 1.96E-01 $\mu\text{Sv/h}$;
- Radon daughters individual monitoring program: 4.29E-02 $\mu\text{Sv/h}$;
- Dose due to external exposure monitoring program:
 - OSLD: 4.4 mSv/year;
 - Electronic dosimeter: 6.42 mSv/h.

Area monitoring:

- Dose rate due to external exposure monitoring program: 7.07 $\mu\text{Sv/h}$;
- Long lived aerosol monitoring program: 7.81E-03 Bq/m^3 ;
- Surface contamination monitoring program:
 - Pancake: 2.05 Bq/cm^2 ;
 - Grab sample: 1.98E-02 Bq/cm^2 .

During the year of 2021 the ORPP made 108 inspections in radiation sources of DUC. In the open sources the risk of dispersion of contaminants were checked, by counting erosion numbers and by checking their risk conditions; by checking the conditions of channels, water streams, basins, ponds and dams. With the closed sources the package integrities were checked and the presence of radiation sources in improper places were detected and corrected.

During the year of 2021, the ORPP made 117 radiological protection inspections in the areas of DUC, checking singing conditions, access clearance and radiological radiation sources places.

Conclusions:

It is possible to conclude that the estimated annual doses of occupational exposed individuals were below the 20 mSv/year dose limit of CNEN Norm – NN – 3.01. The estimated doses of visitors and inspectors are below the 1 mSv/year dose limit established by the same CNEN Norm – NN – 3.01. The highest annual effective dose of the occupationally exposed individuals in the year of 2021 is equal to 4.51 mSv and the global mean value is equal to 0.23 mSv.

References:

- [1] **PG-UDC-04 R01** – Programa de Proteção Radiológica Ocupacional da Unidade de Descomissionamento de Caldas – UDC, de 11/12/2018.

International Joint Conference Radio 2022

Comments on Optimization for the Decommissioning of Nuclear Installations in Situation of Existing Exposure

Py Junior^a D. A., Dantas^a M. V. A.

^aIndústrias Nucleares do Brasil - INB, Rodovia Poços Andradas, Km 20,6. Caldas, MG
delcy@inb.gov.br

Introduction:

Optimization processes use different methods for different applications, such as exposure of members of the public or cases of occupationally exposed individuals.

This work has some comments on exposures of members of the public in an optimization process for decommissioning a Nuclear Installation in situation of existing exposures, in an attempt to avoid inadequate uses of resources.

Methodology:

The optimization of radiological protection is known as the process of keeping the likelihood of incoming exposures, the number of people exposed and the magnitude of individuals doses as low as reasonably achievable, taking economical and societal factors into account [1].

With this objective the optimization process for decommissioning of nuclear installations in situation of existing exposure can make use of negotiations and dialogs among concerned organizations in order to determine the Best Practicable Means, BPM, for the process in question. One of the first choices of this process is determination of the future use of the area to be decommissioned. The process that implies in quantification of optimization by using monetary coefficient per unit of collective dose [1] is preferably applied for occupational exposures and it is not applicable in cases of public exposures.

Negotiations and dialogs among concerned organizations can be used in an optimization process in order to choose the best possible means, BPM [2], defined as “that level of management and engineering control that minimizes, as far as practicable, the release of radioactivity to the environment whilst taking account of a wider range of factors, including cost-effectiveness, technological status, operational safety, and social and environmental factors” [2].

Nuclear installations are required to submit different method of decommissioning starting with those that incur in higher radiological risks, increasing costs with methods that reduce the risks, until the reduction of risks is considered too small in comparison to the increase of costs. To demonstrate that the chosen method is BPM it is necessary to confirm that a further higher cost method would not be compensatory due to the small reduction of correspondent risk. The criterion used to accept the decommissioning method as BPM does not have fixed limits but relies on judgments and consensus of the involved parts.

Therefore the optimization process does not require a quantification using the monetary coefficient per unit of collective dose [1], as will be discussed below.

Results:

Monetary coefficient

The product of monetary coefficient with collective dose of exposed members of the public would allow the calculation of the sum of this product with the cost of work to be done for dose reduction. Considering that the parcel of this sum referred to the collective dose might be reduced with the increase of work and that the parcel referred to the cost of the work always increase with increasing work, then this sum varying as function of work to be done for dose reduction would have necessarily a minimum value, which would define the optimized values for collective dose and corresponding cost of work.

In this case the optimization process would rely on the monetary coefficient per unit of collective dose value, which would determine the collective dose and the work cost, both corresponding to the minimum value of the sum of costs. This arbitrated value would set the optimized value of the collective dose and the value of the work to be done for dose reduction. Therefore the optimization process would be dependent of a criterion in order to determine the value of this monetary coefficient. The fixed value of the monetary coefficient and the optimization process that minimizes the sum of costs would establish the optimum values of collective dose and of work to be done for dose reduction.

The criticism of the utilization of monetary coefficient per unit of collective dose is based in the ascertainment of the difficulty to elaborate a criterion for the definition of its value. Actually there not exist a criterion for the unitary cost of collective dose evaluation, for setting the value of the monetary coefficient, since this coefficient does not represents a real cost, but it is a mathematical shortcut created to allow a quantification of the optimization method. Considering that a criterion for the unitary cost of collective dose evaluation does not exist, then the process of optimizing decommissioning currently relies on the BPM method. So, the establishment of a value for the monetary coefficient is expendable in these cases, and the use of this coefficient in the decommissioning process optimization is unnecessary.

Collective Dose

Collective dose represents the number of exposed living cells in one or in more than one person. The principle of conservation of collective dose means that reducing individual doses of a group by distributing exposures among more persons and reducing the time period of exposures is not a safety gain. This concept is useful for occupational radiation protection programs with determined time of exposure.

The collective dose concept is supposed to be used for quantitative evaluations of the optimization process. In case of decommissioning this concept may be understood as a simultaneous evaluation of the exposure of a member of the public of the critical group and the number of persons exposed to an average dose in the same group, meaning that the collective dose refers to a undetermined number of persons each of them being exposed to an undetermined individual dose, in such a way that the product of the number of persons with the mean individual dose defines the collective dose. Unlikely in the cases of occupational programs, an increase in number of exposed persons (in critical group) does not reduce individual doses.

Therefore, the collective dose cannot be univocally interpreted, that is, the concept of collective dose does not represent a quantity that can be useful in cases of members of the public exposures. In these cases it is unnecessary to define the collective dose in an attempt to quantify the optimization process.

Conclusions:

A criterion for the unitary cost of collective dose evaluation does not exist and the process of decommissioning optimization currently relies on the BPM method. Therefore, the establishment of a value for the monetary coefficient is expendable in these cases, and the use of monetary coefficient in the decommissioning process optimization is unnecessary.

References:

[1] ICRP – International Commission on Radiological Protection. **The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection**. ICRP publication 103.

[2] SNIFFER, **A Review of the Application of ‘Best Practicable Means’ within a Regulatory Framework for Managing Radioactive Wastes**, UKRSRO5, March, 2005.

International Joint Conference Radio 2022

Quantitative evaluation of radiation protection in industrial gamma radiography through regulatory inspection

Mussica, R. P.

National Atomic Energy Agency, Mozambique

richmussica@hotmail.com

1. INTRODUCTION

Industrial gamma radiography is one of the industrial activities deemed as high radiological risk. It is classified by IAEA as Category 2, among five classes, due to the high probability of occurrence of radiological accidents and the use of high radioactive activity sources. Industrial radiography is responsible of relatively significant number of accidents in the world. These conditions have been receiving special attention from the Regulatory Authorities to maintain a high radiation protection level in radiography installations. This work presents a methodology to evaluate quantitatively the radiation protection in industrial gamma radiography installations during regulatory inspection. It was based on five steps: (1) analysis of 40 radiological accidents cases published by IAEA; (2) link among these accident cases, the main causes and the requirements items for regulatory inspection; (3) selection of 25 requirements items from step 2 to link with IAEA enforcement classification; (4) definition of weight value for each enforcement group depending on the risk of non-compliance; (5) verification, at the end of regulatory inspection, the negative points received by installation due to its non-compliance, for a total of 390 points. The methodology used showed that the higher score received by the installation means that the radiation protection level is in risk. The quantitative evaluation done after a regulatory inspection is a resource to verify the performance and specially to quantify of radiation protection level based on non-conformities. It can also become a tool of great assistance in the licensing process runs by the Regulatory Authority.

2. MATERIALS AND METHODS

To carry out the methodology to evaluate quantitatively the radiation protection in industrial gamma radiography through regulatory inspection, five steps were necessary: (1) analysis of 43 radiological accidents cases published by IAEA; (2) link among these accident cases, the main causes and the requirements items for regulatory inspection; (3) selection of 25 requirements items from step 2 to link with IAEA enforcement classification; (4) definition of weight value for each enforcement group depending on the risk of non-compliance; (5) verification, at the end of regulatory inspection, the negative points received by installation due to its non-compliance, for a total of 390 points.

The radiological accidents analysis were done using the IAEA publication that presents 43 cases, being 40 related to industrial gamma radiography and 3 related to X-ray equipment (not discussed in this work). The following main causes are presented: absence of regulatory control; non-compliance with operational procedures; inadequate training; inadequate maintenance; human error and fault/defect in the equipment [8].

The enforcement classification stipulated by the IAEA was also used to quantify the radiation protection level [9].

3. RESULTS

One of the basic results was the analysis of 43 radiological accidents events published by IAEA and the link among these accident events, the main causes and the requirements items for regulatory inspection. Table 1 presents 13 of the 43 cases analysed [8].

The radiation protection level of an industrial gamma radiography installation could be done using the total score received due to its non-compliance with the total of 390 negative points. The higher the score received by the installation, the greater the risks to health and safety.

4. CONCLUSIONS

The Industrial gamma radiography, despite being a relatively simple non-destructive testing, is characterized as having a high radiological risk. The large number of radiological accidents in the last 20 years has led to a constant concern of Regulatory Authorities.

Due to these facts, the Government has demanded the implementation of a high quality radiation protection program to installations. To enforce this requirement, a Regulatory Authority is created with well-defined functions, such as: regulations, licensing, inspection and enforcement.

The technical bases used for the elaboration of the evaluation methodology with radiological accidents cases and enforcement classification have been coherent, because they are elements internationally presented and proven.

The 25 important requirements selected to elaborate the methodology to evaluate quantitatively the radiation protection in industrial gamma radiography through regulatory inspection are items that have high potential radiological risk and can lead to radiological accidents if they are not properly met.

The weights values defined for each enforcement action and consequently for each requirement demonstrate the level of radiological protection.

The methodology used showed that the higher score received by the installation means that the radiation protection level is in risk.

The quantitative evaluation done after a regulatory inspection is a resource to verify the performance and specially to quantify of radiation protection level based on non-compliances. It can also become a tool of great assistance in the licensing process runs by the Regulatory Authority.

5. REFERENCES

1. Lima, C. M. A., “Análise de acidentes e incidentes radiológicos em radiografia industrial”, *Monografia Pós-Graduação IRD/CNEN/AIEA*, Rio de Janeiro (2011).
2. IAEA., “Categorization of Radioactive Sources”, *Safety Standards Series RS-G-1.9*, Vienna (2005).
3. IAEA., “The information System on Occupational Exposure in Medicine, Industry and Research (ISEMIR): Industrial Radiography”, *TECDOC 1747*, Vienna (2014).
4. IAEA., “Lessons learned from accidents in industrial radiography”, *Safety Reports Series 7*. Vienna (1998).
5. UNSCEAR., “Radiation exposures in accidents - Annex C”, *UNSCEAR Report*, Vienna (2011).
6. Da Silva, F.C.A., “Uma metodologia de análise de acidentes radiológicos em gamagrafia industrial”. *Tese Mestrado IME*, Rio de Janeiro (1990).
7. Da Silva, F.C.A., Hunt, J.G., et al. “Dose reconstruction of a Brazilian industrial gamma radiography partial-body overexposure case”. *Journal of Radiological Protection, J. Radiol. Prot.* 25 (2005) 289–298 (<https://doi.org/10.1088/0952-4746/25/3/005>) (2005).
8. IAEA., “Lessons learned from accidents in industrial radiography”, *Safety Report Series No. 7*, STI/PUB/1058, Vienna (1998).
9. IAEA., “Regulatory Control of Radiation Sources”. *Safety Standards Series GS-G-1.5*, Vienna (2004).
10. Mussica, R. P., “Avaliação quantitativa da proteção radiológica em instalação de gamagrafia industrial através de inspeção regulatória”. *Pós Graduação IRD/CNEN/AIEA*. Rio de Janeiro (2014).

International Joint Conference Radio 2022

Análise dosimétrica de extremidades em indivíduos ocupacionalmente expostos no serviço de medicina nuclear

Pinaffi^a S. G., Filipov^a D., Legnani^b A., Godoi^a W. C.

^aUniversidade Tecnológica Federal do Paraná, Av. Sete de Setembro, 3165 – Rebouças – Curitiba – PR – Brasil

^bHospital Infantil Pequeno Príncipe,
Av. Silva Jardim, 2238 – Rebouças – Curitiba – PR – Brasil
dfilipov@utfpr.edu.br

Introdução: A Medicina Nuclear é uma especialidade médica que utiliza fontes não seladas que possuem afinidades químicas a tecidos específicos, tanto para finalidades terapêuticas quanto diagnósticas, sendo a cintilografia e a tomografia computadorizada por emissão de pósitrons (PET-CT) os tipos de exames utilizados no diagnóstico [1]. A fonte radioativa não selada é o material radioativo que, junto com o fármaco, formam o radiofármaco que será administrado ao paciente para que possa ser realizado o exame ou a terapia. No caso do diagnóstico, o radiofármaco emite, principalmente, radiação gama, que é detectada pelos equipamentos de imagens [2]. Na medicina nuclear, a manipulação de materiais radioativos é necessária durante o preparo dos radiofármacos para administração em pacientes. Na literatura, são encontrados relatos de valores de doses equivalentes consideráveis nos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE) que fazem a manipulação de fontes, principalmente nas mãos, antebraços e braços [3,4]. Por isso, é importante estudar a dose equivalente recebida pelo IOE, já que uma dose elevada pode indicar problemas na blindagem da instalação ou execução imprópria das funções. Por meio do monitoramento individual, é possível verificar se as doses recebidas pelos trabalhadores estão dentro dos limites recomendados pelos órgãos responsáveis pela radioproteção [5]. Para restringir a exposição à radiação ionizante, a CNEN recomenda limites de doses para os trabalhadores e o público em geral, sendo um limite de 500 mSv/ano nas extremidades para os IOEs [5]. Sendo assim, o objetivo do presente estudo é avaliar a dose equivalente nas mãos de um profissional responsável pela manipulação de fontes radioativas em um serviço de medicina nuclear.

Metodologia: O presente trabalho foi, primeiramente, submetido e aprovado pelo Comitê de Ética em Pesquisa (CEP) envolvendo seres humanos da Universidade Tecnológica Federal do Paraná (UTFPR) e pela clínica selecionada para obtenção dos dados da pesquisa, situada na cidade de Curitiba – PR. A aprovação da pesquisa pelo CEP gerou o CAAE 88326518.4.3001.0096. Os dados foram coletados na referida clínica durante um período de quatro semanas. A verificação das doses recebidas pelas mãos dos profissionais foi feita com o uso de TLDs de LiF:Mg,Ti. Inicialmente, esses dosímetros foram calibrados pelo Laboratório de Metrologia das Radiações Ionizantes da Universidade Federal de Pernambuco (UFPE), em Recife – PE, para a grandeza Hp(0,07). O fator de calibração Fc fornecido pelo Laboratório foi de $(0,0011 \pm 0,0001)$ mSv/contagens. Posteriormente à calibração, os dosímetros foram posicionados nos dedos anelares de ambas as mãos, embalados em fita de papel adesiva e fixados em um anel de plástico. Realizou-se, então, a comparação entre a mão dominante (neste caso, a direita) e a não dominante (esquerda). Além desses dosímetros, foram empregados TLDs posicionados em região de controle, livre de irradiações ionizantes para a determinação da dose devido à radiação de fundo (*background* - BG). Os valores desses TLDs BG foram descontados das medidas dos TLDs dos dedos, obtendo-se, assim, a leitura real (LR). A partir dos valores de LR, fez-se o cálculo do equivalente de dose pessoal Hp(0,07), multiplicando-se esses valores pelo fator de calibração. A partir desse valor acumulado de Hp(0,07) de um mês, fez-se uma estimativa anual desta dose, multiplicando o valor por 12. O profissional voluntário utilizou os dosímetros nos dedos anelares de ambas as mãos de segunda a sábado, por quatro semanas seguidas. Ao chegar ao fim de sua jornada de trabalho diária, o profissional retirava os dosímetros e os armazenava em local próprio, ou seja, em uma área livre de radiação, até a próxima utilização. Após o período de coleta de dados, os dosímetros foram submetidos ao procedimento de leitura (feita em uma leitora dedicada, do modelo RA'04 TLD Reader-Analyser, onde ocorreu um aquecimento de 100° C a 400° C, a uma taxa de 10°C/s). A leitura corresponde à área do gráfico entre 100° C e 300° C.

Resultados: A Tabela 1 mostra os valores de Hp(0,07) verificados para um mês de acompanhamento e uma estimativa anual desta dose, tanto para a mão direita quanto para a mão esquerda.

Tabela 1 – Valores de Hp(0,07) mensal e anual

Posição dos TLDs	Hp(0,07) mensal (mSv/mês)	Hp(0,07) anual (mSv/ano)
Dedo Anelar Direito	31,5 ± 2,9	378 ± 35
Dedo Anelar Esquerdo	36,4 ± 3,6	437 ± 43

Cabe salientar que as medidas foram feitas em um único profissional, responsável pela manipulação das fontes durante todo o ano, sem rodízios de funcionários. Observa-se que tais resultados anuais, presentes na Tabela 1, estão dentro do limite previsto pela CNEN, que corresponde a 500 mSv/ano [5]. Uma das divergências entre os achados deste trabalho em relação aos coletados na literatura, são os valores encontrados por Islam et al. [6], que ficaram na faixa de 10,7 ± 8,2 mSv/ano (para a mão esquerda) e 12,7 ± 12,9 mSv/ano (para a mão direita): até 40 vezes menores que as doses do presente estudo. Os resultados do trabalho de Sandouqa et al. [7] mostram que a dose equivalente média anual verificada para os tecnólogos foi de 47,20 mSv (até 9 vezes menor que as doses do presente estudo). Comparando os valores de doses recebidas pela mão dominante do profissional (mão direita) e não dominante (mão esquerda), nota-se que a mão dominante obteve um resultado aproximadamente 15% menor em relação a não dominante. Esse achado não se apresentou conforme o esperado pela ICRP [8]. Porém, um estudo de Ginjaume et al. [9] mostrou que as pontas dos dedos da mão não dominante são as posições mais expostas. Os autores sugerem que essas variações de valores estão fortemente relacionadas aos hábitos de trabalho individuais e, por essa razão, eles aconselham um monitoramento individual da rotina de cada trabalhador, com intuito de delinear a melhor estratégia de proteção de extremidades. Outro fator fundamental a ser levado em conta é que, embora muitos profissionais estejam em contato com as fontes radioativas, como médicos, físicos e auxiliares, o tecnólogo acaba recebendo a maior dose. Por isso, a atenção com esse indivíduo deve ser redobrada. Muitas vezes, este profissional se habitua à rotina de trabalho e acaba negligenciando questões de segurança. Logo, uma ênfase deve ser dada à importância dos treinamentos periódicos de radioproteção, que permitem ao IOE cumprir suas funções de forma otimizada, minimizando sua exposição [10].

Conclusões: Este trabalho estimou a dose equivalente anual recebida pelo profissional que faz manipulação de radiofármacos em um serviço de medicina nuclear. Tal estimativa foi obtida através da medida do Hp(0,07) em TLDs presos aos dedos anelares de ambas as mãos de um IOE. Os valores de Hp(0,07) anuais foram de 378 ± 35 mSv/ano e 437 ± 43 mSv/ano, respectivamente para a mão dominante e não-dominante. Tais resultados encontram-se na abaixo da limitação de doses para extremidades e se observou uma exposição aproximadamente 15% maior na mão não dominante do IOE em relação à dominante. Recomenda-se o monitoramento individual da rotina de cada IOE com intuito de delinear a melhor estratégia de proteção, de maneira a minimizar suas exposições.

Referências:

- [1] MOREIRA, F. A.; ALMEIDA, L. A.; GALVÃO, A. Guia de Diagnóstico por Imagem: O passo a passo que todo médico deve saber. 1ª edição. Elsevier, 2017.
- [2] MARQUES, C. L. T. Q. et al. Oncologia: Uma Abordagem multidisciplinar. 1ª edição. Carpe Diem, 2015.
- [3] JUNIOR, A.; ROSSI, G.; DIMENSTEIN, R. Guia Prático em Medicina Nuclear: A instrumentação. 2ª edição. São Paulo. Senac São Paulo, 2004.
- [4] LIMA, R. A.; et al. Estudo do desempenho de um dosímetro termoluminescente para monitoração individual externa. In: V International Congress on Radiation Protection and Safety - Regional IRPA 2001, Recife. 2001.
- [5] CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. NN 3.01: Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica, 2011.
- [6] ISLAM, M. T. et al. Measurement of extremity doses of nuclear energy worker by using ring dosimeter. Radiation Protection Dosimetry, 2019.
- [7] SANDOUQA, A. S. et al. Hand equivalent doses of nuclear medicine staff in Jordan: Preliminary experimental studies. Radiation Measurements, v. 46, n. 2, p. 250-253, 2011.
- [8] ICRP - International Commission on Radiological Protection. Radiation dose to patients from radiopharmaceuticals -Addendum 3 to ICRP Publication 53. ICRP Publication 106. Ann. ICRP 38 (1-2), Annex E (2008).
- [9] GINJAUME, M. et al. Guidelines to Optimize Extremity Monitoring and to Reduce Skin Doses in Nuclear Medicine. Results of the ORAMED Project. 2011.
- [10] WRZESIEN, M.; OLSZEWSKI, J.; JANKOWSKI, J. Hand exposure to ionizing radiation of nuclear medicine workers. Radiation protection dosimetry, v. 130, n. 3, p. 325-330, 2008.

International Joint Conference Radio 2022

Efetividade de luvas descartáveis na proteção contra contaminação radioativa na medicina nuclear.

Silva^{a,b} L. P., Fischer^b A. C. F. S., Salazar^b J. B., Oliveira^b F. R., Stedile^c F. C.

^aInstitute of Radioprotection and Dosimetry, 22783-127, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

^bClinic Hospital of Porto Alegre, 90035-903, Porto Alegre, RS, Brasil

^cFederal University of Rio Grande do Sul, 90040-060, Porto Alegre, RS, Brasil

lpessoa450@gmail.com

Introdução: A proteção radiológica é um fator de grande importância em qualquer prática utilizando fontes de radiação. Quando existe manipulação de fontes radioativas não seladas, os cuidados de proteção radiológica devem atentar-se, também, para evitar possíveis contaminações radioativas [1]. Uma forma de prevenir essas contaminações na medicina nuclear é o uso obrigatório de luvas descartáveis durante a manipulação dessas fontes [2]. Porém, estudos apontam que alguns tipos de luva não são eficazes nessa proteção [3]. Logo, o presente trabalho teve como objetivo determinar a efetividade da proteção proporcionada por diferentes tipos de luvas poliméricas descartáveis, utilizadas no Serviço de Medicina Nuclear do Hospital de Clínicas de Porto Alegre, em evitar a contaminação radioativa das mãos dos trabalhadores que manipulam o material radioativo, testando os principais radiofármacos utilizados nesse local ($[^{99m}\text{Tc}]$ pertecnato de sódio, $[^{18}\text{F}]$ FDG e $[^{131}\text{I}]$ iodeto de sódio).

Metodologia: A análise foi realizada utilizando o teste do esfregaço no interior de luvas propositalmente contaminadas em sua parte externa com os radiofármacos citados. O detector de radiação utilizado para mensuração da contaminação foi um contador do tipo poço.

Resultados: Os resultados indicam que três tipos de luvas analisados protegem o usuário de contaminações com $[^{99m}\text{Tc}]$ pertecnato de sódio e $[^{18}\text{F}]$ FDG, para tempos de permanência com a luva após contaminação de até 15 min (intervalo testado). Para $[^{131}\text{I}]$ iodeto de sódio, as luvas seriam efetivas na proteção desde que utilizadas por um intervalo de tempo, após a contaminação da superfície externa, de até: Látex – 2 min; Vinil – 5 min; Nitrilo – 10 min. Dentre elas, a luva de nitrilo seria a mais efetiva, visto que não se observou contaminação na face interna para tempos iguais ou menores que 10 min; e, para um intervalo de 15 min, o percentual de permeação obtido foi menor que nos outros dois tipos: 3,3 vezes menor que o da luva de vinil e 1,3 vezes menor que o da luva de látex. Além disso, estimou-se que a contaminação por utilização das luvas contaminadas com $[^{131}\text{I}]$ iodeto de sódio por um período de 15 min após o contato com o material radioativo geraria uma taxa de dose na pele das mãos do trabalhador de $3,3 \pm 0,4 \mu\text{Sv/h}$, $1,26 \pm 0,08 \mu\text{Sv/h}$ e $1,00 \pm 0,09 \mu\text{Sv/h}$ para as luvas de vinil, látex e nitrilo, respectivamente.

Conclusões: Recomenda-se a utilização de luvas de nitrilo na manipulação de ^{131}I . Sempre que essa não estiver disponível, recomenda-se utilizar a luva de vinil para manipulações de curto intervalo de tempo (2 a 5 min), e luvas de látex para manipulações que demandem mais tempo.

Referências:

- [1] TAUHATA, L., SALAT, I. P. A., DI PRINZIO, R., DI PRINZIO, M. A. R. R. **Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos**, 10^a Ver., IRD/CNEN, Rio de Janeiro, 2011.
- [2] CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Serviços de Medicina Nuclear**. CNEN-NN - 3.05, Rio de Janeiro, 2013.
- [3] RIDONE, S., MATHEOUD, R., VALZANO, S., DI MARTINO, R., VIGNA, L., BRAMBILLA, M. **Permeability of gloves used in nuclear medicine departments to $[^{99m}\text{Tc}]$ -pertechnate and $[^{18}\text{F}]$ -fluorodeoxyglucose: radiation protection considerations**. Phys Med, vol. 29, n. 5, pp. 545-548, 2013.

International Joint Conference Radio 2022

Gestão da proteção radiológica em radiodiagnóstico

Huhn^a A., Paz^a K. R., Gusmão^a T., Souza^a, D. C. S. B., Ribeiro^a G., Soares^a F. A. P., Scopel^a M. A., Faria C.R.

^aInstituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Santa Catarina

Mauro Ramos 950, Florianópolis/SC

andrea.huhn@ifsc.edu.br

Introdução: O serviço de radiodiagnóstico por imagem é um dos setores da saúde que vem demonstrando, ao longo dos anos, necessidade de gestão adequada no que tange a proteção radiológica, já que neste ambiente estão presentes equipamentos emissores de radiação ionizante e equipe multiprofissional de saúde onde nem toda equipe é composta por indivíduos ocupacionalmente expostos (IOEs) e tem conhecimento da dinâmica de atuação nesse serviço¹. Tendo em vista o aumento na demanda de atendimentos de grande complexidade nos serviços de saúde, evidencia-se a incorporação de novas tecnologias e formas de organização do trabalho, especialmente nos serviços de radiodiagnóstico e terapêutica. Isto se traduz em uma conformação do cuidado caracterizada por atendimentos também complexos que podem contribuir para o adoecimento decorrente da exposição inadequada à radiação ionizante, muitas vezes por falta de conhecimento sobre proteção radiológica². Nesse sentido, o objetivo geral deste estudo foi descrever como ocorre a gestão da proteção radiológica em um Hospital Universitário do sul do Brasil.

Método: Estudo qualitativo, exploratório e descritivo desenvolvido em um hospital universitário. Participaram do estudo 14 membros da equipe multiprofissional de saúde, de um total de 48 profissionais que atuam no serviço. Destes, um era auxiliar de enfermagem, um enfermeiro, um técnico de enfermagem, nove técnicos em radiologia e três tecnólogos em radiologia e um médico radiologista. Estes, tinham em média 15 anos de atuação no serviço de radiologia. Foram incluídos no estudo os ativos na escala de trabalho do serviço e excluídos os que se encontravam afastados, por licença-saúde ou período de férias. No momento que foi detectada a saturação de dados, considerou-se a amostra como suficiente para o objetivo proposto. A saturação é considerada quando os dados obtidos passam a apresentar redundância, na avaliação do pesquisador, não sendo considerado produtivo persistir na coleta de dados³. A coleta de dados ocorreu em 2019 por meio de entrevistas semi-estruturadas, com intenção de verificar o conhecimento da equipe multidisciplinar acerca da proteção radiológica e como se realiza a gestão da mesma, a qual envolve profissionais de diferentes áreas da saúde. Também questionou-se a gestão nos locais que possuem equipamentos emissores de radiação ionizante. Os dados foram analisados por meio de análise de conteúdo, pautada em Bardin. Todo o estudo se orientou e obedeceu aos cuidados éticos colocados pela Resolução nº 466/2012 e 510/2016, do Conselho Nacional de Saúde, sendo aprovado pelo Comitê de Ética e Pesquisa com Seres Humanos sob parecer nº 1939144.

Resultado: Ficou evidente o déficit de estudos publicados nas bases de dados, especificamente sobre o tema. Conforme já descrito em outro estudo, observa-se a preocupação dos gestores com a qualidade dos serviços. Os avanços tecnológicos, o acesso à informação e a exigência dos usuários para maior atenção à qualidade dos serviços, mudou atitudes e exigências dos mesmos, que além de escolherem o serviço, opinam sobre a qualidade dos mesmos, diante da gama de opções disponíveis no mercado⁴. Ainda, grande parte dos participantes, quando questionados sobre o conhecimento e gestão da proteção radiológica demonstraram desconforto em não conseguir afirmar conhecimento absoluto sobre a legislação que versa sobre o tema, tampouco reconhecer e descrever o processo da gestão da proteção radiológica no local, de maneira geral, corroborando com Huhn *et al.*, 2016⁵.

Conclusão: A gestão da proteção radiológica é um processo que deve iniciar na construção de um serviço de radiologia, envolvendo os gestores do serviço, profissionais responsáveis pelas questões técnicas, como por exemplo a blindagem das salas onde os equipamentos emissores de radiação ionizante serão instalados, controle de área controlada e área livre, controle de vestimentas de proteção radiológica e dosimetria individual, entre outros. Além destes, é indispensável que os profissionais estejam cientes do significado do trabalho com a RI e da responsabilidade com a proteção radiológica para si e para os usuários.

Referências:

1.XAVIER, A. M.; Princípios Básicos de Segurança e Proteção Radiológica. 3. ed. Universidade Federal do Rio Grande do Sul, 2010.

2.LORENZETTI, Jorge; GELBCKE, Francine Lima; VANDRESEN, Lara. TECNOLOGIA PARA GESTÃO DE UNIDADES DE INTERNAÇÃO HOSPITALARES. **Texto contexto - enferm.**, Florianópolis , v. 25, n. 2, e1770015, 2016.

3.FONTANELLA,B.J.B.; LUCHESI,B.M.; SAIDEL,M.G.B.; RICAS, J.; TURATO, E.R.; MELO, D.G.(2011). Amostragem em pesquisas qualitativas: proposta de procedimento para constatar saturação teórica. **Caderno de Saúde Pública** 27(2), 389-394

4.ROSA, J. R. C da; QUEIROZ, F. C. B. P.; QUEIROZ, J. V. Q.; HEKIS, H.R(2011). Gestão da qualidade em um setor de radiologia hospitalar: um estudo no centro de diagnóstico por imagem (Santa Catarina). Revista Brasuleira de Inovação Tecnológica em Saúde. On-line

5.HUHN, A.; VARGAS, M.A.O.; MELO, J.A.C.; LIMA, F.G.; LANÇA, L.; TRENTIN, D. Proteção radiológica: da legislação à prática de um serviço. Rev Enferm Foco. 2016; 7 (2).

International Joint Conference Radio 2022

Projeto conceitual e executivo de uma sobreembalagem para transporte, sob a modalidade de arranjo especial, de cilindros 1S

Kiepper^a A. P., Anjos^a G. D. C., Fuchs^b M.

^aIndústrias Nucleares do Brasil S.A.

^bFuchs Consultoria LTDA.

angelicakiepper@inb.gov.br; gullit@inb.gov.br; fuchs@inb.gov.br

Introdução:

Em usinas de enriquecimento isotópico, amostras de hexafluoreto de urânio (UF₆) enriquecido precisam ser transportadas rotineiramente em cilindros do tipo 1S, como por exemplo para análise e certificação do produto enriquecido produzido, de acordo com as especificações padrão constantes na norma ASTM C996-20 [1].

Segundo a ASTM C1880-19 [2], o UF₆ é um sólido cristalino, incolor, radioativo, corrosivo, tóxico e altamente reativo, com elevada pressão de vapor. Quando liberado na atmosfera, este material reage vigorosamente com a umidade do ar em uma reação exotérmica, formando o fluoreto de uranila (UO₂F₂) e o ácido fluorídrico (HF), sendo o primeiro um sólido solúvel em água que se deposita no ambiente. O UO₂F₂ é radioativo, corrosivo e tóxico. Já com relação ao HF, este é um ácido altamente corrosivo que se dispersa e reage também com a maioria dos componentes orgânicos e com muitos metais e é extremamente agressivo à pele, olhos e membranas mucosas do corpo humano. A natureza corrosiva destas três substâncias pode resultar em queimaduras de pele e comprometimento pulmonar.

Devido à quantidade reduzida de U-235 no cilindro 1S, segundo a norma CNEN-NE-5.01 [3], de agosto de 1988, as amostras de UF₆ enriquecido em até 5% em massa de U-235, eram classificadas como embalados exceptivos com isenção, classificação que dispensava as exigências dos requisitos para embalados contendo material físsil. Entretanto, com a nova revisão desta norma (CNEN-NN-5.01 [4]), de março de 2021, esses mesmos cilindros 1S (volumes contendo até 450 g de UF₆) são classificados agora na categoria físseis, volume não exceptivo. Sendo assim, o volume/embalado deve estar de acordo com as especificações de projeto constantes na presente norma.

Atualmente, a aquisição de um embalado certificado para suportar as condições normais e de acidentes de transporte com o grau de retenção da integridade de contenção e blindagem exigidos pela norma CNEN-NN-5.01 [4], apropriado ao transporte destes volumes, não é trivial e necessita de grandes esforços para o processo de importação, uma vez que é um produto desenvolvido sob demanda. Vale ressaltar que os cilindros 1S foram fabricados, certificados e são periodicamente testados conforme os requisitos da norma ANSI N14.1 [5] e ISO 7195 [6].

Segundo a CNEN-NN-5.01 [4], a expedição que não atender a todos os requisitos aplicáveis desta norma somente poderá ser transportada sob arranjo especial e mediante aprovação especial de transporte, obtida junto à CNEN. A referida norma estabelece que o arranjo especial pode ser concedido para expedições únicas ou para uma série planejada de expedições, se for demonstrado à DRS/CNEN que a conformidade com requisitos específicos desta norma é impraticável; que provisões de segurança alternativas são propostas e demonstradas; e que o nível total de segurança no transporte, fornecido pelas provisões de segurança alternativas, seja pelo menos equivalente àquele que seria obtido se todos os requisitos aplicáveis fossem satisfeitos.

Dessa forma, o presente trabalho tem o objetivo de apresentar o projeto conceitual e executivo de uma sobreembalagem para transporte, sob a modalidade de arranjo especial, de cilindros 1S contendo até 450 g de UF₆ enriquecido com no máximo 5% em massa de U-235. A sobreembalagem para transporte na modalidade de arranjo especial será utilizada temporariamente, até a aquisição de uma embalagem certificada para transporte de amostras de UF₆ contidas em cilindros 1S.

Metodologia:

Construída em aço inoxidável a sobreembalagem, além de fornecer uma barreira física secundária, prevê vedações de Teflon® e armadilhas químicas com a utilização de materiais adsorventes (fluoreto de sódio - NaF e alumina - Al_2O_3) de UF_6 e HF.

O conceito de dupla barreira para contenção do HF é uma das recomendações de segurança para retenção de possíveis vazamentos. Além disso, o sistema de contenção secundário restringe a área de transferência de calor externo e, conseqüentemente, a geração de vapores de HF no interior da primeira contenção [7]. Já as armadilhas químicas são comumente empregadas em plantas de enriquecimento isotópico para remoção de UF_6 em várias etapas do processo, através do mecanismo de adsorção [8]. Essas barreiras promovem a retenção e a adsorção do material em caso de uma possível liberação acidental decorrente do seu transporte.

Considerando que o UF_6 , no caso de um escape acidental, reage vigorosamente com a umidade do ar formando o fluoreto de uranila (UO_2F_2), a massa segura (kg de U) quanto à criticalidade para este composto, considerando um enriquecimento máximo de 5%, é de 18,0 kg [9]. Tendo em vista que a massa máxima de UF_6 armazenada em um cilindro 1S é de 450 g, e o enriquecimento em U-235 é inferior à 5%, não há risco de criticalidade.

Resultados:

Foi concedida pela CNEN a aprovação especial de transporte modalidade arranjo especial número 185/XT, em resposta à proposta de sobreembalagem apresentada.

Conclusões:

Entende-se que com todos os arcabouços incorporados à proposta de embalado para transporte em caráter especial, que abrange os conceitos de barreira secundária e armadilhas químicas para contenção do material liberado em um possível cenário acidental, a operação de transporte será realizada com dispositivos alternativos de segurança que asseguram a proteção radiológica e química dos indivíduos e do meio ambiente.

Referências:

- [1] ASTM C996-20 “ASTM Standard Specification for Uranium Hexafluoride Enriched to Less Than 5 % 235U”.
- [2] ASTM C1880-19 “Standard Practice for Sampling Gaseous Uranium Hexafluoride using Alumina Pellets”.
- [3] CNEN-NE-5.01 “Transporte de Materiais Radioativos”
- [4] CNEN-NN-5.01 “Regulamento para o Transporte Seguro de Materiais Radioativos”.
- [5] ANSI N14.1 American National Standard for Nuclear Materials – “Uranium Hexafluoride - Packaging for Transport”.
- [6] International Standard ISO 7195 “Nuclear energy – Packaging of uranium hexafluoride (UF_6) for transport”, 2005.
- [7] Consultoria técnica para implantação da nova usina de hexafluoreto de urânio – INB, volume 1, CTMSP, 2012.
- [8] Shultz, R. M.; Hobbs, W. E.; Norton, J. L.; Stephenson, M. J. Sorbent selection and design considerations for uranium trapping. Union Carbide Corporation, Nuclear Division, 1981.
- [9] HEINICKE, W. et al. Handbuch zur Kritikalität, GRS, 1985.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação da exposição ocupacional para estudantes do curso de tecnólogo em radiologia da UNIFIL campus Londrina

Lopes^{a,b,c,d} F., Zamuner^a D., Seline^{a,c} N., Inocencio^a A. F., Rodolpho^a V.R., Padilha Filho^{d,e} L.G,
Araujo^d G.S.

^aCentro Universitário Filadélfia – UniFil – Campus Londrina

^bLaboratório de Física Nuclear Aplicada. Universidade Estadual de Londrina

^cHospital Universitário. Universidade Estadual de Londrina

^dFundação Técnico Educacional Souza Marques / FTESM. Rio de Janeiro, Brasil.

^eRadQualityCenter: RQC. Rio de Janeiro, Brasil.-

fabiolopes@uel.br

Introdução: No Brasil, avaliação da exposição ocupacional ou dosimetria individual externa deve ser realizada mensalmente, conforme regulamentação da ANVISA (Agência Nacional de Vigilância Sanitária) [1] e CNEN (Comissão Nacional de Energia Atômica) [2]. Estas normas estabelecem que Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOEs) à radiação ionizante devam utilizar, em sua jornada de trabalho, um monitor de tórax, para estimar a dose efetiva de corpo inteiro, e, de acordo com a atividade exercida, também eventualmente podendo ser utilizado um monitor de extremidade, em forma de anel ou pulseira.

Metodologia: O objetivo do trabalho foi avaliar a exposição ocupacional de estudantes do curso de Tecnólogo em Radiologia da UniFil durante o estágio com a realização de procedimentos radiográficos utilizando radiação ionizante. A avaliação foi desenvolvida no campus CLUBE e em um serviço de radiologia em um ambiente real de trabalho. Para as medidas das doses foram utilizados monitores passivos conforme regulamentação das normas nacionais. Esse tipo de Dosímetro funciona com dosimetria por Luminescência Térmica (TL), e são utilizados pelo período de 30 dias conforme regulamentação.

Resultados: Os valores encontrados para as doses efetivas foram condizentes com as normas estabelecidas pela CNEN mostrando que a educação continuada, a capacitação dos discentes e a implementação de procedimentos objetivando a redução de doses, principalmente com uso de EPIs e uso correto de fatores de exposição durante a realização dos exames são ações que resultam em um adequado controle da exposição à radiação no ambiente de trabalho.

Conclusões: Essas ações demonstram sua efetividade pelos valores de dose abaixo do limite, sendo sua ação de extrema importância para a exposição ocupacional de estudantes de radiologia.

Referências:

- 1 - Ministério da Saúde Agência Nacional de Vigilância Sanitária. Resolução RDC nº 611, de 9 de março de 2022.
- 2 – Comissão Nacional de Energia Nuclear. Norma CNEN NN 3.01. Resolução 164/14. Março / 2014. Diretrizes básicas de proteção radiológica. Resolução CNEN 27/04.

Livro de RESUMOS

Radiobiologia



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

Mamografia induz quebras duplas no DNA de células mamárias

Pereira^a L., Ferreira^b M. T., Morandi^b V., Magalhães^c L. A. G.

^aInstituto de Radioproteção e Dosimetria, Departamento de Física Médica

^bUniversidade do Estado do Rio de Janeiro, Departamento de Biologia Celular

^cUniversidade do Estado do Rio de Janeiro, Departamento de Ciências Radiológicas

leslie.pereira@ird.gov.br

Introdução: A mamografia é usada para rastrear uma grande fração da população feminina detectando precocemente o câncer de mama (CM). É suposto que os raios X com qualidade mamográfica são mais prejudiciais do que os raios X com maior energia usada em outros procedimentos de diagnóstico médico [1]. Por isto, é necessário entender os efeitos biológicos dessas exposições às baixas doses de radiação, uma vez que o tecido mamário é considerado um tecido radiosensível [2].

A radiação ionizante (RI) induz quebras duplas (DSBs) no DNA, e também outros danos devido aos efeitos indiretos induzidos na base do DNA, que quando não reparados corretamente podem contribuir para o processo de carcinogêneses [3]. Rogakou et al. [4], descreve a fosforilação da proteína histona H2AX (γ H2AX) nos locais de DSBs induzidas por radiação [5], concluindo que a formação de γ H2AX é uma resposta celular rápida e sensível à presença de DSBs. Onde a formação de focos de γ H2AX no núcleo demonstra estar quantitativamente correlacionada com as DSBs e pode servir como um marcador confiável dos efeitos de baixa dose de RI [5]. E ainda, esta é uma ferramenta altamente sensível e precisa para a detecção de DSBs em doses de 100 mGy. Várias pesquisas vêm contribuindo para o melhor conhecimento das respostas para baixas doses. Porém, a maioria não foi realizada com protocolos exatos de procedimentos mamográficos, com doses na ordem de mGy, raios X de baixa energia e exposições repetidas. Neste trabalho, analisamos a indução de DSBs em células epiteliais mamárias tumorais imortalizadas, em condições exatas da prática de mamografia clínica (8 mGy e 8+8 mGy) [6].

Metodologia:

Cultura de Células - As linhagens celulares epiteliais tumorais de mama humana: MCF-7 e MDA-MB-231 foram cultivadas em seus respectivos meios e suplementos. Foram mantidas em estufa a 37°C e 5% de CO₂.

Irradiação das células - As células foram irradiadas à temperatura ambiente e com a bandeja de compressão, em um mamógrafo clínico (SIEMENS/Mammomat 1000), no Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD). Os parâmetros físicos correspondentes são: combinação anodo/filtro de Mo/Mo, tensão de 28 kV ($E \approx 16.2$ keV), produto corrente x tempo (mAs) igual a 63 mAs. O detector Nomex (PTW) foi utilizado para medição do kerma na superfície de entrada (EKS) e da taxa de dose. As medições correspondem a 8 mGy e 0.138 mGy/min, respectivamente. Para o protocolo de irradiação [6], foram estabelecidas: (1) controle não irradiado; (2) uma exposição: EKS igual a 8 mGy (uma imagem da mama); e (3) duas exposições: EKS igual a 8+8 mGy (duas imagens da mama separadas pelo intervalo de um minuto).

Imunofluorescência para detecção de focos de γ H2AX - As células foram semeadas em uma placa de cultura de 24 poços, e após 24 horas foram irradiadas de acordo com o protocolo. A fosforilação da histona foi avaliada nos tempos de 0, 15, 30 e 60 minutos após irradiação. Nos tempos selecionados as células foram fixadas com 1 ml de metanol absoluto, durante 10 minutos. A seguir foram bloqueadas com BSA 1% e incubadas com anticorpo anti- γ H2AXser139 (1:200). A incubação com anticorpo secundário Alexa Fluor 555 goat anti-rabbit IgG (H+L) (1:400) foi de 40 minutos, finalizando com incubação com ProLong gold antifade whit DAPI. Todas as lâminas foram analisadas usando o microscópio Evos-fl-microscope, model M5000 (Therm Scientific) equipado com fluorescência e banda de filtros de passagem tripla. Foi determinado o número de focos γ H2AX em 1000 células.

Resultados:

A Figura 1 mostra a variação no tamanho dos focos e da intensidade da marcação, estes parâmetros são diferentes em relação às doses e às linhagens celulares.

Observou-se que as células não irradiadas (controle) e as células irradiadas apresentaram ativação da histona H2AX, indicando a existência de DSB no DNA. As marcações positivas para γ H2AX estão representadas pela cor vermelha, como mostra a Figura 1. Durante a análise foi possível observar, para as linhagens celulares estudadas, que há maior número de focos de γ H2AX, quando as células são irradiadas com as doses de 8+8 mGy.

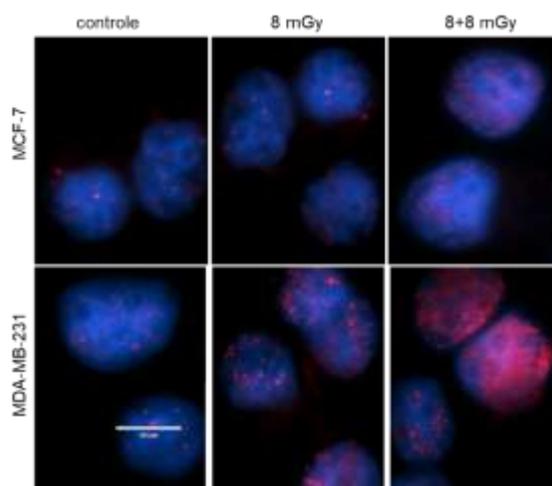


Figura 1(a): Representação dos focos de γ H2AX. Focos com diferentes tamanhos e intensidades, mostrando a influência da dose, nas diferentes linhagens celulares, 15 minutos após irradiação; barras de $100\mu\text{m}$.

Na Figura 2(a) observou-se que a linhagem tumoral MCF-7 o tempo máximo de ativação de H2AX foi de 30 minutos após irradiação, decrescendo com o tempo. Sugerindo que as DSB continuam acontecendo após a irradiação ou que o mecanismo de reparo apresenta uma eficiência menor. Na linhagem tumoral MDA-MB-231, Figura 2(b), a maior ativação da histona ocorreu com de 15 minutos após irradiação com a dose repetida de mamografia. A dose repetida de 8+8 mGy foi a que induziu maior ativação da histona, sugerindo ser a maior causadora de danos no DNA nas linhagens tumorais.

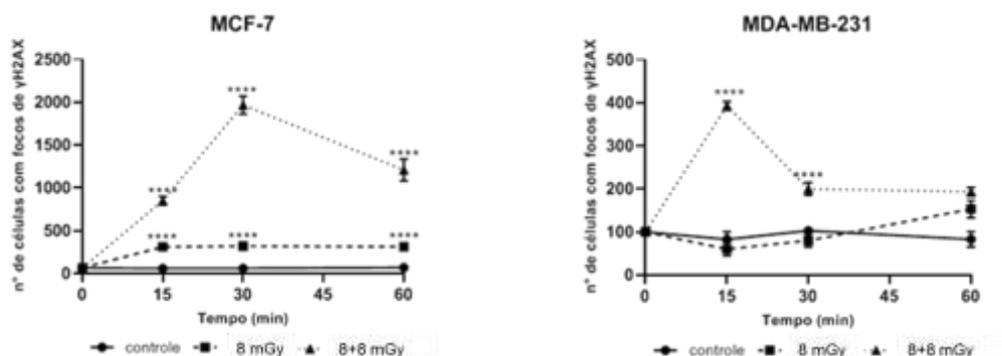


Figura 2: Análise temporal da ativação da histona γ H2AX em células mamárias, irradiadas em mamografia, com KSE de 8 e 8+8 mGy. (a) MCF-7. (b) MDA-MB-231. Os resultados representam a média + DP de pelo menos três experimentos e possuem significância de $P < 0,0001$ (****).

Conclusões:

Os resultados evidenciaram a complexidade do fenômeno radiobiológico para as doses de mamografia. As doses utilizadas foram capazes de produzir alterações no DNA das células.

Referências:

- [1] Joiner MC, *et al.* Low-dose hypersensitivity: current status and possible mechanisms. *Int J Radiat Oncol Biol Phys.* 2001;49(2):379-389.
- [2] Yaffe, M.J. Mammographic density. *Measurement of mammographic density.* *Breast Cancer.* 2008; Res 10,209.
- [3] Islam MT. Radiation interactions with biological systems. *Int J Rad Biol.* 2017. May;93(5):487-493.
- [4] Rogakou E.P. *et al.* DNA double-stranded breaks induce histone H2AX phosphorylation on serine 139. *Journal of Biology Chemistry.* 1998; 273:5858 – 5868.
- [5] Rothkamm K. Lobrich M. *Proceedings of National Academy of Sciences of the USA* 2003; 100:5057–5062.
- [6] International Atomic Energy Agency. *Human Health Series N17: Quality Assurance Programme for Digital Mammography.* Viena: IAEA; 2011.

International Joint Conference Radio 2022

Irradiação de leveduras com led vermelho/infravermelho: resultados in vitro e in vivo

Souza, V. L. B.^a, Silva, L. C. D.^a, Braz, G. K. S.^a, Barbosa, S. D.^a, Silva, W. A.^a.

^aComissão Nacional de Energia Nuclear/Centro Regional de Ciências Nucleares-NE, Av.

Professor Luiz Freire, 200, Cidade Universitária, Recife-PE

autor de correspondência: vivilu.bormann@gmail.com

Introdução: Normalmente no Brasil, a *Saccharomyces cerevisiae* é um microrganismo utilizado para a produção de etanol essa levedura é um microrganismo aeróbio facultativo, isto é, tem habilidade de se ajustar metabolicamente, tanto em condições de aerobiose como de anaerobiose. Porém, a *Saccharomyces cerevisiae* quando modificada geneticamente pode ser utilizada em várias aplicações biotecnológicas.

A busca por potencializar atividades biológicas, com tecnologias diversas tem sido bastante aplicada, incluindo o uso de irradiações com fontes radioativas ou não radioativas, que de acordo com a dose empregada, influencia na propriedade antimicrobiana [1]. Sendo a *Saccharomyces cerevisiae* uma levedura bastante utilizada em experimentos científicos.

Na pele de animais domésticos, leveduras como *Sporothrix schenckii* causam lesões ulceradas, principalmente, em gatos e em cães (é uma micose subcutânea e de caráter zoonótico) em humanos apresenta-se, preferencialmente, na forma linfocutânea, acometendo principalmente os membros superiores, que estão mais expostos a arranhaduras ou mordeduras durante o cuidado com os animais acometidos pela doença.

O objetivo do trabalho é verificar o efeito da irradiação com luz vermelha/infravermelha (equipamento: ECCO), nas condições para tratamento de fungos, nas leveduras *Saccharomyces cerevisiae* (in vitro) e *Sporothrix schenckii* (in vivo).

Metodologia: No intuito de irradiar a *Saccharomyces cerevisiae*, com a radiação infravermelha/vermelha foram utilizados os seguintes materiais: placas de petri, tubos de “ependoorff”, ponteiras azul e amarela, água destilada, erlenmeyers de 200 ml e 2 tubos “falcons” de 15ml. Inicialmente são autoclavados os ependoorff, as ponteiras, a água destilada, os erlenmeyers, os tubos “falcons” e o meio utilizado. Para que o meio seja autoclavado, primeiro, há a sua produção, são produzidos 2 L de YPDI (Extrato de Levedura Peptona-Dextrose- líquido) e 500ml de YPDs (Yeast Extract Peptone-Dextrose- sólido) .

O YPDI é produzido a partir de 40 g de glicose a 2%, 20 g de extrato de levedura 1% e 40 g de peptona 2%. Já o YPDs é produzido a partir de 10g de glicose 2%, 5 g de extrato de levedura 1%, 10 g de peptona 2% e 10 g de Ágar 2%. O YPDs é utilizado para a produção das placas, que são utilizadas como meio de cultivo e o YPDI é utilizado para o crescimento do microrganismo (tendo sido a levedura utilizada partindo-se da levedura purificada -BY 4770, da Universidade de Pernambuco). Após autoclavados são preparadas as placas com o YPDs e o pré-inóculo com o YPDI. O pré-inóculo passa 24horas no agitador (shaker) para que seja produzido, até que o meio chegue à sua fase exponencial (D.O = 1.15).

Então, 45 ml do meio líquido é dispensado no tubo, que é levado à centrífuga com a rotação de 160 rpm. O sobrenadante é, então, descartado e as células da *Saccharomyces cerevisiae* são diluídas em água destilada, divididas em 3 ependorffs, o 1º contem 100 µl considerado sem exposição a radiação, o 2º contém 100 µl submetido à exposição à radiação IV-VIS por 20 min e o 3º 100 µl submetido à exposição à radiação IV-VIS por 30 minutos. Após serem irradiadas as amostras são diluídas de 100 em 100 µl (diluições de 10⁰ a 10⁻⁶) para cada ependorff. Sendo assim, são produzidas 36 placas com o meio de cultivo para a levedura. E então, após 48 horas, são contadas as células fúngicas em cada placa, para observação do seu crescimento e/ou diminuição. Tendo sido a diluição de 10⁻⁶ a escolhida para a contagem da quantidade de leveduras.

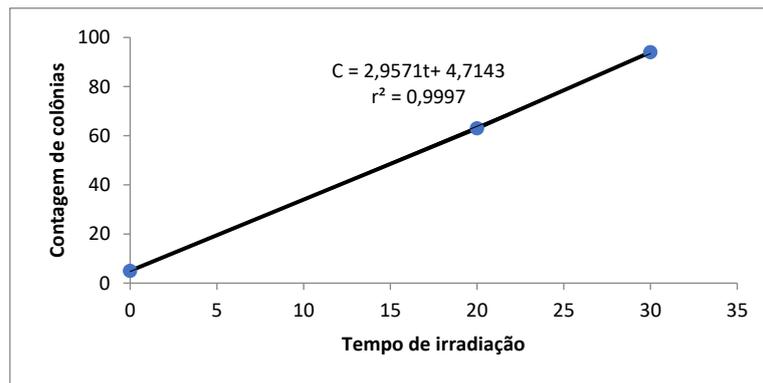
Resultados: Esperava-se que houvesse um menor crescimento de colônias com a irradiação com luz vermelha/infravermelha, seguindo o protocolo do Equipamento utilizado (ECCO, caneta luz visível, potência 100 mW, dose 12 J) para destruição de fungos, porém, de acordo com os resultados, observou-se seu crescimento (Figura 1). Verificou-se então que, de acordo com os pesquisadores da Universidade de São Paulo, sob certos comprimentos de onda característicos das bandas do espectro vermelho e infravermelho, o metabolismo das

leveduras tende a aumentar, sendo os LED que aceleram a etapa de fermentação da produção de cerveja, reduzindo o tempo necessário para o processo de 15% a 20% sem comprometer a qualidade da bebida.

Isso ocorre quando fontes de diodos emissores de luz (LED) são submersos em cubas onde o fermento, é nutrido por carboidratos do malte de cevada para produzir álcool, dióxido de carbono e depois a cerveja. Esta técnica desenvolvida na Universidade de São Paulo mostra que a luz aumenta a permeabilidade da membrana celular da levedura e isso promove a troca entre o ambiente interno e externo. Assim, metaboliza o açúcar do malte mais rapidamente e expele etanol e CO₂ do ambiente celular.

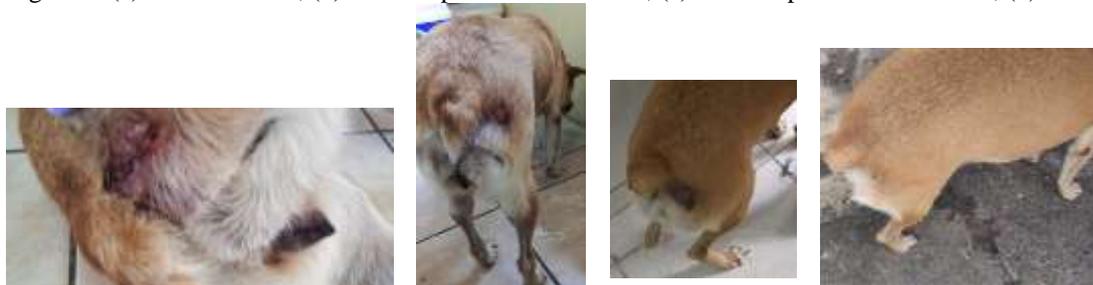
Esse trabalho do Professor Vanderlei Bagnato [2], corrobora com os dados obtidos neste experimento. Portanto, o comprimento de onda, a intensidade da luz, a dose fornecida e o tempo de irradiação necessários, precisam ser muito bem estabelecidos para o estímulo ou a destruição das leveduras.

Figura 1. Correlação entre o tempo de irradiação e a contagem das colônias de leveduras.



No estudo de caso in vivo, o *Sporothrix schenki*, encontrado no animal, foi eliminado após três sessões de fototerapia com equipamento (ECCO), realizados numa fêmea, SRD, de 3 anos.

Figura 2. (a) animal doente, (b) animal após 1ª. sessão LED, (c) animal após 2ª. sessão LED, (d) animal tratado.



Conclusões: A radiação infravermelha/vermelha (LED) interfere no crescimento de leveduras, de modo que, a radiação pode ser um meio de eliminação caso haja contaminação indesejável por leveduras *Sporothrix schenkii* (in vivo). Bem, como, pode estimular o crescimento da *Saccharomyces cerevisiae* (in vitro).

Referências:

[1] ARANHA, J. B.; NEGRI, T. C.; MARTIN, J. G. P.; SPOTO, M. H. F. Efeito da radiação gama nos parâmetros microbiológicos, físico-químicos e compostos fenólicos da farinha de resíduos de frutas durante armazenamento. *Brazilian Journal Food Technology*, v. 20, p. 2016123. 2017. <https://www.scielo.br/bjft/a/tXBW5svcnFcwwbszJRZCHTn/abstract/?lang=pt>

[2] OLIVEIRA, M. Light-infused beer. *Revista pesquisa Fapesp*. 2013. <https://revistapesquisa.fapesp.br/cerveja-brilhante/>

International Joint Conference Radio 2022

Irradiação de leveduras com rx e led vermelho/infravermelho: resultados contraditórios

Souza, V. L. B.^a, Silva, L. C. D.^a, Morais-Júnior, M. A.^b, Silva, R. K.^b, Braz, G. K. S.^a, Barbosa, S. D.^a, Silva, W. A.^a

^aComissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN)/Centro Regional de Ciências Nucleares-NE (CRCN-NE), Av. Professor Luiz Freire, 200, Cidade Universitária, Recife-PE

^bInstituto Ciências lógicas (ICB) idade de Pernambuco (UPE),

Autor de correspondência: vivilu.bormann@gmail.com

Introdução:

A *Saccharomyces cerevisiae*, levedura utilizada na fabricação da cerveja, é usada não apenas como suplemento alimentar, mas também como terapêutica medicamentosa buscando tratar certas infecções, avitaminoses, e alguns outros distúrbios. Na realização do controle de sua qualidade um aspecto importante a se considerar seria a contaminação microbiana (por outros organismos), tendo em vista que se trata de um produto de origem natural. Ainda, a *Saccharomyces cerevisiae* é muito utilizada em aplicações tecnológicas que buscam aumentar sua atividade, incluindo o uso de irradiações com fontes radioativas ou não radioativas.

Neste trabalho foi utilizada a irradiação com fontes de diodos emissores de luz (LED) como processo físico capaz ou não de reduzir a proliferação da *Saccharomyces cerevisiae*. Foram realizados os testes para determinação do número de microorganismos viáveis e em amostras controle. Paralelamente, foi avaliada a influência da irradiação com raios-X sobre a *Saccharomyces cerevisiae*.

O objetivo do trabalho é verificar o efeito da irradiação com luz vermelha/infravermelha (equipamento: ECCO, nas condições para tratamento de fungos) e Raios-X (PANTAK, 320), na *Saccharomyces cerevisiae* (in vitro).

Metodologia:

No intuito de irradiar a *Saccharomyces cerevisiae*, com a radiação infravermelha/vermelha foram produzidos 2 L de YPDI (Extrato de Levedura Peptona-Dextrose- líquido) e 500ml de YPDs (Yeast Extract Peptone-Dextrose-sólido). O YPDI é fabricado a partir de 40 g de glicose a 2%, 20 g de extrato de levedura 1% e 40 g de peptona 2%. Enquanto o YPDs é produzido a partir de 10g de glicose 2%, 5 g de extrato de levedura 1%, 10 g de peptona 2% e 10 g de Ágar 2%. O YPDs é utilizado para a produção das placas, que são utilizadas como meio de cultivo e o YPDI é usado para o crescimento do microrganismo (tendo sido a levedura utilizada partindo-se da levedura purificada -BY 4770, da Universidade de Pernambuco). Após autoclavadas, as placas, são preparadas com o YPDs e o pré-inóculo com o YPDI. O pré-inóculo fica 24horas no agitador (shaker), até que o meio atinja a sua fase exponencial (D.O = 1.15).

O meio líquido (45 ml) é dispensado no tubo, que é levado à centrífuga com a rotação de 160 rpm. O sobrenadante é, então, descartado e as células da *Saccharomyces cerevisiae* são diluídas em água destilada, divididas em 3 ependorffs, onde o 1º contem 100 µl que foi considerado sem exposição a radiação, o 2º contém 100 µl submetido à exposição à radiação IV-VIS (potência 100 mW, dose 12 J) por 20 min e o 3º 100 µl submetido à exposição à radiação IV-VIS (potência 100 mW, dose 12 J) por 30 minutos. Após serem irradiadas as amostras foram diluídas de 100 em 100 µl (diluições de 10⁰ a 10⁻⁶) para cada ependorff. Sendo assim, foram produzidas 36 placas com o meio de cultivo para a levedura. E então, após 48 horas, foram verificadas a quantidade de células fúngicas em cada placa, para observação do seu crescimento e/ou diminuição. Tendo sido a diluição de 10⁻⁶ a escolhida para a contagem da quantidade de colônias de *Saccharomyces cerevisiae*.

Outras amostras foram irradiadas com Raios-X na divisão de metrologia do Centro Regional de Ciências Nucleares (CRCN), em RX Pantak-320 a 1m de distância da fonte, no centro do tubo, com 250 kV, 10 mA e uma filtração de 2,5 mm de Al. As absorbâncias das amostras foram lidas em espectrofotômetro UV-VIS (BECKMAN COULTER DU-640).

Resultados:

Um menor crescimento de colônias com a irradiação com luz vermelha/infravermelha era esperado após seguir o protocolo do Equipamento utilizado (ECCO, caneta luz visível, potência 100 mW, dose 12 J) para destruição de leveduras. Entretanto, de acordo com os resultados, observou-se seu crescimento (Figura 1). Porém, verificou-se que, de acordo com os pesquisadores da Universidade de São Paulo (USP), sob certos comprimentos de onda, característicos das bandas do espectro vermelho e infravermelho, o metabolismo da *Saccharomyces cerevisiae* tende a aumentar, sendo os LED que aceleram a etapa de fermentação da produção de cerveja, os que reduzem o tempo necessário para o processo de 15% a 20% sem comprometer a qualidade da bebida, acelerando o tempo de produção da cerveja, dando um melhor rendimento financeiro para os empresários das cervejarias.

Tudo ocorre quando fontes de diodos emissores de luz (LED) estão submersos em cubas onde o fermento, é nutrido por carboidratos do malte da cevada para produzir álcool, CO₂ e finalmente a cerveja. Esta técnica desenvolvida na USP mostra que a luz aumenta a permeabilidade da membrana celular da levedura promovendo a troca entre o ambiente interno e externo. De modo que, metaboliza mais rapidamente o açúcar do malte e elimina etanol e CO₂ do ambiente celular. Esse trabalho do Professor Vanderlei Bagnato [2], corrobora com os dados obtidos neste experimento.

Quanto à irradiação com Raios-X, nota-se que a radiação é capaz de reduzir a quantidade de leveduras com o aumento da dose e que este declínio é baseado numa função quadrática e não linear (Figura 2).

Figura 1. Correlação entre o tempo de irradiação e a contagem das colônias de leveduras.

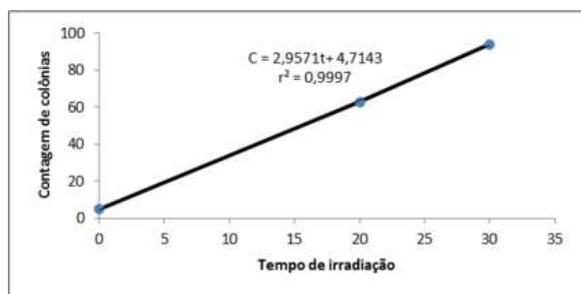
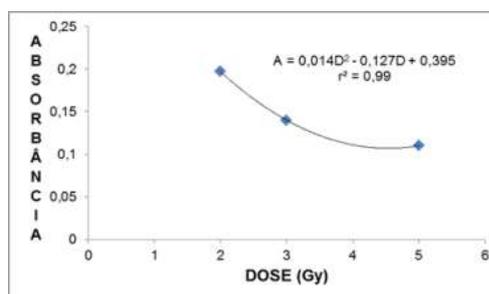


Figura 2. Resultados obtidos para as amostras irradiadas com raios-X.



Conclusões:

Observou-se que com as irradiações com LED (luz vermelha e infravermelha) o crescimento é estimulado pela luz. Enquanto, as irradiações com raios-X reduzem o crescimento do microrganismo.

Referências:

[1] ARANHA, J. B.; NEGRI, T. C.; MARTIN, J. G. P.; SPOTO, M. H. F. Efeito da radiação gama nos parâmetros microbiológicos, físico-químicos e compostos fenólicos da farinha de resíduos de frutas durante armazenamento. *Brazilian Journal Food Technology*, v. 20, p. 2016123. 2017. <https://www.scielo.br/j/bjft/a/tXBW5svcnFcwwbszJRZCHTn/abstract/?lang=pt>

[2] OLIVEIRA, M. Light-infused beer. *Revista pesquisa Fapesp*. 2013. <http://revistapesquisa.fapesp.br/cerveja-brilhante/>

International Joint Conference Radio 2022

Desenvolvimento do protocolo combinado no CRCN-NE para triagem e estimativa de dose absorvida

Torreão^{1,3} A. O., Lima^{1,3} J. C. F. de, Moraes^{2,3} F. C. T. de, Hwang³ S. F., Mendes^{2,3} M. E., Lima³ F. F.

¹Universidade Federal de Pernambuco, Recife-PE

²Centro Universitário Brasileiro, Recife-PE

³Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Recife-PE

akiria.ohana@ufpe.br

Introdução: A Dosimetria Biológica, baseada no estudo de alterações cromossômicas, principalmente o ensaio de dicêntrico, tornou-se rotina na estimativa de dose absorvida em exposições acidentais. Com a aplicação em centenas de casos de suspeita ou superexposições verificadas, provou-se o valor deste método e também se definiu suas limitações. Em casos de acidentes radiológicos de grande escala, é necessário o uso de métodos de triagem para que os indivíduos expostos a doses mais elevadas tenham prioridade na intervenção médica. Assim, o ensaio de micronúcleo por bloqueio da citocinese surgiu como alternativa, por ser uma técnica mais rápida e de fácil análise, o que a torna adequada para procedimentos de triagem em situações de emergência. Entretanto, vale ressaltar que os micronúcleos não são específicos da radiação ionizante. Outros agentes clastrogênicos também podem produzi-los. Diante disso, após a triagem, o ensaio de dicêntrico deve ser aplicado para uma estimativa de dose absorvida mais exata, tendo em vista a sua alta especificidade, tornando-o padrão-ouro para a dosimetria biológica (IAEA, 2011; TESTA et al., 2019). Assim sendo, o presente estudo tem por objetivo desenvolver no Laboratório de Dosimetria Biológica do CRCN-NE/CNEN um ensaio combinado das técnicas de dicêntricos e micronúcleos para utilização em triagem e estimativa de dose absorvida nos casos de suspeita de superexposição à radiação ionizante.

Metodologia: Foram coletadas 5 amostras de sangue periférico (4 ml cada) de um voluntário saudável e não-fumante selecionado por meio de critérios (GAJENDIRAN et al., 2001). Posteriormente, as amostras foram irradiadas no Departamento de Energia Nuclear (DEN) em uma fonte de ⁶⁰Co (irradiador Gammacel 220) (temperatura da sala de ~22 °C) a uma taxa de dose absorvida de 0,021 Gy/min com doses absorvidas de 0,5 Gy e 0,75 Gy. As preparações citológicas para as análises cromossômicas foram obtidas a partir de cultura de linfócitos. Foram feitas culturas de 48h para o ensaio de dicêntrico, 72h para o ensaio de micronúcleo e em dois tempos de cultura (48h e 72h) para o ensaio combinado das técnicas. As lâminas foram confeccionadas a partir do precipitado de células ressuspenso em solução fixadora. Para as lâminas de micronúcleos e do ensaio combinado, o material foi gotejado próximo às lâminas. No caso de dicêntricos, foi respeitada uma distância aproximada de um metro da lâmina. Em seguida, as lâminas foram coradas com Giemsa 5%. As análises das alterações cromossômicas foram realizadas no microscópio óptico (Leica DM500). As lâminas foram examinadas em busca de células binucleadas viáveis. Para o ensaio de dicêntrico foram analisadas metafases viáveis, englobando amostras irradiadas e controle. Sendo contabilizados apenas os dicêntricos associados à presença de seus fragmentos acêntricos (IAEA, 2011). Os dados obtidos a partir da leitura das lâminas foram submetidos a testes estatísticos para a avaliação quanto à conformidade ao modelo de Poisson, sendo utilizados o índice de dispersão e o teste u de Papworth (IAEA, 2011). As estimativas de dose absorvida foram feitas utilizando o coeficiente das curvas de dose-resposta de dicêntrico e micronúcleo para feixe gama do Laboratório de Dosimetria Biológica do CRCN-NE e com o auxílio do programa Dose Estimate.

Resultados: Foram realizadas no modo de triagem três diferentes técnicas: o ensaio de dicêntricos (DC), o ensaio de micronúcleo por bloqueio da citocinese (MN) e o protocolo combinado de DC + MN com dois tempos de cultura celular 48h e 72h. No ensaio de dicêntrico, foram contabilizadas 533 células metafásicas, sendo 301 para o controle (0 Gy), 113 para a dose de 0,5 Gy e 119 para a dose de 0,75 Gy. Na distribuição celular dos dicêntricos, a variância não excedeu a média de forma significativa, com isso os valores de u estão dentro do intervalo de $\pm 1,96$ no limite de confiança de 95%.

Para o ensaio de micronúcleo, foram analisadas 4957 células binucleadas, sendo 2000 para o controle (0 Gy), 1599 para a dose de 0,5 Gy e 1358 para a dose de 0,75 Gy. A frequência de micronúcleo na amostra controle foi menor em relação às amostras irradiadas.

A distribuição dos micronúcleos seguiu o comportamento de Poisson, no entanto era esperado que os micronúcleos apresentassem sobredispersão (valor de u acima de 1,96) devido sua formação (MENDES et al., 2019) Os achados deste trabalho não apresentaram sobredispersão provavelmente pela quantidade de células analisadas não ter sido suficiente, acredita-se que com o aumento das células analisadas o comportamento de sobredispersão poderá ser observado.

No protocolo combinado de DC + MN, foram analisados dois tempos diferentes de cultura: 48 e 72 horas. Para a cultura de 48h foram analisadas um total de 588 metáfases, todas em M1 (46 cromossomos), sendo 95 para o controle, 338 para a dose de 0,5 Gy e 155 para a dose de 0,75 Gy. Ao longo das metáfases, na mesma lâmina, foram contabilizadas 185 células binucleadas, sendo 34 para o controle, 70 para a dose de 0,5 Gy e 81 para a dose de 0,75 Gy. As frequências de micronúcleo e dicêntrico se mostraram maiores nas amostras irradiadas em relação ao controle, sendo maiores para a dose de 0,75 Gy.

Na cultura de 72h foi observado o mesmo comportamento das frequências, elevação da frequência com o aumento da dose. Neste caso, foram analisadas 321 metáfases em M1 (98 para o controle, 140 para a dose de 0,5 Gy e 83 para a dose de 0,75 Gy). Ao longo das metáfases, na mesma lâmina, foram contabilizadas 295 células binucleadas (54 para o controle, 146 para a dose de 0,5 Gy e 95 para a de 0,75 Gy), por isso a relação entre o número de células binucleadas e células metafásicas (BN/M1) foi maior no tempo de cultura mais prolongado.

Tanto a distribuição de dicêntricos como de micronúcleos tenderam a subdispersão, quando as variâncias não excedem as médias, mesmo assim os valores de u não foram significativos, pois apresentaram valores na faixa de $\pm 1,96$ com um intervalo de confiança de 95%. Isto demonstra que os experimentos *in vitro* seguiram a distribuição de Poisson como se espera para radiações de baixa LET.

Conclusões: O uso do protocolo combinado para triagem e estimativa de dose absorvida em casos de suspeita de superexposição à radiação ionizante mostra-se uma alternativa promissora que deverá ser considerada em análises futuras.

Através do protocolo combinado foi possível realizar a análise de dicêntrico e micronúcleo em uma única lâmina, além de permitir a análise de metáfases exclusivamente em seu primeiro ciclo celular (M1), a partir da distinção, pela quantidade de cromossomos, entre M1 e M2 na mesma lâmina.

As doses absorvidas estimadas com o protocolo combinado demonstram-se condizentes com as encontradas por meio do uso das técnicas de dicêntricos e micronúcleos separadamente.

As análises prosseguirão com aumento no número de metáfases contabilizadas nestas doses, bem como com a inserção de doses absorvidas mais elevadas no estudo.

Referências:

- [1] International Atomic Energy Agency, IAEA (2011). Cytogenetic dosimetry: applications in preparedness for, and response to radiation emergencies. EPR-Biodosimetry.
- [2] TESTA, A.; PALMA, V.; PATRONO, C. a Novel Biological Dosimetry Assay As a Potential Tool for Triage Dose Assessment in Case of Large-Scale Radiological Emergency. Radiation Protection Dosimetry, p. 1–3, 2019.
- [3] GAJENDIRAN N, TANAKA K, KUMARAVEL TS and KAMADA N (2001). Neutron-Induced Adaptive Response in Go Human Lymphocytes Using the Comet Assay. Journal of Radiation Research, (42) 91-101.
- [4] MENDES, M. E. et al. Comparative study of micronucleus assays and dicentric plus ring chromosomes for dose assessment in particular cases of partial-body exposure. International Journal of Radiation Biology, v. 95, n. 8, p. 1058–1071, 2019.

International Joint Conference Radio 2022

Estudo do limiar da eficiência funcional de peptídeo antimicrobiano (PAM) sujeito a irradiação gama.

De Lima, M.^a, Serrano, N.F.G.^b, Mendes, A. J. B.^a, Curzio R.C.^c; Medeiros, M.P.C.^a; Araujo-
Moreira, F.M.^a.

^a Instituto Militar de Engenharia (IME), Praça General Tibúrcio, 80, 22290-270, Urca, Rio de Janeiro, RJ,
Brasil

^b Departamento de Física, Universidade Federal de São Carlos, Caixa Postal 676, 13565-905 São Carlos
SP, Brasil

^c Instituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN) / Seção de Defesa Radiológica e
Nuclear (SDRN). Avenida das Américas, 28.705, Guaratiba, 23020-470, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

E-mail: fernando.manuel@ime.eb.br

Introdução:

Neste trabalho submetemos um peptídeo antimicrobiano (PAM) específico e inédito [1], denominado NS-3, de amplo estudo no nosso grupo, a diferentes níveis de radiação gama. Dentro da área de DQBRN (Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear), o intuito é verificar o limiar de manutenção de atividade antimicrobiana do PAM num ambiente de radiação ionizante. Essa atividade das diferentes amostras irradiadas está sendo testada em laboratório com nível III de contenção biológica (NB3) em amostras de microrganismos passíveis de serem usados com bioarmas em cepas de menor virulência/potencial patogénico. Vale destacar que esse PAM estará sendo objeto de estudo de viabilidade para ser utilizado em campo pelos combatentes como antídoto contra armas biológicas (bioarmas). Dessa maneira, no contexto QBRN é importante dispor da informação do seu comportamento antimicrobiano no ambiente de radiação ionizante, que é o que se pretende obter no final desta pesquisa.

Os efeitos biológicos das radiações ionizantes podem ser estocásticos ou determinísticos. A principal diferença entre eles é que os efeitos estocásticos causam a transformação celular enquanto os determinísticos causam a morte celular [2].

Chamamos de radiação ionizante a radiação eletromagnética ionizante e a propagação de partículas com energia cinética. A primeira é o resultado da associação de um campo elétrico e um campo magnético perpendiculares entre si, que se propagam no espaço. Já a segunda é resultado do decaimento de átomos instáveis quer seja por excesso de carga, quer seja por excesso de massa que podem emitir além de raios X e gama, partículas como alfa, beta, prótons, nêutrons entre outras, para se estabilizar.

A interação da radiação ionizante com o meio se dá através da deposição de energia da radiação incidente, rompendo a ligação de um elétron na camada eletrônica e o ejetando, transformando o átomo em um par de íons: o elétron ejetado e o átomo com um elétron a menos em sua configuração [3].

O processo de deposição de energia via radiação ionizante é a grandeza *dose absorvida*, cuja unidade é Joule/quilograma, que recebe o nome de Gray (Gy). Porém em se tratado de radioproteção, não somente a quantidade de energia depositada é medida, mas também devemos considerar o tipo de radiação (feixe de fótons, nêutrons, elétrons, prótons, partículas, alfa etc.). Isso porque todos eles possuem valores distintos do fator peso da radiação e apresentam diferença na deposição de energia e tecidos de órgãos diferentes possuem fatores de peso de tecido distintos. Isto porque células mais maduras e com alto grau de diferenciação celular são menos radiosensíveis do que células imaturas e com baixo grau de diferenciação celular. O resultado é uma grandeza denominada *dose equivalente* e a unidade Sievert (Sv).

Estima-se que quando a radiação ionizante interage com o tecido biológico, ocorrerá em cerca de 70% dos eventos, quebra de moléculas de água, processo indireto denominado de radiólise da água, tendo como resultado a formação de radicais livres e no final das reações químicas, formação do composto peróxido de hidrogênio (água oxigenada), tóxico às células. Nos outros 30% dos eventos, a radiação pode interagir com o DNA celular causando danos, o

que se denomina de efeitos *diretos*. Através da ação direta ou indireta, o DNA pode ser alterado geneticamente ou pode perder a integridade física. Entretanto, dos danos celulares, os mais importantes são os que afetam o DNA, onde células danificadas podem morrer ao tentar se dividir ou sofrer reparos. Se este reparo for eficiente, a célula continuará com sua função original, sem alterações e sem consequências futuras. Porém, se no processo de reparo houver erros, poderá ocorrer mutações que causem a morte reprodutiva da célula ou as alterações no material genético das células sobreviventes trazendo consequências em longo prazo, como câncer radioinduzido ou má formação genética nos descendentes do indivíduo irradiado. O efeito das radiações sobre estruturas biológicas depende da dose absorvida, taxa de exposição e da forma de exposição, pois esta pode ser localizada ou não. Qualquer valor de dose absorvida pode causar danos celulares, inclusive as doses absorvidas provenientes de exposição à radiação natural. A questão principal é a probabilidade do dano que varia de acordo com a taxa de dose: quanto maiores as taxas de dose absorvida, maior a probabilidade de aparecimento dos efeitos biológicos [2].

Metodologia:

A atividade antimicrobiana do PAM [3-8] (com e sem irradiação) sobre os microrganismos (cepas vacinais de menor virulência) de varíola e antraz, ambos considerados fortíssimos candidatos ao uso como bioarmas, será testada através de plaqueamento em placa de Petri em laboratório de biossegurança nível III (NB3). Os processos de irradiação com gama estão sendo realizados no IDQBRN/CTEx. Na metodologia os principais passos são: (a) síntese do PAM; (b) verificação da atividade do PAM (sem irradiação) sobre amostras de microrganismos de menor virulência (*Staphylococcus aureus* e *E. coli*) passíveis de serem estudados em laboratório de baixo nível de biossegurança (NB1 ou NB2); (c) verificação da atividade do PAM (sem irradiação) sobre amostras de cepas vacinais de antraz e varíola (em laboratório NB3); (d) irradiação do PAM no IDQBRN com radiação gama (abrangendo todo o espectro de valores possíveis) e verificação da sua atividade sobre amostras de cepas vacinais de antraz e varíola (em laboratório NB3).

Resultados:

Os resultados preliminares obtidos mostram a existência de um claro limiar de supressão da atividade antimicrobiana do NS-3.

Conclusões:

Ainda preliminarmente, o método de irradiação por raios gama se mostrou parcialmente eficiente na supressão da atividade do PAM denominado NS-3. Mesmo após a irradiação, para valores baixos a atividade do PAM ainda foi suficiente na eliminação do potencial virucida de amostras de menor virulência dos tipos *Staphylococcus aureus* e *E. coli*.

Referências:

1. Em início do processo de patenteamento junto ao INPI via AGITEC, Agência de Gestão e Inovação Tecnológica do Exército (2022).
2. <http://www.fiocruz.br/biossegurancahospitalar/dados/material10.pdf>
3. Efeitos biológicos das radiações ionizantes - Instituto de Engenharia
4. Sanderson, J. M.; Peptide–lipid interactions: insights and perspectives; *Organic & Biomolecular Chemistry*, v.3, n.2, p.201-212 (2005).
5. Bechinger, B.; *The structure, dynamics and orientation of antimicrobial peptides in membranes by multidimensional solid-state NMR spectroscopy*; *Biochimica et Biophysica Acta (BBA) - Biomembranes*, v.1462, n.1-2, p.157-183 (1999).
6. Shai, Y.; *Mode of action of membrane active antimicrobial peptides*; *Biopolymers*, v.66, n.4, p.236-248 (2002).
7. Bechinger, B. e Lohner, K.; *Detergent-like actions of linear amphipathic cationic antimicrobial peptides*; *Biochimica et Biophysica Acta (BBA) - Biomembranes*, v.1758, n.9, p.1529-1539 (2006).
8. Zasloff, M.; *Antimicrobial peptides of multicellular organisms*; *Nature*, v.415, n.6870, p.389-395 (2002).

International Joint Conference Radio 2022

Integridade física de tecido não tecido (tnt) submetidos à radiação gama esterilizante

Hwang, F. S¹, Medeiros, T. P. M¹, Lima, F. F¹, França, E. J¹.

**1 Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE/CNEN). Av. Prof. Luís Freire,
200 50730-120 Recife, PE, Brasil
suy.hwang@cnen.gov.br**

INTRODUÇÃO

O ano de 2019 foi atípico e emblemático, pois se noticiaram vários casos de uma pneumonia de difícil tratamento vindo da província de Hubei na República Popular da China. Logo, a Organização Mundial da Saúde (OMS) declarou a doença causada pelo novo coronavírus (COVID-19) como Emergência de Saúde Pública de Importância Internacional, assim sendo caracterizada rapidamente como uma pandemia [1]. O mundo não estava preparado para a chegada deste vírus, assim como não havia preparação para combatê-lo. Com o intuito de diminuir a contaminação e a transmissão, a OMS preconizou de maneira incisiva o uso de equipamentos de proteção individual (EPI's) como máscaras, luvas e aventais (neste caso principalmente para área médica). Diante da demanda sem precedentes e com esgotamento da capacidade de produzir EPIs para área médica, os EPIs que eram considerados descartáveis desde o primeiro uso passaram a ser utilizados por um período prolongado [2,3,4]. Claramente, a reutilização segura desse material pode resultar em proteção à biodiversidade e aos recursos ambientais. Por isso, este trabalho visa aplicar microscopia ótica para a avaliação de integridade de tecido não tecido (TNT) utilizados em EPIs após descontaminação/esterilização por radiação gama esterilizante.

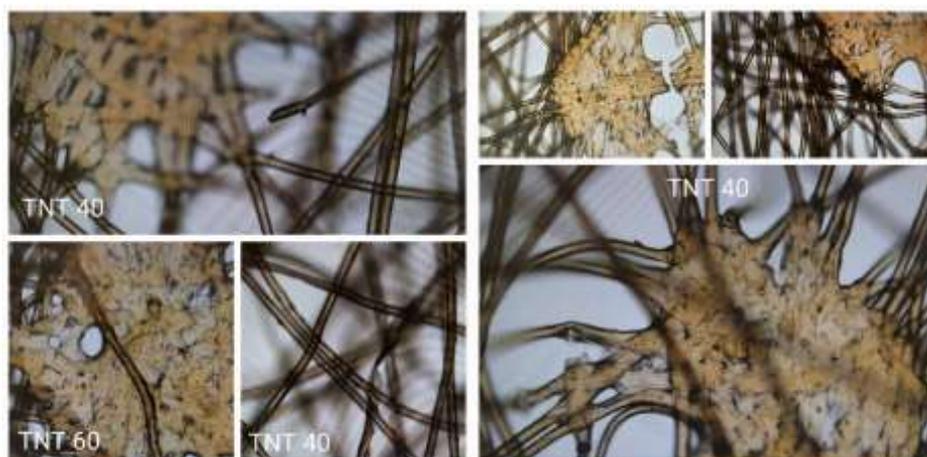
METODOLOGIA

Neste trabalho utilizamos o TNT que sempre foi utilizado na confecção de EPI's, principalmente de uso médico-hospitalar, pela sua versatilidade e baixo custo [5]. Para a irradiação do TNT com fonte de radiação gama, foram dispostos recortes de 20 cm x 20 cm justapostos e intercalando com TNT de 40 g/m² e 60 g/m², perfazendo um total de 12 amostras de TNT de densidade de 40 g/m² e 11 amostras do TNT de 60 g/m², em recipiente tipo Becker de 2 L coberto com filme plástico de PVC. A irradiação foi realizada no Laboratório de Metrologia das Radiações Ionizantes do Departamento de Energia Nuclear da UFPE (LMRI-DEN/UFPE), em que a fonte de Co-60 está disposta no equipamento tipo Gammacell para a irradiação das amostras com dose de 25 kGy [6]. Após a irradiação, 5 recortes de dimensão 2 cm x 1 cm foram transferidos para lâminas de microscopia ótica para o imageamento em objetiva de 100x. Além disso, brancos (controle) não irradiados também foram analisados como ocorreu para as amostras.

RESULTADOS

O objetivo deste trabalho foi realizar ensaios que corroborassem o fato de polímeros médicos não serem afetados pela radiação ionizante durante o processo de esterilização. Com a aplicação da microscopia ótica, percebeu-se que o material de 40g/m² apresentou uma maior fragilidade ao longo de sua trama mesmo para o grupo denominado branco (controle não irradiado). Já o TNT de 60g/m² se manteve mais firme e íntegro mesmo após serem submetidos a dose mencionada pela literatura. Foram percebidos desde fios soltos, como uma maior área entre as tramas até danos de ruptura dos pontos de soldas da trama do TNT, como se pode visualizar na Figura 1.

Figura 1: Imagens de danos às tramas de TNT de 40 e 60g/m² irradiado



CONCLUSÃO

Através da microscopia ótica algumas alterações se mostraram persistentes: a soltura de fios da trama do “tecido”, tanto no TNT de 40 g/m² como no TNT de 60 g/m², além das rupturas mais severas, menos observadas no TNT de 60 g/m². Esta constatação sugere a utilização de TNT dessa gramatura como a mais adequada no sentido amplo da proteção e na confecção de EPI’s, assim como na sua reutilização, conferindo menor prejuízo à biodiversidade e aos recursos ambientais.

REFERENCIAS

- [1] WORLD HEALTH ORGANIZATION - WHO. Coronavirus disease (COVID-19) pandemic. 2021. Disponível em: https://www.who.int/emergencies/diseases/novel-coronavirus2019?gclid=EAIaIQobChMIz6-K7YG78QIVmgytBh21zABUEAAYASAAEgILx_D_BwE.
- [2] AGÊNCIA NACIONAL DE VIGILÂNCIA SANITÁRIA – ANVISA. NOTA TÉCNICA GVIMS/GGTES/ANVISA Nº 07/2020: orientações para serviços de saúde: medidas de prevenção e controle que devem ser adotadas durante a assistência aos casos suspeitos ou confirmados de infecção pelo novo coronavírus (SARS-CoV-2). 7. ed. Brasília, 2020a. 50 p.
- [3] PHAN, T. L.; CONGO, T. C. A. Reusable Mask for Coronavirus Disease 2019 (COVID-19). Archives of Medical Research. v. 51, n. 5, p. 455 – 457. 2020. doi:10.1016/j.arcmed.2020.04.001.
- [4] CENTERS FOR DISEASE CONTROL AND PREVENTION – CDC. Interim Infection Prevention and Control Recommendations for Healthcare Personnel During the Coronavirus Disease 2019 (COVID-19) Pandemic, USA, 2020a, disponível em: <https://www.cdc.gov/coronavirus/2019-ncov/hcp/infection-control-recommendations.html>. Acesso em: 11 de Jun. de 2022.
- [5] ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS - ABNT. NBR 13370: Não tecido: terminologia. 2. Ed. Rio de Janeiro: ABNT, 2017.
- [6] AQUINO, K. A. S.; da Silva, R. C.; da Silva, R. M. A Interação da Radiação Gama com a Matéria no Processo de Esterilização. Rev. Virtual Quim. 2014, 6 (6), 1624-1641. Data de publicação na Web: 18 de dezembro de 2014: <https://rvq-sub.sbq.org.br/index.php/rvq/article/view/805>.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação das alterações cromossômicas instáveis em linfócitos expostos a diferentes concentrações de Rn²²²

Drewke¹ A. C., Moraes¹ F. C. T., Mendes¹, M. E., Silva^{1,3}, L. M., Mendonça^{2,3} A. M.,
Hwang¹, SF, Lima² F. F.

¹Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste - CRCN-NE/CNEN, Av. Professor Luiz Freire, 200 - Recife, PE

²Departamento de Biofísica e Radiobiologia – UFPE, Av. Professor Moraes Rego, 1235, Recife, PE

³Programa de Pós-graduação em Tecnologias Energéticas e Nucleares UFP3E, Av. Professor Luiz Freire, 1000 - Recife, PE

alessadrewke@gmail.com/fabiana.farias@cnen.gov.br

Introdução: Elementos radioativos, como o Radônio (²²²Rn), produto do decaimento de moléculas do Rádío (²²⁶Ra), estão presentes naturalmente no solo e em rochas e são facilmente dissolvidos na água e no ar. Particularmente, para pessoas morando ou trabalhando em áreas com concentração elevada de Rn²²² no ar, a dose absorvida pode ser substancial [1].

No Nordeste do Brasil, há uma extensa faixa de sedimentos rochosos uranofosfatados que abrange 150 Km da costa dos estados de PE e PB, conhecida como Região Urano Fosfática. Estudos de monitoramento em cidades dessa região realizados por Ramos [2] demonstraram concentrações de atividade indoor do gás ²²²Rn até 1.174Bq/m³. Segundo Amaral [3], a dose efetiva anual associada a ingestão desse nuclídeo na água da poços das mesmas cidades chegam a médias de 0.125 mSv/ano, ultrapassando o nível de referência de 0,1 mSv/ano recomendado pela USEPA [4]. Como são Elementos emissores de radiação ionizante, podem induzir a formação de alterações cromossômicas geralmente utilizadas pela dosimetria citogenética para estimativa de dose absorvida, como o ensaio de dicêntricos [5,6].

Diante do cenário apresentado, se mostra de suma importância o estudo acerca da saúde da população residente nas regiões apresentadas, avaliando a frequência das respectivas alterações. O objetivo do presente trabalho é de avaliar a resposta em alterações cromossômicas instáveis em amostras sanguíneas irradiadas por ²²²Rn *in vitro*, simulando as condições da população residente na Região Urano Fosfática de Pernambuco.

Metodologia: Foram coletadas amostras de sangue periférico (30 ml) em tubos de coleta a vácuo com tubos heparinizados Vacutainer® de doadora do sexo feminino, 26 anos e não fumante, após assinatura do termo livre e esclarecido pelo voluntário. As irradiações do sangue coletado foram realizadas no Serviço de análises ambientais do CRCN-NE em câmara de ²²⁶Ra com atividade de 105 KBq com taxa de produção constante de ²²²Rn, as amostras foram expostas a concentrações de 93,3; 661,1 e 26,0 KBq/m³ por 1 hora. As preparações citológicas para as análises cromossômicas foram obtidas a partir de cultura de linfócitos, seguido da confecção das lâminas a partir do precipitado celular ressuspenso em 0,5 – 0,75ml de solução fixadora que foi gotejado em dois pontos na lâmina. Cerca de 24 horas após o gotejamento, as lâminas foram coradas em Giemsa 5% por 7 minutos. A análise das alterações cromossômicas foi realizada ao microscópio ótico, com objetivo de avaliar em média 400 metáfases viáveis por concentração e as frequências de alterações cromossômicas contabilizadas.

Resultados: Um aumento significativo (p < 0,05) na frequência de dicêntricos em relação ao grupo controle é observado em todas as concentrações, segundo o teste de qui-quadrado (p-value = 0,05). Também foi registrado um aumento absoluto proporcional entre as doses irradiadas, contudo, estatisticamente não era significativo (p > 0,05).

Tabela 1 – Distribuições intercelulares de dicêntricos com respectivos índices estatísticos

Concentração de Atividade (kBq/m ³)	Total de Metáfases	Dic	Distribuição Intercelular (Dic)						
			Y	0	1	2	σ^2	σ^2/y	u
0	400	1	0,003	399	1	0	0,003	1,000	-
26,0	481	13	0,027	468	13	0	0,026	0,975	-0,403
66,1	414	10	0,024	404	10	0	0,024	0,978	-0,330
93,3	425	20	0,047	407	16	2	0,054	1,156	2,325

(Y – frequência (média); σ^2 - variância; σ^2/y – índice de dispersão).

Observa-se ainda que na análise de dicêntricos (DIC) o índice u segue a distribuição de Poisson em todas as concentrações, exceto na mais alta. O padrão de sobredispersão ($u > 1,93$) encontrado na concentração de atividade de 93,3 KBq/m³, é o comportamento esperado na avaliação dessa alteração cromossômica para irradiações de alta LET. Entretanto, em doses mais baixas pode ser apresentado um comportamento semelhante ao esperado para radiações de baixa LET [5,7]. De maneira similar, Hamza *et al* [8] em seu trabalho, que foram utilizadas concentrações de atividades a partir de 122 KBq/m³, também observou que as amostras seguiram a distribuição de Poisson nas concentrações mais baixas que utilizou e tinham comportamento de sobredispersão nas mais altas. Meenakshi e Mohankumar [9] também observaram uma frequência significativa ($p < 0,0001$) de cromossomos dicêntricos em linfócitos de voluntários fumantes e não fumantes induzidos pela exposição *in vitro* ao radônio, mesmo em baixas doses, reforçando o uso desse biomarcador como padrão ouro na biodosimetria e provando sua eficiência como bom marcador para exposição ao radônio [10].

Conclusões: A técnica de dicêntrico mostrou-se sensível em apontar a exposição à radiação emitida pelo Radônio, observando-se diferença estatística entre o grupo controle e irradiado. A técnica também se mostrou promissora quanto a quantificar o nível de exposição de um indivíduo a esse tipo de radiação, visto que foi observado um aumento proporcional de alterações em relação à concentração, o que é esperado pela literatura, ainda que não haja diferença estatística entre esses valores. Como perspectiva será realizada a análise de um do número maior de metáfases, buscando uma melhor compreensão e correlação entre a frequência de alterações com a concentração de atividade de Rn²²² e posteriormente análise dos residentes da região Urano Fosfática de Pernambuco.

Referências

- [1] POHL-RULING, J. et al. Chromosomal aberrations of blood lymphocytes induced *in vitro* by radon-222 daughter α -irradiation. **Mutation Research**, v. 449, p. 7–19, 2000.
- [2] RAMOS, Mariana Luiza de Oliveira Santos. **Radônio-222 e a ocorrência de câncer de pulmão em municípios da Região Metropolitana de Recife com afloramentos de fosforito uranífero**. Tese de Doutorado. Universidade Federal de Pernambuco, 2020.
- [3] AMARAL, Romilton dos Santos et al. Environmental ionizing radiation dose outdoor in an inhabited area with a high concentration of urano-phosphate in northeast of Brazil. **Radiation protection dosimetry**, v. 181, n. 3, p. 181-189, 2018.
- [4] USEPA - UNITED STATES ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY. **Assessment of risks from radon in homes**, v. 402, p. 03 - 003, 2003.
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Cytogenetic Dosimetry: Applications in Preparedness for and Response to Radiation Emergencies. **Manual Series**, p. 247, 2011.
- [6] ALTIKULAÇ, A.; TURHAN S.; GÜMÜS, H. The natural and artificial radionuclides in drinking water samples and consequent population doses. **Journal of Radiation Research and Applied Sciences**, v. 8, n. 4, p. 578–582, 2015.
- [7] DI GIORGIO, M. et al. Chromosome aberrations induced in human lymphocytes by heavy charged particles in track segment mode. **Radiation protection dosimetry**, v. 108, n. 1, p. 47-53, 2004.
- [8] HAMZA, V. Zareena et al. A simple method to irradiate blood cells *in vitro* with radon gas. **Radiation protection dosimetry**, v. 130, n. 3, p. 343-350, 2008.
- [9] MEENAKSHI, C.; MOHANKUMAR, Mary N. Synergistic effect of radon in blood cells of smokers—an *in vitro* study. **Mutation Research/Genetic Toxicology and Environmental Mutagenesis**, v. 757, n. 1, p. 79-82, 2013.
- [10] ROBERTSON, Aaron et al. The cellular and molecular carcinogenic effects of radon exposure: a review. **International journal of molecular sciences**, v. 14, n. 7, p. 14024- 14063, 2013.

Livro de RESUMOS

Simulação matemática



International Joint Conference

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022
Poços de Caldas – Minas Gerais
Brasil

International Joint Conference Radio 2022

**Modelos computacionais de exposição com fantasmas de voxels acoplados ao código Monte Carlo
egsnrc**

**José Wilson VIEIRA^{1,2}, Viriato LEAL NETO¹, Pedro Henrique Avelino de ANDRADE¹, Alex
Cristóvão Holanda de OLIVEIRA^{1,6,7}, Vanildo Júnior de Melo LIMA⁴, Isabelle Viviane Batista
de LACERDA^{6,7}, Luís Rodrigo D'Andrada BEZERRA¹, Arykerne Nascimento Casado da
SILVA⁵, William de Souza SANTOS⁸, Ivan Eufrázio de SANTANA³, Woody Alem Wanderley
Araripe FARIAS³, Larissa Cristina Silva dos SANTOS³, Fernanda Gonçalves OLIVEIRA¹ e
Fernando Roberto de Andrade LIMA^{3,6}**

**¹ Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco, IFPE
Av. Prof. Luís Freire, 500, CEP 50740-540, Recife, PE**

**² Escola Politécnica de Pernambuco-UPE
Rua Benfica, 455, CEP 50750-470, Recife, PE**

**³ Departamento de Energia Nuclear-UFPE
Av. Prof. Luís Freire, 1000, CEP 50740-540, Recife, PE**

**⁴ Departamento de Anatomia-UFPE
Av. da Engenharia, 185-297, CEP 50670-901, Recife, PE**

**⁵ Departamento de Física-UFPE
Av. Prof. Luís Freire, s/n Cidade Universitária, 50760-901, Recife, PE**

**⁶ Centro Regional de Ciências Nucleares-CRCN-NE/CNEN
Av. Prof. Luís Freire, 200, CEP 50740-540, Recife, PE**

**⁷ Faculdade Nova Esperança, FACENE-FAMENE
Avenida Frei Galvão, 12, Gramame, CEP 58067-695, João Pessoa, PB**

**⁸ Instituto de Física, Universidade Federal de Uberlândia – Uberlândia, MG
Rodovia LMG 746, Km 1, Bloco 1 A, 2º Piso, Sala 307**

Em dosimetria computacional das radiações ionizantes, a energia depositada em órgãos e tecidos radiosensíveis do corpo humano é avaliada quando um simulador antropomórfico (fantoma) é irradiado, usando modelos computacionais de exposição (MCEs). Pode-se imaginar um MCE como uma cena virtual composta por um fantoma em posição matematicamente definida em relação a uma fonte radioativa. Para os estados subsequentes de uma história são utilizados robustos códigos Monte Carlo (MC), que simulam, entre outros, o livre caminho médio que a partícula realiza sem interagir, sua interação com os átomos do meio e a quantidade de energia depositada por interação. Estes são os passos típicos quando a simulação envolve fótons e/ou elétrons primários. O GDN (sigla historicamente utilizada pelos membros do Grupo de Pesquisa em Dosimetria Numérica e do Grupo de Pesquisa em Dosimetria Computacional e Sistemas Embarcados) tem publicado MCEs onde um fantoma de voxels é irradiado por fótons no ambiente do código MC EGSnrc (EGS = *Electron Gamma Shower*; nrc = *National Research Council Canada*). A produção destes artigos, relatórios de iniciação científica, dissertações e teses motivou o desenvolvimento de ferramentas computacionais específicas para as diversas etapas da dosimetria numérica, desde a preparação de arquivos de entrada, passando pela execução do MCE, até a organização e análise dos resultados. Desde 2004, o GDN produz aplicativos *in-house* como o FANTOMAS, o CALDose_X, o DIP (*Digital Image Processing*) e o MonteCarlo. Para este trabalho, a versão binária do fantoma MASH (*Male Adult meSH*) do DEN-UFPE foi convertida para o novo tipo de arquivo de texto SID (*Sistema de Informações Dosimétricas*), usando implementações recentes no DIP. Em seguida, foi acoplado ao código de usuário do EGSnrc. O novo MCE, denominado SID para diferenciar do antigo (DATA), foi testado com o algoritmo da fonte planar usado pelo GDN para simulações em dosimetria ambiental. Este algoritmo produz uma distribuição de

fótons na superfície do fantoma em posição ortostática sobre o centro de um disco plano de onde os fótons se originam. Os MCEs SID e DATA foram executados e os arquivos de texto resultantes lidos em um novo aplicativo, o MCEsDataSid. Especialmente desenvolvido para organizar e exibir em tabelas e gráficos os dados simulados, o MCEsDataSid permite que o usuário analise as distribuições de voxels por órgão e também os coeficientes de conversão produzidos. Os resultados dosimétricos foram estatisticamente similares, houve um pequeno ganho em performance na leitura do novo algoritmo no código de usuário do EGSnrc e um ganho substancial em armazenamento de dados, quando se compara o tamanho do arquivo SID com qualquer tipo de arquivo de texto ou binário contendo o fantoma. Assim, o GDN considera validada a metodologia SID e passará a utilizá-la em futuras publicações sobre dosimetria das radiações ionizantes. O MCEsDataSid e diversas outras ferramentas computacionais úteis a dosimetristas estão disponíveis na página do GDN.

PALAVRAS-CHAVE: Modelos Computacionais de Exposição, Fantoma de Voxels, Monte Carlo, EGSnrc.

REFERÊNCIAS

- KAWRAKOW, I.; MAINEGRA-HING, E.; ROGERS, D. W. O.; TESSIER, F.; WALTERS, B. R. B., **The EGSnrc Code System: Monte Carlo Simulation of Electron and Photon Transport**, NRCC Report PIRS-701, National Research Council of Canada, Ottawa, 2021.
- KRAMER, R.; VIEIRA, J. W.; KHOURY, H. J.; LIMA, F. R. A.; FUELLE, D., **All About MAX: A Male Adult Voxel Phantom for Monte Carlo Calculations in the Area of Radiation Protection Dosimetry**, *Phys. Med. Biol.*, 48, 1239-1262, 2003.
- VIEIRA, J. W.; LIMA, F. R. A., **A Software to Digital Image Processing to Be Used in the Voxel Phantom Development**, *Cellular and Molecular Biology*, 55, 16-22, 2009.

International Joint Conference Radio 2022

Comparação de cálculo de fator de transmissão simulado adotando modelo de transporte de fótons e a metodologia tradicional

Azevedo^a A. M., Cardoso^a D.O., Medeiros^a M.P.C, Gavazza^a S., Morales^a R. K.

^aInstituto Militar de Engenharia / Seção de Engenharia Nuclear (SE/7)

Praça General Tibúrcio, 80, 22290-270, Urca, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

ary.azevedo92@gmail.com

Introdução: Sabe-se que o funcionamento do *MCP5* se baseia no acompanhamento da partícula ou fóton desde a geração até o ponto final da trajetória. O presente trabalho dá continuidade ao estudo sobre blindagem bilaminada. Neste a proposta sobre avaliação do fator de transmissão será observada pelo método tradicional de cálculo e os resultados obtidos, por meio do transporte de fótons, também oriundos da simulação computacional. O método tradicional de cálculo é composto pela razão entre a energia depositada no detector; no numerador são considerados os pulsos detectados no material absorvedor e, no denominador considera-se os pulsos detectados sem a presença do material absorvedor. Os resultados obtidos pelos dois métodos serão analisados e comparados.

Metodologia: A metodologia adotada para ambos *os setups* foi a comparação de espectros gerados por meio da simulação de três esferas concêntricas com uma fonte pontual de energia 662 KeV. Os *Tally F1* e *F8* com discretização de energia em 40 intervalos.

A primeira esfera de atenuação é composta por chumbo, a segunda esfera o material adotado foi o ferro. A terceira esfera é a célula de detecção onde serão comparados os resultados obtidos.

O primeiro arranjo se refere ao fator de transmissão calculado por meio do transporte de fótons usados no *Tally F1*. Nesse modelo de resposta o *MCNP5* calcula o número de partículas ou fótons que passaram pela superfície após os absorvedores (1). Nessa etapa o material adotado para a terceira esfera foi o vácuo. Como a resposta dada pelo programa é normalizada, o somatório dos fótons é o próprio fator transmissão, os fótons que passaram sem perda de energia são considerados a atenuação exponencial e o *buildup* pode ser calculado pela fórmula:(2)

$$FB = \frac{\text{Radiação não colidida} + \text{Radiação colidida}}{\text{Radiação não colidida}}$$

Os resultados obtidos pela metodologia tradicional, o segundo arranjo, na terceira esfera, foi adotado como material o cristal do detector BGO. Nessa etapa foi utilizado o *Tally F8*, que calcula o número de pulsos na célula requisitada (1). Para a obtenção da resposta foi necessário simular o *setup* com e sem os absorvedores. O cálculo do fator de transmissão foi feito pela razão entre os somatórios desses resultados, no numerador usou-se os resultados obtidos com os atenuadores e no denominador os pulsos sem os absorvedores. A atenuação exponencial pode ser calculada pela razão pulsos gerados somente pelo efeito fotoelétrico gerado, o *buildup* foi calculado pela mesma fórmula do primeiro arranjo. Para todas as simulações foi utilizado como parâmetro de encerramento a criação de 10^8 de fótons gerados na fonte.

Resultados: Os resultados obtidos pelo primeiro arranjo, mostrou ser compatível quando comparado ao resultado proveniente da razão do segundo arranjo. Ao simular o primeiro *setup* do segundo arranjo, foi verificado que os resultados foram semelhantes ao do primeiro arranjo. A prévia do resultado a seguir é referente a espessura de 0,65 cm de ferro e 1,2 cm de chumbo.

<i>Tallys</i>	Fótons com 662 KeV	Total dos fótons
F1	0,1826	0,3204
F8	0,1082	0,3202
Razão F8	0,1818	0,3202

Conclusões: Pode-se concluir que os resultados obtidos por ambos os arranjos são compatíveis para o cálculo de fator de transmissão. Os resultados do primeiro *setup* do segundo arranjo foram compatíveis, pois o MCNP5 expressa os resultados normalizados.

A diferença entre os resultados do primeiro e segundo arranjo é por conta da metodologia usada, pode-se dizer que o *Tally F1* calcula o transporte de fótons e o *Tally F8* a energia depositada por conta das interações do fóton com o detector.

A incerteza associada não passou de 0,001 para ambos os arranjos. Mesmo no segundo arranjo sendo deposição de energia, o detector simulado tem um elevado número atômico.

Referências:

1. Los Alamos National Laboratory. *MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume I: Overview and Theory*; 2018. 416p
2. ATTIX, F. H. *INTRODUCTION TO RADIOLOGICAL PHYSICS AND RADIATION DOSIMETRY*. 3. ed. Wisconsin: Willey-VHC, 1986. 663 p

International Joint Conference Radio 2022

Nanodosimetria: um estudo utilizando o código de Monte Carlo PENELOPE no exercício do TG

6.2 do EURADOS WG 6

Araujo^a L. F., Fonseca^a T. C. F.

^aDepartamento de Engenharia Nuclear, Universidade Federal de Minas Gerais (UFMG), Brasil

lucasfaraujo@ufmg.br

Introdução: Com os avanços tecnológicos principalmente no desenvolvimento de novos materiais em nanoescala, diversos estudos vem sendo realizados no ambiente celular utilizando a radiação ionizante, com interesse em elétrons de baixa energia e alcance [1-3]. O uso dos códigos de Monte Carlo (MC) facilita no desenvolvimento de possíveis teorias por fazerem uso de seções de choque para simular o transporte de diversas partículas com diferentes energias cinéticas possibilitando modelar geometrias em escalas de macro e micrometros. Em literatura, é possível encontrar vários estudos que utilizam os códigos de MC para simular o comportamento da radiação ionizante em micro e nanoescala [4-7]. O objetivo deste trabalho é apresentar um estudo realizado com o código de Monte Carlo PENELOPE, para um exercício de nanodosimetria utilizando água líquida, e um espectro de elétrons de baixa energia.

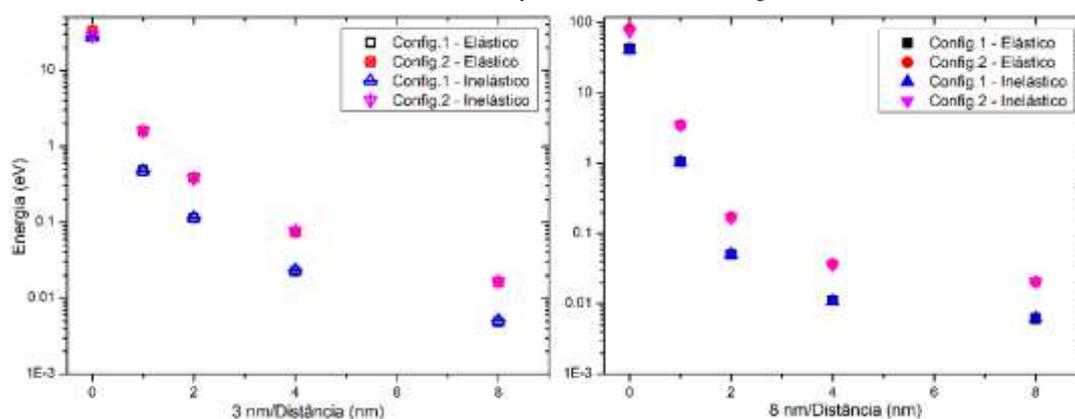
Metodologia: O grupo EURADOS (*European Radiation Dosimetry Group*) de estudos focado na área de 'Dosimetria Computacional' em 2018, conduziu exercícios de modelagem e simulação para micro e nanodosimetria utilizando diferentes códigos de MC. O objetivo foi quantificar as incertezas nos resultados, devido as diferentes bibliotecas de seção de choque na presença de elétrons[8]. Este trabalho utilizou o exercício do EURADOS para criar um cenário, utilizando uma fonte radioativa de ¹²⁵I modelada no centro de uma esfera de água líquida de 10 µm de diâmetro. Outras pequenas esferas (alvos) de 3 nm de diâmetro (semelhante ao tamanho da dupla hélice do DNA) e 8 nm de diâmetro (semelhante ao tamanho do nucleossomo) foram modeladas também dentro da esfera de água. As esferas-alvos foram modeladas multiplicando em 0, 1, 2, 4 e 8 vezes seu raio (R) a partir da fonte pontual. O código PENELOPE-2018 (*Penetration and ENergy LOss of Positrons and Electrons*) foi utilizado para o transporte de partículas[9]. O espectro de elétrons do ¹²⁵I foi obtido de *Howell in Med. Phys. 19 (6) 1992*[10]. Neste espectro, (definido como Configuração 1) somente os decaimentos de elétrons Auger, *Coster-Kronig* (C.K.) e Conversão Interna (C.I.) são utilizados. Um segundo espectro (definido como Configuração 2) foi definido removendo os elétrons de energias abaixo de 50 eV, sendo essa a energia de *cut-off* do código PENELOPE. Os parâmetros de transporte físicos foram adotados para configurações de colisões elásticas e inelásticas nas duas configurações simuladas. Os parâmetros do PENELOPE que permitem configurar os diferentes tipos de colisões são, C₁ e C₂, associados à condensação de processos de espalhamento elástico de elétrons e pósitrons e W_{cc} e W_{cr} associados a colisões suaves e eventos inelásticos. Sendo assim, para colisões elásticas (C₁=C₂=0 e W_{cc}=W_{cr}=1x10⁸) e inelásticas (C₁=C₂=0.2 e W_{cc}=W_{cr}=0) [7,9]. O número de histórias utilizadas na simulação foi de até 5x10⁸ resultando com incertezas de ±2σ. Para obter a energia depositada nos alvos foi utilizado o *tally Energy Deposition*.

Resultados: Foram obtidas energia depositada nos alvos 0R, 1R, 2R, 4R, 8R. A Tabela 1 apresenta os resultados com as incertezas para cada alvo e para cada configuração de espectro proposta bem como as configurações para os tipos de colisões, elásticas e inelásticas. A Figura 1 mostra os resultados obtidos da energia depositada em relação a cada alvo de acordo com a distância. O código PENELOPE foi capaz de simular e obter resultados com incertezas aceitáveis, de até 2% em todos os casos estudados. Sabendo que a energia de *cut off* (limite) do PENELOPE é de 50 eV, energias abaixo deste limite foram removidas para estudar os diferentes resultados encontrados nas simulações. Para estudar o efeito devido aos elétrons de baixa energia foi calculado o rendimento total do espectro de ¹²⁵I fornecido por *Howell* e normalizado por 100% (Config.1). Neste caso, para as energias abaixo do limite do PENELOPE foi observado um rendimento total de 70% do total do espectro (Config.1). É interessante observar que ao remover essas energias do espectro (Config.2), os 30% restantes são normalizados pelo código e a variação média dos resultados das simulações para configuração 1 e 2 foram acrescidas de aproximadamente de 30%. Isto pode ser explicado pelas energias acima de 50 eV que compreendem o espectro da configuração 2. As variações médias dos resultados calculadas para os dois tipos de colisões e a variação média das incertezas nos alvos foram de 2,5% e 21% respectivamente. Uma observação importante foi encontrada para o estudo dos tipos de colisões configuradas nas simulações. É possível verificar uma maior variação para os dois tipos de colisões, elástica e inelásticas nos resultados obtidos na esfera-alvo 0R devido a sua pequena dimensão. A energia deposita nas esferas-alvos decresce em função da distância em relação à fonte.

Tabela 1 – Energia depositada (eV) e incerteza para os alvos esféricos de diâmetros de 3 e 8 nm utilizando código Monte Carlo PENELOPE com seções de choque para casos de colisões elásticas e inelásticas.

Espectro	D=3nm/Distância	0R	1R	2R	4R	8R
Config.1 (E±σ) eV	Colisão Elástica	28,5±0,003	0,48±0,0007	0,115±0,0004	0,022±0,0001	0,0049±0,00008
	Colisão Inelástica	27,3±0,002	0,47±0,0006	0,114±0,0003	0,023±0,0001	0,0051±0,00006
Δ (%)	Δ(E) elástico-inelástico	4,1	1,2	0,4	2,9	3,3
	Δ(σ) elástico-inelástico	18	16	14	18	30
Config. 2 (E±σ) eV	Colisão Elástica	32,9±0,005	1,6±0,001	0,385±0,0007	0,075±0,0003	0,0165±0,0002
	Colisão Inelástica	29,0±0,004	1,58±0,001	0,382±0,0006	0,078±0,0002	0,0168±0,0001
Δ (%)	Δ(E) elástico-inelástico	11,9	1,1	0,8	3,7	1,8
	Δ(σ) elástico-inelástico	22	15	15	16	33
Espectro	D=8nm/Distância	0R	1R	2R	4R	8R
Config.1 (E±σ) eV	Colisão Elástica	42,8±0,005	1,05±0,001	0,0512±0,00030	0,0112±0,0002	0,0062±0,0001
	Colisão Inelástica	41,6±0,004	1,06±0,001	0,051±0,0002	0,0109±0,0001	0,00626±0,00007
Δ (%)	Δ(E) elástico-inelástico	2,9	0,8	0,5	2,6	0,9
	Δ(σ) elástico-inelástico	12	7	27	43	38
Config. 2 (E±σ) eV	Colisão Elástica	80,9±0,01	3,5±0,003	0,172±0,0007	0,037±0,0004	0,0208±0,0003
	Colisão Inelástica	76,7±0,01	3,53±0,003	0,169±0,0006	0,036±0,0002	0,0211±0,0002
Δ (%)	Δ(E) elástico-inelástico	5,1	0,7	1,6	1,6	1,6
	Δ(σ) elástico-inelástico	0	6	20	34	32

Figura 1 – Relação da energia depositada pela distância de acordo com os alvos esféricos de diâmetros de 3 e 8 nm. Escala do eixo y está definida em escala logarítmica.



Conclusões: Este trabalho resume as simulações realizadas para um caso de nanodosimetria utilizando uma fonte de ¹²⁵I. Dois diferentes espectros contendo elétrons Auger, C.K. e C.I. foram propostos e estudados. Dois tipos de colisões, elástica e inelástica foram simulados para entender a variação das energias depositadas em diferentes esferas-alvos de 3 e 8 nm. Parte dos resultados foram apresentados e novas investigações devem ser realizadas com o objetivo de entender os efeitos do transporte de energia para os diversos códigos de MC que utilizam diferentes seções de choque para baixas energias.

Referências:

- [1] Bernal M. A., et al. Track structure modeling in liquid water: A review of the Geant4-DNA very low energy extension of the Geant4 Monte Carlo simulation toolkit. *Physica Medica* 31, 861–874, 2015.
- [2] Rucinski A., Biernacka A., Schulte R. Applications of nanodosimetry in particle therapy planning and beyond. *Phys. Med. Biol.* 66 24TR01, 2021.
- [3] Palmans H. Future development of biologically relevant dosimetry. *British Journal of Radiology* Vol. 88, No. 1045, 2015.
- [4] Kirkby C., Ghasroddashti E. Targeting mitochondria in cancer cells using gold nanoparticle-enhanced radiotherapy: A Monte Carlo study. *Medical Physics* 42, 1119, 2015.
- [5] Zyganski P., Liu B., Tsiamas P., Cifter F., Petersheim M., Hesser J., Sajo E. Dependence of Monte Carlo microdosimetric computations on the simulation geometry of gold nanoparticles. *Phys. Med. Biol.* 58 7961, 2013.
- [6] Pietrzak M., Mietelska M., Banczer A., Rucinski A., Brzozowska B. Geant4-DNA modeling of nanodosimetric quantities in the Jet Counter for alpha particles. *Phys. Med. Biol.* 66 225008, 2021.
- [7] Bernal M. A., Liendo J. A. An investigation on the capabilities of the PENELOPE MC code in nanodosimetry. v. 36, Issue 2, p. 620-625, 2009.
- [8] Villagrasa C., et al. Assessing the contribution of cross-sections to the uncertainty of monte carlo calculations in micro and nanodosimetry. *Radiation Protection Dosimetry.* v. 183, Issue 1-2, p. 11-16, 2018.
- [9] F. Salvat, PENELOPE-2018: A Code System for Monte Carlo Simulation of Electron and Photon Transport. OECD Nuclear Energy Agency, 2019.
- [10] Howell R. W. Radiation spectra for Auger-electron emitting radionuclides: Report No. 2 of AAPM Nuclear Medicine Task Group No. 6. *Med. Phys.* v. 19, Issue 6, p. 1371-1383, 1992

International Joint Conference Radio 2022

Desenvolvimento de um sistema de filtração adicional semi-automatizado para a implantação de novas qualidades de feixe de raios-X utilizados em radiodiagnóstico.

Almeida Junior^a J. N., Potiens^a M. P. A., Rodrigues Junior^a O.

^aIPEN, Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária CEP: 05508-000, São Paulo – SP /

Brasil

jneresjr@gmail.com

Introdução: Com o avanço das tecnologias de Imagiologia que utilizam radiação ionizante, novos equipamentos foram agregados à rotina médica. Esses equipamentos trazem novos desafios na sua utilização, em especial na calibração dos sistemas para garantir a correta entrega de radiação para diagnóstico ou terapia. O Laboratório de Calibração de Instrumentos do IPEN (LCI-IPEN/CNEN) é composto por um conjunto de laboratórios para a calibração de diversos equipamentos medidores de radiação, para uso em radioproteção, radiodiagnóstico e radioterapia. Os sistemas contam com um razoável grau de automatização, boa parte desenvolvida no próprio IPEN por meio de projetos acadêmicos. Um desses arranjos conta com uma roda de filtros que atende as diversas qualidades estabelecidas nas normas NBR IEC 61267.

Metodologia: O sistema semi-automatizado do LCI, figura 1, de controle e otimização da roda de posicionamento de filtros, por meio do uso do software LabVIEW® e de programas a ele associados, coleta os respectivos fatores ambientais (temperatura e pressão) e físicos (a determinação do filtro adicional), para cálculo dos fatores de calibração, com as devidas incertezas, para cada filtro escolhido conforme a qualidade do feixe de raios X.

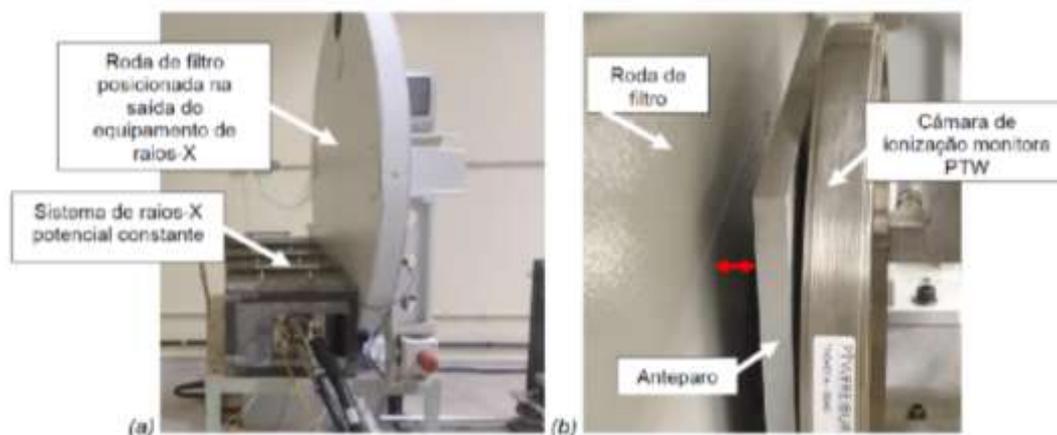


Figura 1 - (a) Imagem da Roda de filtro com o equipamento de Raios-X, colocado anteriormente à roda; (b) em detalhe, local da colocação do sistema suporte-porta-filtro, a ser inserido junto à saída da roda de filtro (apontado com a seta vermelha) antes do colimador e anteparo da câmara de ionização.

Em projeto recente (1), foi desenvolvido um sistema adicional de porta-filtros com entradas, para encaixe dos filtros correspondentes às qualidades dos feixes escolhidos no programa de seleção de filtros, tendo como objetivo ampliar a capacidade da roda de filtros, para seleção de filtros diferentes. O porta-filtro foi desenvolvido em PLA utilizando prototipação rápida com impressão 3D pela técnica FFF (fused filament fabrication). O reconhecimento do filtro inserido foi feito utilizando micro-chaves e um microprocessador Arduino.

Resultados: O sistema, figura 2a, permite identificação na sala de controle e pode ser adaptado a uma variedade de arranjos de irradiação, incluindo a que pretendemos usar no projeto vigente, o qual está em testes para estabelecimento da atenuação com filtros de Ag (prata) e Cu (cobre).

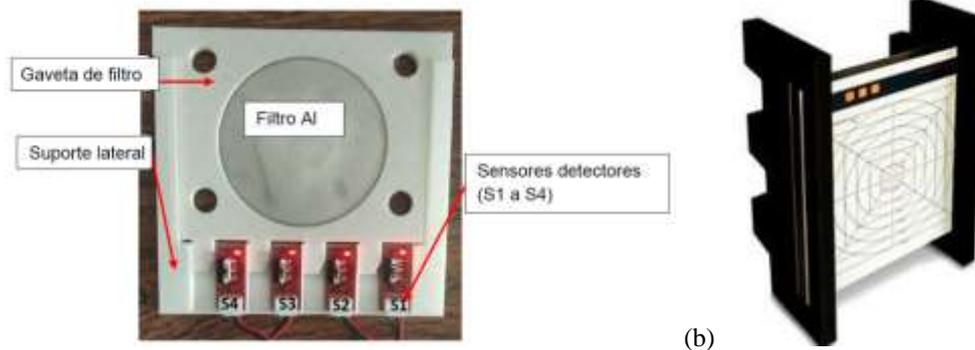


Figura 1 – (a) protótipo criado, com suporte e gaveta do filtro específico, mostrando o acionamento dos sensores utilizados para identificação; (b) o Patient Dose Calibrator, com suporte acoplado

Neste projeto, o sistema porta-filtros será utilizado para caracterização de qualidades de feixes de radiação atenuados (RQAs), com adequação do sistema de filtro para aplicação nas medições de produto kerma-área (PKA) utilizando o instrumento Patient Dose Calibrator (PDC) – figura 2b.

O PDC (1, 2), foi desenvolvido para ser utilizado como referência na verificação da calibração de medidores do PKA e kerma no ar, usados na dosimetria de pacientes e para verificação da consistência e do comportamento de sistemas de controle de exposição automáticos. O PDC pode ser utilizado como instrumento de referência para a calibração a ser realizada in situ, de forma que as características de cada equipamento de raios-X com medidores do PKA sejam consideradas.

Conclusões: Desta forma, neste projeto será utilizado o sistema porta-filtros para calibração do PDC, para então, realizar calibração posterior utilizando o PDC em equipamento de radiologia intervencionista.

Referências:

- (1) ALMEIDA JUNIOR, J.N., POTIENS, M.P.A., RODRIGUES, Jr., O., “Development Of An Additional Filtration System By 3d Printing For The Implementation Of New Xray Beam Qualities Used In Diagnostic Radiology”, 2021 International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2021 Virtual meeting, Brazil, November 29 – December 2, 2021, disponível em <http://repositorio.ipen.br/bitstream/handle/123456789/32451/28212.pdf?sequence=1&isAllowed=y>
- (2) COSTA, N. A., Desenvolvimento De Uma Metodologia De Calibração E Testes De Medidores Do Produto Kerma-Área, 2013. Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo. Orientador (a): Maria da Penha Albuquerque Potiens., disponível em <https://teses.usp.br/teses/disponiveis/85/85131/tde-14082013-144903/publico/2013CostaDesenvolvimento.pdf>
- (3) ALMEIDA JR., J. N. ; SILVA, M. C. ; TERINI, R. A. ; HERDADE, S. B.. Calibration of PKA meters against ion chambers of two geometries. Revista Brasileira de Física Médica, v. 5(1), p. 15-20, 2011, disponível em <https://www.rbfm.org.br/rbfm/article/view/115/v5n1p15>

International Joint Conference Radio 2022

Uso da abordagem gaussiana na análise da dispersão atmosférica proveniente de um acidente nuclear postulado

Curzio^a R.C. Silva^a T.M., Bonfim^a C.E.S., de Amorim^a A.S., Domingos^b D.O.,
Gonzales^b P.V., Izidorio^c A.C.A.C, Isael^a F.L., Oliveira^b R.A.A.C, Silva^b V.W.L., De Andrade, E.R

^aInstituto de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear (IDQBRN) / Seção de Defesa Radiológica e Nuclear (SDRN). Avenida das Américas, 28.705, Guaratiba, 23020-470, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

^bInstituto Militar de Engenharia (IME) / Seção de Engenharia Nuclear (SE/07). Praça General Tibúrcio, 80, 22290-270, Urca, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

^cUniversidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ) / Programa de Engenharia Nuclear (PEN). Avenida Horácio Macedo, 2030, 21941-914, Cidade Universitária, Rio de Janeiro, RJ, Brasil

rodrigoc.curzio@gmail.com

Introdução: Este trabalho apresenta um estudo referente à dispersão atmosférica de radionuclídeos decorrente de um evento nuclear hipotético em reator modular de pequeno porte (*Small Modular Reactors* - SMR), do tipo PWR, de 50MWt, com vida útil, em termos de seu combustível, estimada em 2 anos. A versatilidade deste tipo de reator propicia o transporte e a instalação em regiões de difícil acesso, como é o caso das fronteiras brasileiras, onde estão localizados, em pontos estratégicos, à guisa da soberania nacional, os Pelotões Especiais de Fronteiras do Exército Brasileiro, na Região Norte do País [1].

Objetiva-se, com esta pesquisa, realizar a simulação computacional do transporte atmosférico de radionuclídeos liberados durante um acidente de base de projeto (*Design Based Accident* - DBA) postulado para reatores do tipo PWR. Foram aplicadas as hipóteses da abordagem gaussiana da dispersão atmosférica, por meio do código *HotSpot Health Physics*. Para tal, o inventário do núcleo do reator foi modelado, utilizando-se o código computacional *SCALE*, e as características climáticas e meteorológicas específicas da região proposta para instalação do SMR foram usadas como dados de entrada para modelagem da dispersão da pluma radioativa [2].

Metodologia: A área escolhida para as simulações está localizada no interior do Estado do Amazonas, na Região Norte do Brasil, mais especificamente em Vila Bittencourt, no município de Japurá, com coordenadas geográficas 17° 23.32' 4360" (S) e 693° 25.04' 35.2048" (O). A região é apontada como um dos locais onde muitos brasileiros vivem sem acesso ao serviço de energia elétrica, sendo assim caracterizada como um sistema isolado e desconectado do Sistema Interligado Nacional (SIN). Além dos esforços logísticos e operacionais necessários para o acesso à energia, essa localidade apresenta peculiaridades por possuir uma superfície plana na maior parte das áreas, inclusive na direção crítica a ser estudada, além de possuir uma área predominantemente rural, caracterizada por uma vegetação fechada [3].

Para a simulação, foram coletadas informações sobre as condições climáticas e meteorológicas, a fim de se identificar as possíveis classes de estabilidade atmosférica, de Pasquill-Gifford, existentes na região em estudo. As informações meteorológicas foram obtidas de uma Estação Automática do Instituto Nacional de Meteorologia (INMET) mais próxima da localidade, da base de dados do Instituto Nacional de Pesquisas Espaciais (INPE) e da literatura [2,3], considerando um período de observação relativo aos últimos 05 anos (2016 a 2021).

Um acidente de base de projeto (DBA) do *Safety Report Analysis* (SAR), referente à instalação nuclear deste estudo, foi selecionado, considerando a hipótese mais provável para um acidente com um reator desta potência [3]. Com efeito, assumiu-se que os produtos de fissão gasosos foram liberados na água do vaso de pressão do reator e coletados em seu topo, continuando a funcionar sem qualquer substituição dos elementos combustíveis. Consequentemente, os radionuclídeos em questão foram dispersos, de modo instantâneo, em uma única liberação para a atmosfera. Essa liberação ocorreu por meio do sistema de *venting* existente no prédio do reator, localizado a 10 m acima do solo.

Dentre os radionuclídeos do inventário do SMR, gerados a partir do *burnup* do combustível, após 2 anos de operação ininterruptos, a modelagem da dispersão atmosférica e o cálculo da Dose Total Efetiva (*Total Effective*

Dose Equivalent- TEDE) foram conduzidos tomando por base a contribuição do Cs-137, do Sr-90 e do I-131. Esses radionuclídeos geram potencial preocupação na análise de consequências radiológicas para o corpo humano e, em um estágio mais avançado, ao meio ambiente [2], sobretudo porque a contaminação ambiental pode ocorrer tanto por meio de deposição 'seca' (por mistura a outros elementos químicos presentes no ar atmosférico) como por deposição 'úmida' (devido à precipitação).

A partir dos resultados dos radioisótopos obtidos por meio do programa *SCALE*, e considerando o momento do acidente postulado, a dispersão atmosférica foi calculada mediante o uso do modelo gaussiano de dispersão de plumas, implementado no código computacional *HotSpot*. Com isso, considerando um cenário estático pós-acidente, espera-se que o tamanho da pluma de contaminação radioativa seja dependente das classes de estabilidade de Pasquill-Gifford e da atividade dos radionuclídeos [3].

Resultados: Após os dados referentes ao Cs-137, ao I-131 e ao Sr-90 serem inseridos no *HotSpot*, são apresentados nas Figuras 1(a) e 1(b), respectivamente, o perfil de TEDE e a variação do tempo de chegada da pluma, considerando uma distância máxima de 100 km da origem da dispersão. Os dados desses gráficos se referem ao período de 48 horas (2880 min) de exposição e à classe F (moderadamente estável) de Pasquill-Gifford, assumida como a classe predominante no momento do acidente nuclear postulado.

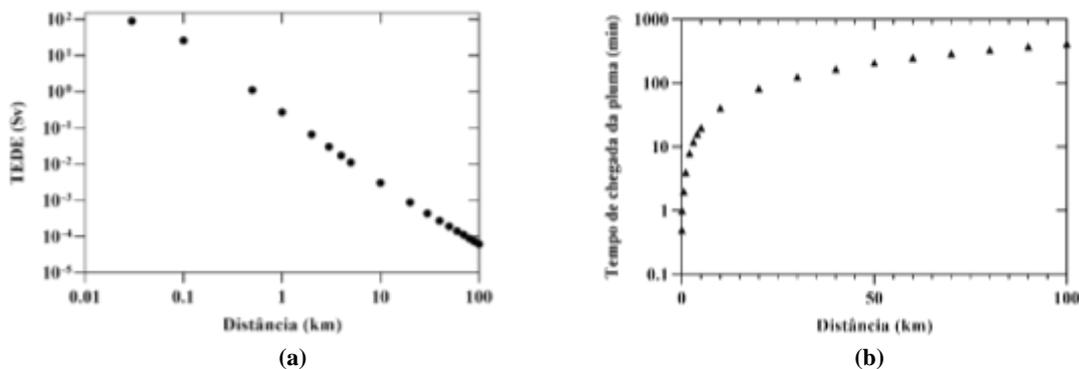


Figura 1: (a) Distribuição dos valores de TEDE em função da distância a partir da origem da dispersão; (b) Variação do tempo de chegada da pluma em pontos distintos em relação à origem (b).

Os resultados da simulação no *HotSpot* mostram que a partir da origem da dispersão, a máxima TEDE, devido aos radionuclídeos avaliados neste estudo (Cs-137, Sr-90 e I-131), é obtida a 35 m, com um valor de 95 Sv, e segue diminuindo com o tempo e a distância. Estes resultados são obtidos em momentos diferentes, à medida que a pluma radioativa atinge pontos receptores designados em locais a favor do vento, conforme condições de contorno assumidas para a simulação. Esse comportamento se demonstra aceitável do ponto de vista teórico, uma vez que a liberação do material radioativo para a atmosfera seguiu o modelo gaussiano de dispersão [2,3].

Conclusão: Eventos de liberação de materiais radioativos para o meio ambiente afetam em diferentes níveis a continuidade das atividades humanas. Este estudo dedicou-se a verificar, via modelagem computacional, a dispersão atmosférica decorrente de um acidente de base de projeto postulado para um reator modular de pequeno porte (SMR) do tipo PWR (50 MWt), produtor de energia elétrica em uma região onde o seu abastecimento não é pelo SIN. Diante disso, sugere-se que o modelo gaussiano de dispersão é conveniente para dar suporte à tomada de decisão, no tocante à adoção das medidas remediadoras na fase inicial de uma emergência, sobretudo quando se avalia o transporte do material radioativo sob a perspectiva dos fenômenos de turbulência na atmosfera que impactam diretamente no cálculo das doses efetivas. Nesse sentido, características como a fase temporal do evento e localização da zona física de interesse são decisivas para se determinar as aplicações e propor estratégias que sejam mitigadoras de detrimento e otimizadoras de recursos.

Referências: [1] Andrade, C.P., Souza, C.J., Camerini, E.S., Alves, I.S., Vital, H.C., Healy, M.J., Ramos De Andrade, E., 2018. Support to triage and public risk perception considering long-term response to a Cs-137 radiological dispersive device scenario. *Toxicology and industrial health*, 748233718762920.
[2] Raza, S. S., & Iqbal, M. (2005). Atmospheric dispersion modeling for an accidental release from the Pakistan Research Reactor-1 (PARR-1). *Annals of nuclear energy*, 32(11), 1157-1166.
[3] Andrade, E., Stenders, R., Castro, M., Santos, C., Prah, M., Silva, A., 2020a. Evaluation of cancer risk after a release from a hypothetical nuclear reactor steam generator tube rupture accident (SGTR). *Annals of Nuclear Energy* 136, 107023.

International Joint Conference Radio 2022

Projeto auxiliado por simulação Monte Carlo de um sistema gerador de nêutrons térmicos a partir de fontes isotópicas de $^{241}\text{Am-Be}$

Orozco^a A. C., Federico^b C. A., Gonzalez^b O. L.

^a Instituto de Aeronáutica e Espaço, Praça Mal. Eduardo Gomes, 50 – Vila das Acácias, São José dos Campos, SP – Brasil

^b Instituto de Estudos Avançados, Trevo Coronel Aviador José Alberto Albano do Amarante, n° 1 – Putim – São José dos Campos, SP – Brasil
orozcoaco@gmail.com

Introdução

Neste trabalho são apresentados os resultados de desempenho de um sistema gerador de um feixe colimado de nêutrons térmicos a partir de fontes isotópicas de $^{241}\text{Am-Be}$. O sistema foi projetado com o auxílio de simulação por Monte Carlo através do programa PHITS [1] de forma a determinar a geometria e materiais de construção que maximizassem a fluência de nêutrons térmicos no feixe extraído e que minimizasse a contaminação do feixe com nêutrons epitérmicos e rápidos e a dose de radiação X e gamas. O procedimento de otimização do projeto foi apresentado em trabalho anterior [2]. Neste trabalho são apresentados os resultados de medições experimentais do feixe extraído e a sua comparação com os resultados da simulação do sistema construído.

Este sistema foi construído como demonstrador de conceito de um gerador compacto e transportável de nêutrons térmicos para ser aplicado em neutrongrafia, mas, também, pode ser utilizado como um sistema de nêutrons térmicos de bancada para a aferição de dosímetros e monitores de nêutrons, desde que seu feixe seja calibrado relativamente a um padrão de referência certificado e rastreado [3].

Metodologia

O sistema consiste de um núcleo central cilíndrico de polietileno de alta densidade, com um canal central de extração do feixe de 4 cm de diâmetro e, no entorno do seu eixo central, são distribuídas oito fontes de 100 mCi de $^{241}\text{Am-Be}$ em posições simetricamente opostas. No entorno deste núcleo central, que tem por finalidade principal a moderação dos nêutrons rápidos produzidos pelas fontes, também na forma cilíndrica, é utilizada grafite, como refletor e moderador de nêutrons. Este conjunto é blindado por uma capa de polietileno borado e uma capa externa de chumbo para reduzir a fuga de nêutrons e radiação gama para o ambiente. Na parte frontal do sistema são colocadas duas folhas de cádmio com um orifício central de 4 cm de diâmetro, distantes 5,4 cm entre si, para produzir a colimação do feixe e reduzir a fuga de nêutrons térmicos indesejáveis. A primeira folha é posicionada faceando o topo do cilindro central de polietileno e a segunda é colocada após a blindagem de polietileno borado, com o centro dos respectivos orifícios coincidente com o centro do canal de extração do feixe térmico. Na saída do canal de extração foi colocado um filtro de chumbo de 3 mm para reduzir a contaminação do feixe com raios X e gamas.

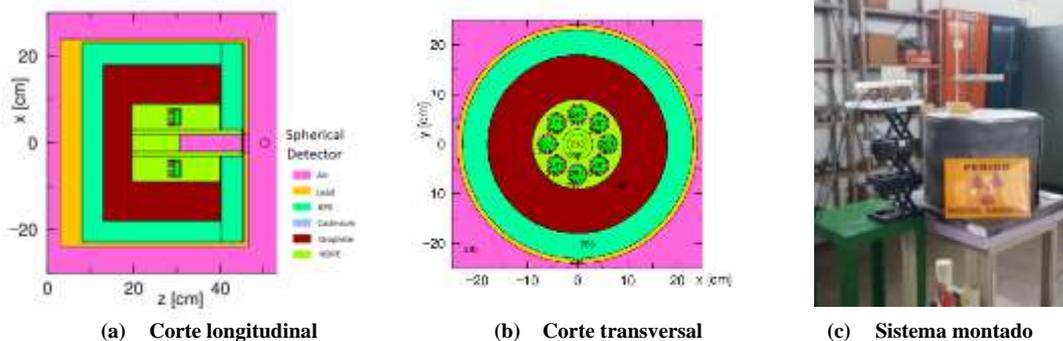


Figura 1 – Desenhos do sistema e a sua montagem no laboratório com o monitor de feixe

O monitor de feixe consiste de um contador proporcional de He-3 envolto por uma capa de cádmio com um orifício de 1 cm de diâmetro, servindo como janela de entrada de nêutrons térmicos. O sistema é utilizado com um obturador de 0,5 mm de espessura de cádmio, de forma que as contagens de nêutrons térmicos para o mapeamento do feixe são obtidas pela subtração entre as contagens sem e com obturador. Este sistema emula um detector de pequeno porte de fluência direcional de nêutrons térmicos (detector circular de 1 cm de diâmetro). Este sistema detector foi calibrado no fluxo padronizado de nêutrons térmicos do Laboratório de Nêutrons do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) da CNEN [4].

Resultados

Na tabela 1 são apresentados os resultados da determinação do fator de calibração do sistema detector de nêutrons térmicos no arranjo de nêutrons térmicos do IRD. O fator de calibração médio é de $2,281 \pm 0,027 \text{ cm}^{-2}$. Na tabela 2 são apresentados os resultados da comparação das medições do feixe extraído do sistema nas distâncias de 5 a 40 cm e os resultados da simulação PHITS. Em todos os pontos de medida o fator t de Student é menor do que 3, indicando que os desvios observados entre os valores da simulação e das medidas são de natureza estatística.

Tabela 1 – Calibração do detector de nêutrons térmicos

Distância (cm)	Fluência ($\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$)	Incerteza ($\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$)	Taxa de Cont. (s^{-1})	Incerteza (s^{-1})	FC (cm^{-2})	Incerteza (cm^{-2})
50,1	596,03	5,96	261,82	1,07	2,276	0,025
60,4	452,70	4,53	201,22	1,05	2,250	0,025
69,7	363,47	3,63	161,44	0,66	2,251	0,024
80,3	290,54	2,91	127,17	0,71	2,285	0,026
100,3	201,81	2,02	88,08	0,38	2,291	0,025
120,2	148,50	1,40	63,72	0,83	2,331	0,038
149,5	101,54	1,02	44,97	0,71	2,258	0,042
200,2	60,13	0,60	26,15	0,54	2,299	0,053

Tabela 2 – Medida e simulação da fluência do feixe colimado de nêutrons térmicos

Distância (cm)	Fluência e Incerteza ($\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$)				Fator t - Student
	Simulado	Incerteza	Medido	Incerteza	
4,9	68,9	3,4	63,0	1,5	1,57
9,9	28,4	1,4	28,59	0,94	-0,09
14,9	15,78	0,79	16,36	0,68	-0,55
19,9	10,06	0,50	9,74	0,46	0,46
30,9	4,87	0,24	4,10	0,31	1,94
39,9	3,15	0,16	3,190	0,067	-0,24

Foram também simuladas a taxas do Equivalente de Dose Ambiente para nêutrons e gamas a 1 cm, 30 cm e 1 m do arranjo nas partes lateral e traseira (base). Na parte traseira os valores são 19,7; 7,7 e 0,7 $\mu\text{Sv/h}$, respectivamente. Na parte lateral os valores são 34,9; 5,9 e 1,2 $\mu\text{Sv/h}$, os quais foram verificados com monitores portáteis na instalação do sistema no Laboratório de Radiações Ionizantes do IEAv.

Conclusões

A simulação por Monte Carlo como ferramenta de auxílio ao projeto de sistema de irradiação como o projetado e construído neste trabalho mostrou-se bastante eficiente e eficaz, no sentido que possibilitou, respectivamente, uma grande economia de esforços e de recursos em ensaios de protótipos de desenvolvimento e a geração de resultados consistentes com as medidas experimentais.

Referências

- [1] SATO, T. et al. Features of Particle and Heavy Ion Transport Code System (PHITS) version 3.02. *J. Nucl. Sci. Technol.*, 55, pp. 684-690 (2018), <<https://doi.org/10.1080/00223131.2017.1419890>>.
- [2] OROZCO, A. C.; FEDERICO, C. A. and GONÇALEZ, O. L. Monte Carlo simulation-assisted project of a thermalization neutron system for neutronography from $^{241}\text{Am-Be}$ sources: Progress report. *Int. Nuclear Atlantic Conference 2021*, <<https://inac2021.com.br/anais/resumos/R0589-1.pdf>>.
- [3] BEDOGNI, R. et al. Experimental characterization of HOTNES: A new thermal neutron facility with large homogeneity area. *Nuclear Instr. and Meth. in Phys. Res., Sec. A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 843, 18–21 (2017), <<https://doi.org/10.1016/j.nima.2016.10.056>>.
- [4] ASTUTO, A. et al. Thermal neutron calibration channel at LNMRI/IRD. *Radiat. Prot. Dosimetry*, 161, pp.185-189 (2014), <<https://doi.org/10.1093/rpd/ncu040>>.

International Joint Conference Radio 2022

Avaliação dos coeficientes de atenuação para feixes de raios X utilizando redes neurais artificiais

Silva^a G. B., Botelho^a V. R. Becker^a, C.D. Viccari, C.^b Pianoschi^a T. A.

^aUniversidade Federal de Ciências da Saúde de Porto Alegre (UFCSPA)

Rua Sarmiento Leite, 245. Centro Histórico, Porto Alegre – RS.

^bFaculdade de Filosofia, Ciências e Letras (FFCLRP) da Universidade de São Paulo, Av.

Bandeirantes, 3900 - Vila Monte Alegre, Ribeirão Preto - SP.

gustavobs@ufcspa.edu.br

Introdução: O coeficiente de atenuação é a grandeza de interação que caracteriza a interação da radiação com um determinado meio, importante para caracterizar a penetração de radiação em um meio (OKUNADE, 2007). Diversos modelos foram propostos para estimar os coeficientes de atenuação, sendo que a maioria destes consideram modelagens semi empíricas (OKUNADE, 2007; MANJUNATHA *et al*, 2017) e proposição de simulações computacionais em Monte Carlo (MC) (TEKIN, 2017). Redes neurais artificiais (RNAs) são redes computacionais inspiradas em sistemas biológicos. As RNAs permitem que modelos matemáticos possam extrair de forma empírica informações de conjunto de dados através de sucessivas camadas e neurônios (LEK, 2008). Alternativamente, as (RNAs) têm se mostrado úteis para ajustes de modelos não lineares e, portanto, poderiam ser explorados para a modelagem empírica dos coeficientes de atenuação a partir de um banco de dados de referência (BILMEZ *et al*, 2022). Alguns estudos na literatura (MEDHAT, 2018; BILMEZ *et al*, 2022) exploraram os dados do *National Institute of Standards and Technology* (NIST) para avaliar esses parâmetros físicos a partir de RNAs. No entanto, tais estudos utilizaram intervalos de energia e número atômicos específicos, não permitindo a proposição de um modelo abrangente. Dessa forma, o presente estudo tem como objetivo propor uma metodologia para estimar os coeficientes de atenuação de substâncias puras de número atômico no intervalo de $1 < Z < 92$ no intervalo de 0.1 a 20 MeV, utilizando RNAs que consideram os dados do NIST como referência para ajuste do modelo.

Metodologia: A implementação da RNA foi feita em linguagem *Python* com auxílio da API Keras para criação e treinamento das redes neurais artificiais. As seguintes etapas foram realizadas: organização do banco de dados, ajuste da arquitetura da RNA via *framework* Talos (TALOS, 2020), análise dos resultados do treinamento do através do Erro Médio Absoluto (MAE) seleção da arquitetura e hiperparâmetros que levaram ao melhor modelo. No pré-processamento, os dados do NIST foram carregados utilizando as bibliotecas *Physdata* (PHYSDATA, 2018) organizados com a biblioteca *Pandas*, gerando um conjunto de dados com 4479 amostras. Para o treinamento da RNA, a base de dados foi dividida em dois conjuntos: 75% dos dados para treino e validação e 25% dos dados para teste. Para a obtenção do modelo final os dados de treinamento e validação ainda foram subdivididos em 10 subconjuntos mutuamente exclusivos para realização de um procedimento de validação cruzadas (*k-fold cross validation* com $k=10$) durante o treinamento do modelo.

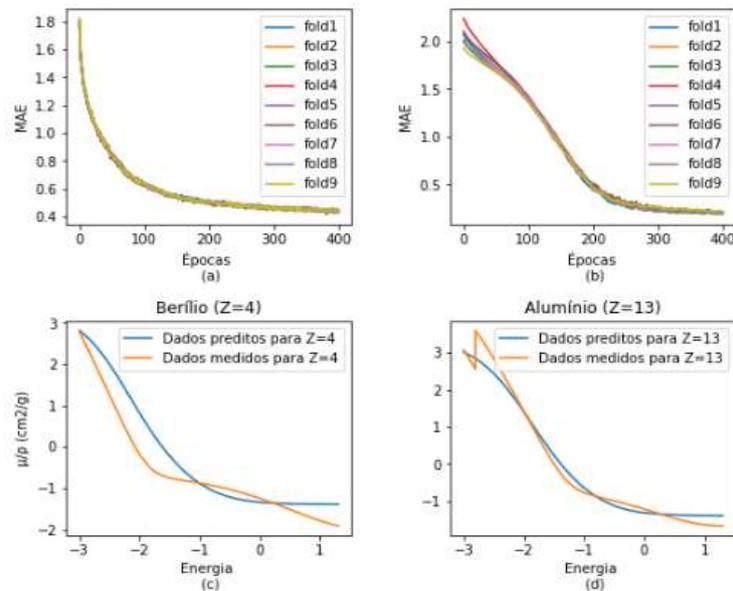
Resultados: Foram avaliadas cinco arquiteturas distintas. O tempo para realização de um teste completo foi de aproximadamente 6,5 horas em um computador com as seguintes especificações: Processador Intel Core i5-8265 U e Memória RAM de 8GB. Os resultados obtidos para melhor arquitetura foram: valor de 0.134 para o MAE de treinamento e valor de 0.136 para o MAE de validação. A Figura 1 mostra as curvas de aprendizado dos dados de treino e validação da função de perda da métrica de erro para os dados de treino e validação do modelo com a melhor arquitetura.

Constata-se, através da Figura 1(a) e 1(b), que todas as curvas do processo de aprendizado utilizando validação cruzada tendem a convergir para o mesmo valor e que os resultados dos valores de MAE para dados de treino e validação possuem a mesma ordem de grandeza. Ambos resultados evidenciam a boa capacidade de predição do modelo.

Já a figura 1(c) e 1(d) exemplifica a comparação gráfica do comportamento físico do modelo (dados preditos) comparado as curvas do NIST (dados medidos) para os seguintes números atômicos: Berílio ($Z = 4$) e Alumínio ($Z = 13$). Avaliando as figuras, nota-se que qualitativamente o modelo possui um comportamento

próximo aos dados medidos; no entanto, para o Alumínio ($Z=13$), o modelo não conseguiu prever com exatidão a descontinuidade próxima aos valores próximos a 3 no eixo y, tornando necessário avaliar melhor o modelo principalmente nessas descontinuidades em etapas futuras do trabalho.

Figura 1: Avaliação das funções de perda e métrica de erro: (a) treinamento; (b) validação; (c) comparação dos dados preditos vs medidos para $Z = 4$; (d) comparação dos dados preditos vs medidos para $Z = 13$



Conclusões: Neste estudo, uma rede neural artificial foi proposta para estimar coeficientes de atenuação a partir de dados do NIST. Considerando os resultados deste estudo, é possível identificar o potencial de obtenção de um modelo abrangente promissor para a estimação desses parâmetros físicos. No entanto, otimização dos parâmetros da rede devem ser realizadas para o aprimoramento do modelo.

Referências

- AUTONOMIO, Talos. (2020). Disponível em: <<http://github.com/autonomio/talos>>, acesso em 20 jun 2022
- BILMEZ, Bayram et al. A comparative study on applicability and efficiency of machine learning algorithms for modeling gamma-ray shielding behaviors. **Nuclear Engineering and Technology**, v. 54, n. 1, p. 310-317, 2022.
- LEK, S.; PARK, Y. S. Artificial neural networks. In: **Encyclopedia of Ecology, Five-Volume Set**. Elsevier Inc., 2008. p. 237-245.
- MANJUNATHA, H. C. et al. Empirical formulae for mass attenuation and energy absorption coefficients from 1 keV to 20 MeV. **The European Physical Journal D**, v. 71, n. 9, p. 1-22, 2017.
- MEDHAT, M. E. Application of neural network for predicting photon attenuation through materials. **Radiation Effects and Defects in Solids**, 2018.
- OKUNADE, Akintunde A. Parameters and computer software for the evaluation of mass attenuation and mass energy-absorption coefficients for body tissues and substitutes. **Journal of Medical Physics/Association of Medical Physicists of India**, v. 32, n. 3, p. 124, 2007.
- PHYSDATA (2018). Disponível em: <https://physdata.readthedocs.io/en/latest/index.html#>. Acesso em: 20 jun. 2022
- TEKIN, Huseyin Ozan et al. Validation of MCNPX with experimental results of mass attenuation coefficients for cement, gypsum and mixture. **Journal of Radiation Protection and Research**, v. 42, n. 3, p. 154-157, 2017.

International Joint Conference Radio 2022

Application of the Monte Carlo method to develop correction factors for physical perturbations of photon beams in small fields.

Ribeiro^a A. L. C, De Oliveira^c A. C. H., Da Silva^b L. P., De Paiva^a E.

^aInstitute of Radiation Protection and Dosimetry - IRD/CNEN/MCTI, Av. Salvador Allende, 3773, Barra da Tijuca, Rio de Janeiro - RJ

^bJosé Alencar Gomes da Silva National Cancer Institute (INCA), Pr. Da Cruz Vermelha, 23, Centro, Rio de Janeiro – RJ

^cFederal University of Pernambuco – Department of Nuclear Energy, Av. Prof. Luiz Freire, 1000 – University City – Recife/PE

andhreluiz@gmail.com

Introduction: The main aim of radiotherapy is to deliver a high radiation dose to the target to eradicate cancer cells without compromising the healthy tissues [1, 2]. From pioneering orthovoltage and Cobalt-60 units to recent linear accelerator models, the resources and methods developed are extremely varied, and techniques involving small photon fields play an important role about predecessors. Due to the multileaf collimator (MLC) and the variety of new treatment machines, there has been an escalation in the use of small static fields, resulting in increased dosimetric uncertainty, weakening their traceability to reference dosimetry based on codes of practice widely adopted [3]. After collecting data from the American Association of Medical Physics (AAPM) in conjunction with the International Atomic Energy Agency (IAEA), the magnitude of dosimetric inaccuracies introduced by decreasing field sizes, lack of electronic equilibrium and different characteristics were revealed dosimeters [3-5]. The divergence among the readings of different types of dosimeters tends to increase significantly when the fields are smaller than 3x3 cm², which justifies the worsening of dosimetric inaccuracies [1, 4]. According to recent research, simulations using the Monte Carlo Method have shown efficiency in increasing the reliability of readings performed by different types of dosimeters, when the appropriate correction factors are used, as well as in experimental dosimetry [6, 7]. Therefore, this work aims to analyze the physical perturbations in photon beams in small fields to develop correction factors using the Monte Carlo Geant4 Method, in addition to specific objectives such as the bibliographic research on the transport codes of radiation based on Monte Carlo, validation of the simulated beam with the one obtained in an experimental way, simulation of the small volume ionization chamber, used in the National Cancer Institute and creation of perturbation factors for the respective chamber in the Monte Carlo code.

Methodology: The methodology for this work consists of modeling the linear accelerator head by the Monte Carlo Method, followed by the simulation to validate the energy probabilities using Rogers' methodology, which simulates the photon beam [8]. The linear accelerator to be validated will be Trilogy (Varian Medical Systems) at the National Cancer Institute 1. The simulated beam will be validated with data measured with an ionization chamber, comparing the simulated dose-in-depth curves (PDD) with the measurement and the maximum discrepancy of the order of 2% between the values in the post-buildup region. After validation, it will be possible to generate the disturbance factors by creating the ionization chamber and dividing the simulated dose values with the chamber structure that disturbs the beam by the simulated dose measurement without this structure for fields from 10x10 cm² to 1x1 cm².

Results: After comparing the depth dose curves (PDD) obtained in the experimental method with those obtained in the phase space simulation in the Monte Carlo method, it was possible to obtain an initial result where the relative error is given point by point in relation to the experimental values. The mean relative errors between the PDD curves for the buildup region and beyond the maximum dose are, respectively, 2.1% and 1.0%, the mean

relative errors between the dose profiles for the penumbra and high umbra region dose are 19.7% and 0.8%, respectively. These results are in agreement with the IAEA recommendations, validating the Linac modeling. The next stage of the work will be to generate correction factors for fields from 10x10 cm² to 1x1 cm².

Conclusions: Despite the work being part of the objectives completed, it is possible to verify the reliability of the Monte Carlo Method in the virtual simulation and validation of the Linac head model, it is expected, with the conclusion of the remaining objectives, that it is possible to reduce the divergence presented in fields smaller than 3x3 cm² as well as dosimetric imprecision.

References:

1. Júnior, R.G.L., *Avaliação das perturbações físicas de feixes de raios X em pequenos campos estáticos: uma abordagem teórica pelo método de Monte Carlo*. 2018.
2. AGENCY, I.A.E., *Dosimetry of Small Static Fields Used in External Beam Radiotherapy*. 2017, Vienna: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY.
3. Alfonso, R., et al., *A new formalism for reference dosimetry of small and nonstandard fields*. *Med Phys*, 2008. **35**(11): p. 5179-86.
4. Das, I.J., G.X. Ding, and A. Ahnesjö, *Small fields: nonequilibrium radiation dosimetry*. *Med Phys*, 2008. **35**(1): p. 206-15.
5. Sauer, O.A. and J. Wilbert, *Measurement of output factors for small photon beams*. *Med Phys*, 2007. **34**(6): p. 1983-8.
6. McCaffrey, J., et al., *Evidence for using Monte Carlo calculated wall attenuation and scatter correction factors for three styles of graphite-walled ion chamber*. *Physics in medicine and biology*, 2004. **49**: p. 2491-501.
7. Charles, P.H., et al., *The influence of Monte Carlo source parameters on detector design and dose perturbation in small field dosimetry*. *Journal of Physics: Conference Series*, 2014. **489**: p. 012006.
8. Sheikh-Bagheri, D. and D.W. Rogers, *Monte Carlo calculation of nine megavoltage photon beam spectra using the BEAM code*. *Med Phys*, 2002. **29**(3): p. 391-402.

International Joint Conference Radio 2022

Uso da simulação de Monte Carlo na dosimetria computacional em medicina nuclear

Almeida, M.O; Sousa, C. H. S; Peixoto, J.G.P

Instituto de Radioproteção e Dosimetria

almeida.mm83@gmail.com

Resumo: Na Medicina Nuclear as Doses de radiação podem ser reconstruídas ou previstas a partir de experimentos que simulem a situação de exposição radiológica. A Dosimetria computacional, um dos métodos de estimativa de dose, utiliza códigos MC para simular o transporte de radiação e interação com o material e estimar a dose de radiação em qualquer ponto da superfície interna ou externa do corpo humano. A MN é uma especialidade médica que utiliza materiais radioativos, com a finalidade de obter imagens que forneçam informações fisiológicas, através da concentração do material radioativo no órgão do paciente. Simuladores são modelos físicos ou lógicos utilizados para simular o transporte e as interações das radiações ionizantes, particuladas ou não, e posteriormente avaliar a disposição de energia em regiões de interesse. Método de Monte Carlo é um modelo que envolve amostragem aleatória de uma distribuição probabilística. tem como conceito primordial o ato de manipular ideias explorar a realidade. O objetivo deste trabalho é fazer um apanhado geral do Método de simulação de Monte Carlo utilizado para o aperfeiçoamento e evolução da dosimetria em Medicina Nuclear. Para este trabalho, buscas foram feitas em diversas bases de dados científicos, juntamente com uma base de Teses e Dissertações, redigidas em português e inglês. A Medicina Nuclear vem desenvolvendo diversas pesquisas em melhorias diagnósticas e terapêuticas. As simulações computacionais desempenham um papel chave na MN. . Nos últimos anos, campos relacionados à radiação começaram a depender mais fortemente de modelos de simulação de Monte Carlo para investigar fenômenos, particularmente aqueles que são difíceis ou impossíveis de investigar experimentalmente. Com isso, a utilização de códigos de Monte Carlo para cálculos de dose absorvida em órgão e/ou tecidos do corpo humano tem sido bastante difundida em todo o mundo. À medida que os avanços tecnológicos na área de computação ocorrem, espera-se que a técnica de Monte Carlo para uso em transferência de radiação aumente.

Palavras-chave: Monte Carlo, Radioproteção, Simulação, Dosimetria.

Abstract: In Nuclear Medicine, radiation doses can be reconstructed or predicted from experiments that simulate the situation of radiological exposure. Computational dosimetry, one of the dose estimation methods, uses MC codes to simulate the transport of radiation and interaction with the material and to estimate the radiation dose at any point on the internal or external surface of the human body. NM is a medical specialty that uses radioactive materials to obtain images that provide physiological information, through the concentration of radioactive material in the patient's organ. Simulators are physical or logical models used to simulate the transport and interactions of ionizing radiation, particulate or not, and subsequently assess the energy availability in regions of interest. The Monte Carlo method is a model that involves random sampling of a probability distribution. has as its primordial concept the act of manipulating ideas to explore reality. The objective of this work is to make an overview of the Monte Carlo simulation method used for the improvement and evolution of dosimetry in Nuclear Medicine. For this work, searches were carried out in several scientific databases, together with a database of Theses and Dissertations, written in Portuguese and English. Nuclear Medicine has been developing several types of research in diagnostic and therapeutic improvements. Computer simulations play a key role in MN. . In recent years, radiation-related fields have started to rely more heavily on Monte Carlo simulation models to investigate phenomena, particularly those that are difficult or impossible to investigate experimentally. Thus, the use of Monte Carlo codes to calculate the absorbed dose in organs and/or tissues of the human body has been widespread throughout the world. As technological advances in computing take place, the Monte Carlo technique for use in radiation transfer is expected to increase.

Keywords: Monte Carlo, Radioprotection, Simulation, Dosimetry

Introdução

Na Medicina Nuclear as Doses de radiação podem ser reconstruídas ou previstas a partir de experimentos que simulem a situação de exposição radiológica. A Dosimetria computacional, um dos métodos de estimativa de dose, utiliza códigos MC para simular o transporte de radiação e interação com o material e estimar a dose de radiação em qualquer ponto da superfície interna ou externa do corpo humano.

A MN é uma especialidade médica que utiliza materiais radioativos, com a finalidade de obter imagens que forneçam informações fisiológicas, através da concentração do material radioativo no órgão do paciente. É utilizada uma câmara de cintilação que é responsável pela detecção dos fótons gama emitidos pelos radioisótopos. O radioisótopo é o material radioativo usado, ele é um elemento químico instável que, após certo tempo, sofre decaimento radioativo. Neste processo, um núcleo instável transforma-se em um núcleo mais estável através de liberação de energia na forma de emissão de fótons ou partículas, A principal emissão utilizada nas imagens da

Medicina Nuclear é a emissão de raios gama, com energias na faixa de 80 a 510 keV, que possuem energia suficiente para atravessarem os tecidos do corpo e serem detectados [1].

Simuladores são modelos físicos ou lógicos utilizados para simular o transporte e as interações das radiações ionizantes, particuladas ou não, e posteriormente avaliar a disposição de energia em regiões de interesse. A sua utilização é sempre indicada respeitando ao princípio da otimização, evitando a irradiação de seres vivos. Geralmente são construídos com o propósito de realizarem tarefas específicas, como controles da qualidade de equipamentos e avaliações dosimétricas em aplicações nucleares e pesquisas científicas. Um simulador físico normalmente é feito com materiais equivalentes aos tecidos estudados, com a mesma densidade e o mesmo coeficiente de atenuação (μ) dos tecidos humanos simulados. Os simuladores lógicos são definidos em termos de técnicas de modelagem de geometrias sólidas como equações quadráticas, voxels e primitivas geométricas avançadas.[2]

Método de Monte Carlo é um modelo que envolve amostragem aleatória de uma distribuição probabilística. tem como conceito primordial o ato de manipular ideias explorar a realidade. A principal diferença entre um experimento "real" e uma simulação é que, na simulação as regras podem ser alteradas e, assim, obtemos resultados realistas. À medida que os avanços tecnológicos na área de computação ocorrem, espera-se que a técnica de Monte Carlo para uso em transferência de radiação aumente. Como resultado, códigos mais sofisticados e precisos surgirão para uso.

O objetivo deste trabalho é fazer um apanhado geral do Método de simulação de Monte Carlo utilizado para o aperfeiçoamento e evolução da dosimetria em Medicina Nuclear.

Metodologia

Para este trabalho foi utilizado um notebook com acesso à internet para pesquisa bibliográfica. As buscas foram feitas em diversas bases de dados científicos, juntamente com uma base de Teses e Dissertações, redigidas em português e inglês.

Resultados

Radioisótopos são utilizados em uma variedade de procedimentos diagnósticos e terapêuticos na MN. São usados traçadores, também conhecidos como fármacos, que são marcados com material radioativo, formando um composto chamado radiofármaco. Este deve ser estéril, apirrogênico, de alta seletividade e administrado em quantidades tão baixas que não afetem o metabolismo do paciente. Para procedimentos diagnósticos, os radioisótopos mais utilizados são o ^{99m}Tc e ^{18}F , enquanto em procedimentos terapêuticos, o mais amplamente utilizado é o ^{131}I .

A Medicina Nuclear vem desenvolvendo diversas pesquisas em melhorias diagnósticas e terapêuticas. Esse tipo de pesquisa apresenta duas vertentes principais: a síntese de novos radiofármacos para diagnóstico e terapia e a avaliação de risco-benefício dos procedimentos. A síntese de novos radiofármacos está diretamente relacionada ao desenvolvimento da biologia celular e molecular. Avanços nessa área refletem diretamente na MN, devido à afinidade dos novos radiofármacos com sítios específicos, melhorando a localização na imagem para receptores específicos, aperfeiçoando também a terapia com radiofármacos ou RPT (RadioPharmaceutical Therapy). A avaliação risco-benefício de um procedimento de MN obedece aos princípios básicos de proteção radiológica: justificação, otimização e limitação de doses.

Todas as doses devido às exposições para fins médicos, com exceção dos procedimentos terapêuticos, devem ser mantidas tão baixo quanto exequíveis, sem perda de informação diagnóstica, respeitando sempre limites de dose para cada tipo de procedimento. As exposições de volumes-alvo com fins radioterapêuticos devem ser planejadas, tendo em conta as doses nos volumes adjacentes, de modo que essas sejam mínimas para a preservação do volume saudável. Através da dosimetria individual, torna-se possível o estabelecimento da dose absorvida efetiva individual mínima, mantendo a dose absorvida máxima tolerada no tecido. Ela também prediz a resposta do tumor e a toxicidade, ponto no qual se torna danosa ao órgão, tendo como base a dosimetria pré-clínica. Pode ser utilizada para aumentar o conhecimento radio biológico clínico do radiofármaco através de efeitos observados pós-terapia e ainda oportuniza a comparação e relação entre dosimetrias de feixe externo e feixe interno.

A partir de uma revisão de dados biológicos e epidemiológicos, o Committee on Medical International Radiation Dose (MIRD), comitê da Sociedade Norte-Americana de Medicina Nuclear, apresenta os fatores consensuais relacionados aos efeitos relacionados ao tipo de radiação e à tolerância do tecido ao risco de câncer. Na terapia, embora exista um consenso de valores apropriados para os diferentes órgãos e tipos de tumor, não há uma padronização dos valores de maneira análoga ao domínio da proteção radiológica. A maioria dos cálculos de dose são baseados em indivíduos padrões, modelos matemáticos antropomórficos, também chamados de simuladores antropomórficos, que apresentam as massas dos órgãos alvo e as frações de energia absorvidas nos tecidos [3].

A dosimetria interna também é de suma importância para avaliação dos efeitos biológicos da radiação, sendo necessário saber a quantidade de energia depositada. Assim, seu objetivo principal é avaliar a quantidade de energia depositada no órgão de interesse. A dosimetria interna na MN obedece a três passos principais que permitem a determinação da energia depositada:

- (i) Conhecer a distribuição biológica do radiofármaco;
- (ii) Conhecer as características físicas do radionuclídeo (tipos de emissão e suas probabilidades);
- (iii) Conhecer a anatomia do paciente (massa e densidade dos órgãos e probabilidades de interação com a radiação).

A estimativa de dose interna é realizada por meio de cálculos e não através de medidas experimentais, sendo normalmente utilizados modelos virtuais padrões de corpo humano (simuladores antropomórficos). O desenvolvimento de simuladores antropomórficos virtuais começou com a invenção do simulador Fisher-Snyder, que usava formas geométricas como esferas, cilindros e cones para criar uma representação mais precisa do corpo humano. Esses simuladores se utilizam de dados fornecidos pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica ou ICRP (do inglês, International Commission on Radiological Protection) para a massa e composição química dos órgãos na sua definição de “homem de referência”.

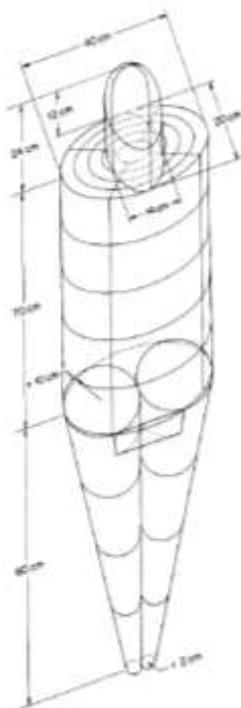


FIGURA 7 SIMULADOR ANTROPOMÓRFICO GEOMÉTRICO FISHER-SNYDER

A utilização de códigos de Monte Carlo para cálculos de dose absorvida em órgão e/ou tecidos do corpo humano tem sido bastante difundida em todo o mundo, atendendo aos profissionais que trabalham com a dosimetria interna ou externa, usando simuladores (ou Fantomas) dos órgãos e tecidos a serem estudados, como também a nível celular.

Ao longo dos anos, os simuladores Fischer-Snyder foram modificados e famílias de simuladores começaram a surgir. Simuladores antropomórficos com diferentes representações de tamanho e idade surgiram, assim como as frações absorvidas de fótons para energias discretas, com diversas combinações fonte e alvo. Os modelos mais atuais são construídos a partir da segmentação de imagens digitais anatômicas, como imagens de tomografia computadorizada (TC) ou por ressonância magnética (RM), sendo chamados modelos baseados em volumes de interesse ou baseados em voxel. Para definir adequadamente o volume interno dos órgãos, as imagens são segmentadas e suas superfícies são trabalhadas. Com os volumes delimitados, pode-se atribuir a esses volumes distribuições de atividade ou características físicas determinadas pelo usuário.

O método Monte Carlo é um método numérico capaz de resolver problemas físicos e matemáticos por meio de simulação de variáveis aleatórias. Seu principal objetivo é criar um modelo que seja o mais similar possível de um sistema real, criando interações com o sistema, baseado em probabilidades de ocorrência, com amostragens aleatórias de funções de densidade de probabilidade.

O artigo intitulado The Monte Carlo Method (O Método Monte Carlo) publicado em 1949 (Journal of the American Statistical Association) pelos matemáticos norte-americanos Metropolis e Ulam (1949) marca o nascimento do método Monte Carlo apesar da base teórica deste método ser conhecida há muito tempo (SOBOL, 1994). A primeira referência do método Monte Carlo é devido ao conde francês Bullon que em 1777 enunciou e

resolveu aquele que ficou conhecido como o problema da agulha de Buffon, este problema é um estudo probabilístico do lançamento aleatório de uma agulha num plano com infinitas linhas paralelas, já o estatístico W. S. Gosset em 1908 usou experimentos amostrais para compreender a distribuição aleatória do coeficiente de correlação e da sua estatística t (Student) [4]

O nome Monte Carlo é atribuído a Mônaco, uma cidade mediterrânea famosa por seus estabelecimentos de jogos. A justificativa decorre do fato de a roleta ser um dos dispositivos mecânicos mais sensíveis à obtenção de variações aleatórias. O método de Monte Carlo foi realmente usado no Projeto Manhattan para construir a bomba atômica durante a Segunda Guerra Mundial. Envolve simulação direta de problemas de probabilidade, preocupando-se com a difusão aleatória de nêutrons em material físsil.

O método de MC aplicado ao diagnóstico por imagem envolvendo radiações ionizantes, permite a avaliação da dose absorvida para uma melhor análise do risco-benefício do procedimento. No entanto, são necessárias plataformas que suportem a modelagem do transporte de radiação, combinado às aplicações em imagem e dosimetria. Simulações em MC combinadas com recursos computacionais fornecem uma ferramenta para a otimização de modelos de novos equipamentos, avaliação de técnicas de reconstrução e correção de imagens e o desenvolvimento de novos métodos para o aprimoramento da qualidade da imagem e de quantificação.

Com o aumento da utilização do método de MC surgiram vários códigos computacionais, alguns para aplicações gerais e outros específicos para algumas áreas de pesquisa.

Código	Tipos de partículas que simula	Faixa de energia
EGSnrc	Fótons, elétrons e pósitrons.	1 keV – 10 GeV
FLUKA	Fótons, elétrons, pósitrons, prótons, nêutrons, antinêutrons, múons, hádrons carregados, neutrinos, antineutrinos e ions pesados.	100 eV – 10000 TeV
MCNP	Fótons, elétrons e nêutrons.	1 keV – 100 GeV
PHITS	Fótons, elétrons, pósitrons, prótons, nêutrons, muons e hádrons.	1 keV – 1 TeV
PENELOPE	Fótons, elétrons e pósitrons.	50 eV – 1 GeV
GEANT4	Fótons, elétrons, pósitrons, prótons, nêutrons, átomos neutros de hidrogênio, partícula alfa, ions, pions, kaons, hiperons, hádrons, etc.	100 eV – 10 TeV

FIGURA 8 CÓDIGOS DE MONTE CARLO

O cálculo pelo método de Monte Carlo inicia-se com a elaboração de um modelo geométrico que representa o sistema real a ser simulado. Feito isso, é possível simular as interações da radiação com modelo criado através de amostragens aleatórias das PDFS (Probability Density Functions) que caracterizam o processo físico. O resultado esperado provém da estimativa do valor médio das grandezas analisadas durante um determinado número de tentativas ou histórias[5]. Quanto maior for o número de históricos, maior o espaço amostral avaliado e, conseqüentemente, menor incerteza estatística inerente ao processo. Por outro lado, maior também será o tempo de simulação [6].

As técnicas de MC têm se tornado populares devido à disponibilidade de sistemas computacionais cada vez mais poderosos. Os últimos desenvolvimentos em simulações de MC, em conjunto com o aumento da potência dos computadores permitem atualmente que a simulação seja uma ferramenta acessível, que pode gerar dados realísticos complexos em tempo razoável para diversas aplicações. As simulações computacionais desempenham um papel chave na MN, com aplicações que vão do design de uma câmara, à reconstrução tomográfica de imagens, correção de espalhamento e à otimização de protocolos de aquisição. Os métodos MC são amplamente utilizados em paralelo com cálculos analíticos ou estudos experimentais. As simulações serão cada vez mais presentes na área de imagens médicas no futuro, principalmente para desenhar protocolos de imagens e interpretação.

Conclusões

A Medicina Nuclear vem desenvolvendo diversas pesquisas em melhorias diagnósticas e terapêuticas. As simulações computacionais desempenham um papel chave na MN, com aplicações que vão do design de uma câmara, à reconstrução tomográfica de imagens, correção de espalhamento e à otimização de protocolos de aquisição. Nos últimos anos, campos relacionados à radiação começaram a depender mais fortemente de modelos de simulação de Monte Carlo para investigar fenômenos, particularmente aqueles que são difíceis ou impossíveis de investigar experimentalmente. Com isso, utilização de códigos de Monte Carlo para cálculos de dose absorvida em órgão e/ou tecidos do corpo humano tem sido bastante difundida em todo o mundo. À medida que os avanços

tecnológicos na área de computação ocorrem, espera-se que a técnica de Monte Carlo para uso em transferência de radiação aumente. [1]–[6][7]–[11] [12]–[16][17]–[22][11], [12], [20]

Referências

- [1] P. Alegre, “PONTIFÍCIA UNIVERSIDADE CATÓLICA DO RIO GRANDE DO SUL FACULDADE DE FÍSICA BACHARELADO EM FÍSICA MÉDICA VALIDAÇÃO DA MODELAGEM DE UM SISTEMA DE AQUISIÇÃO DE IMAGENS EM MEDICINA NUCLEAR ANA LAURA MOREIRA LAPIS,” 2008.
- [2] “ÉRICK DA SILVA OLIVEIRA ESTIMATIVA DA DOSE EFETIVA EM FANTOMAS DE VOXEL PARA INDIVÍDUOS.”
- [3] C. M. Dartora and P. Alegre, “PONTIFÍCIA UNIVERSIDADE CATÓLICA DO RIO GRANDE DO SUL PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM ENGENHARIA ELÉTRICA SIMULAÇÕES DE MONTE CARLO PARA O ESTUDO DA DOSIMETRIA INTERNA EM IMAGENS DE MEDICINA NUCLEAR DE MULHERES GRÁVIDAS,” 2017.
- [4] A. De, M. Monte, C. Para, and C. De, “FRANK SINATRA GOMES DA SILVA”.
- [5] R. Aline and D. Nero, “AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO Estudos dosimétricos pelo método de Monte Carlo para irradiação de corpo total”, Accessed: Jun. 25, 2022. [Online]. Available: <http://www.teses.usp.br>
- [6] D. Alexandre and B. Bonifácio, “Gustavo Coelho Alves Costa IRDose: FERRAMENTA WEB DE DOSIMETRIA INDIVIDUALIZADA BASEADA NO MÉTODO DE MONTE CARLO PARA PACIENTES EM TERAPIA COM ^{177}Lu Tese aprovada para obtenção do Grau de Doutor pelo Programa de Pós-Graduação em Radioproteção e Dosimetria do Instituto de Radioproteção e Dosimetria da Comissão Nacional de Energia Nuclear na área de Física Médica,” 2019.
- [7] “RESOLUÇÃO RDC Nº 611, DE 9 DE Março DE 2022 - RESOLUÇÃO RDC Nº 611, DE 9 DE Março DE 2022 - DOU - Imprensa Nacional.” <https://in.gov.br/en/web/dou/-/resolucao-rdc-n-611-de-9-de-marco-de-2022-386107075> (accessed Jun. 16, 2022).
- [8] H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, and W. R. Nelson, “THE EGS5 CODE SYSTEM 1.” [Online]. Available: <http://www.kek.jp>
- [9] “EGS4, Simulação de Chuveiro de Fótons de Elétron por Monte-Carlo.” <https://www.oecd-neo.org/tools/abstract/detail/ccc-0331/> (accessed Jun. 12, 2022).
- [10] “Artigo de Revisão.” [Online]. Available: <http://www.ncbi.nlm.nih.gov/sites/entrez>
- [11] M. O. Almeida, M. R. Nascimento, C. H. Sousa, and J. G. P. Peixoto, “Congresso Brasileiro das Radiações Ionizantes EGSnrc HVL Evaluation of Barite Mixtures.”
- [12] M. Nascimento and J. Peixoto, “Monte Carlo Method and Their Codes Applied to Ionizing Radiation.”
- [13] “DIRETRIZES BÁSICAS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA,” 2014.
- [14] A. (Andreas) Kling, *Advanced Monte Carlo for radiation physics, particle transport simulation, and applications : proceedings of the Monte Carlo 2000 Conference, Lisbon, 23-26 October 2000*. Springer, 2001.
- [15] “Monte Carlo dosimetry of the most commonly used ^{192}Ir high dose rate”.
- [16] I. Kawrakow, “The EGSnrc Monte Carlo system.”
- [17] T. M. Jenkins, W. R. (Walter R. Nelson, and Alessandro. Rindi, *Monte Carlo transport of electrons and photons*. Plenum Press, 1988.
- [18] “Review of Monte Carlo Modelling Codes The Panel on Gamma and Electron Irradiation Modelling Working Group,” 2007.
- [19] A. Ghila, S. Steciw, B. G. Fallone, and S. Rathee, “Experimental verification of EGSnrc Monte Carlo calculated depth doses within a realistic parallel magnetic field in a polystyrene phantom:,” *Medical Physics*, vol. 44, no. 9, pp. 4804–4815, Sep. 2017, doi: 10.1002/mp.12413.
- [20] Teixeira *et al.*, “BRAZILIAN JOURNAL OF RADIATION SCIENCES Facilidades de códigos de Monte Carlo para obter CSR”.
- [21] M. Mahjour, “Computational Model, Energy Spectra and Assessment of 7MeV, 9MeV and 11 MeV Electron Beams Emerged from Neptune 12PC Linear Accelerator Using Monte-Carlo Simulation Method: A Theoretical Study,” *International Journal of Scientific & Engineering Research*, vol. 5, no. 11, 2014, [Online]. Available: <http://www.ijser.org>
- [22] E. S. M. Ali and D. W. O. Rogers, “An EGSnrc user-code for backscatter calculations,” 2008. [Online]. Available: <http://www.physics.carleton.ca/clrp/backscatter>

Agradecimentos

O presente trabalho foi realizado com apoio da Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior - Brasil (CAPES) - Código de Financiamento 001.

Agradeço ao IRD pelo conhecimento adquirido e ao IRTech pelo suporte sempre oferecido.

International Joint Conference Radio 2022

Study on depth of measurement and volume variation of nuclides used in nuclear medicine for “in situ” ionization chamber characterization – An experimental and Monte Carlo comparison

Bueno, L.K.; Villani D.; Rodrigues Jr., O.; Potiens, M.P.A.

**¹Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Universidade de São Paulo, São Paulo, Brazil;
Lebueno222@gmail.com**

Introduction: Nowadays, the field of radionuclide metrology plays an important role in nuclear medicine service (NMS). Usually before any procedure in nuclear medicine it's important to check if the amount of radioactive material administered to the patient is adequate and effective. However, it's necessary to establish correction factors for each sample, geometry and volume considering the associated uncertainties.

The aim of this study is to characterize two radionuclides: ^{67}Ga and ^{201}Tl , to implement a new in situ calibration methodology. According to CNEN-NN-3.05, a nuclear medicine service must have at least one activimeter, which is daily used. Thus, without compromising the routine procedures of an NMS and avoiding damage to heavy and delicate equipment to be moved, we can justify favoritism by implementing an “in situ” calibration technique.

Methodology: In order to ensure that the routine of procedures in a NMS isn't interrupted and to avoid probable damage on equipment to be moved, it's easy to justify favoritism through the implementation “*in situ*” calibration technique. In this work, two radionuclides were characterized: ^{67}Ga and $^{99\text{m}}\text{Tc}$, using the penEasy program, as general use of the PENELOPE Monte Carlo system, to study the response in the CRC-25R ionization chamber varying parameters that influence its response characteristics; and the results of the MC simulations were compared with experimental measurements obtained at the Radiopharmacy Center at IPEN. It was varied the depth of the vials in the chamber and the volume of the radioactive substance inside the vial. The simulation results were obtained in order to evaluate the ideal position (height) for activity measurements for each radioactive source with different volumes of radioactive solution inside the vial. Volumes were varied from 0.5 ml to 3.0 ml and 4×10^8 simulated particles were kept throughout the study. In this paper, the region with the highest sensitivity of the ionization chamber was considered. In other words, the height in the detector that presented the highest value of energy deposited by the simulation. The results were presented through the response of the deposited energy (eV/Story). The simulations were accomplished varying the height of the vial position from 0 to 20 cm along the well.

Results: In the first analysis, it's possible to observe that the well-type ionization chamber has similar response characteristics for all radionuclides in this study. These results are observed both in experimental measurements and in MMC simulations. Therefore, the height with greater efficiency depends on the radionuclide and the volume inside the vial. The comparative results of the activimeter's behavior by varying the volume and distance of the 10R-Shott vial containing the ^{67}Ga radionuclide, verifying the agreement of the simulated and experimental data were throughout the study. For this radionuclide, the results were normalized at point of position of 6 cm, where

was observed a better efficiency at this point of the chamber in the experimental results. The comparative results of the behavior of the activimeter by varying the volume and distance of the 10R-Shott vial containing the ^{201}Tl radionuclide. Through a comparative analysis it can be observed the agreement of the simulated and experimental data were throughout the study. For this radionuclide, the first 3 volumes were normalized at point 6 cm and the other volumes at point 7.

Conclusions: It's possible to observe a relationship between the vial and the distance from the bottom of the detector, which assumes an increasing behavior. The greatest deposition of energy can be measured between 5cm and 7cm in relation to the bottom of the well. From these heights, photons start to escape from the detector through the opening of the equipment, reducing the efficiency of the sensitive volume in absorbing the photons by approximately $\pm 20\%$. Also can be observed that the uncertainty component that most contributes to these values is the calibration factor. This value is determined by the equipment manufacturer, provided in the user's manual, determined for each radionuclide to be measured.

References:

- [1] CNEN - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Radioprotection and Safety Requirements for Nuclear Medicine Services** – CNEN-NE- 3.05. 12p, Rio de Janeiro, 2013.
- [2] SALVAT, F. PENELOPE-2018: **A Code System for Monte Carlo Simulation of Electron and Photon Transport**. OECD Nuclear Energy Agency. Available at <http://www.oecd-nea.org>.
- [3] SEMP AU J., BADAL A., BRUALLA L. **A PENELOPE-based system for the automated Monte Carlo simulation of clinacs and voxelized geometries application to far-from-axis fields**, Med. Phys 38 5887-5895, 2011.
- [4] KAKOI, A.A.Y. **Analysis of the calibration methodology of the NaI(Tl) detectors at the IPEN In vivo Monitoring Laboratory using the Monte de Carlo method**. 2013. Dissertation (Masters in Nuclear Technology - Applications) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, University of São Paulo, São Paulo, 2013. doi:10.11606/D.85.2013.tde-10022014-105712. Accessed on: 2022-06-22.
- [5] CRC®-25R. **Radioisotope Dose Calibrator**. Manual Stock No. 9250-0122 May 9, 2017.

International Joint Conference Radio 2022

Comparação entre espectros de raios-x obtidos com os códigos de Monte Carlo Geant4 e Speck Calc para as qualidades da norma ISO 4037-1.

Pinheiro^{a,c} B. R., Oliveira^{b,c} T. G., Santos^c D. S

^aUniversidade Federal de Uberlândia, bruno.pinheiro@ufu.br

^bUniversidade Federal do Rio de Janeiro, thalysgama13@gmail.com

^cInstituto de Radioproteção e Dosimetria, santosd@ird.gov.br

Introdução: Simulações computacionais são cada vez mais importantes na radioproteção e hoje não se pode dissociar a prática da proteção radiológica dos resultados obtidos nas simulações. As grandezas de proteção, sobre as quais se estabelecem limites, são impossíveis de serem medidas e todos os coeficientes de conversão de fluência ou kerma para estas grandezas são obtidos por simulações, bem como para as grandezas operacionais.

O kit de ferramentas de Monte Carlo (MC) Geant4 [1] é um pacote de software para a simulação do transporte de partículas pela matéria desenvolvido no *Conseil Européen pour la Recherche Nucléaire* (CERN), modelado em linguagem C++ e que possui um conjunto completo de recursos, incluindo a reconstrução de trajetórias, definição de geometrias e definição e uso de diversos modelos físicos.

O objetivo deste trabalho foi utilizar a simulação de Monte Carlo na obtenção de três espectros de raios-x e compará-los com os espectros fornecidos pelo Software SpeckCalc [2], a fim de validar o código que será usado para calcular a primeira e segunda camada semirredutoras referentes às qualidades N60, N80 e N100 trazidas na norma ISO 4037-1 [3]. O interesse nesta comparação é uma possível implementação de simulações de Monte Carlo das condições de calibração de monitores individuais e o desenvolvimento de algoritmos que permitam estimar o Equivalente de Dose Pessoal, Hp(d), em IOEs, de acordo com recomendações da ICRU, Report 57 [4].

Uma forma comum de se calcular o Kerma comum nos códigos de MC é baseada na contribuição de cada fóton no montante do Kerma,

$$K = \sum_i E_i \Phi_{E_i} \left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right)_{E_i} \quad (1)$$

em que E_i é a energia do fóton i detectado, Φ_{E_i} é a fluência de fótons com energia E_i e (μ_{tr}/ρ) é o coeficiente mássico de transferência do material associado à energia E_i do fóton [5]. Uma vez que o Kerma é proporcional à fluência de fótons, seu valor diminui exponencialmente com a espessura do filtro e a 1ª HVL corresponde à espessura que diminui uma grandeza pela metade e pode ser obtida a partir do coeficiente de atenuação k :

$$K_{rel} = e^{-kx} \Rightarrow 1^a \text{ HVL} = \frac{\ln 2}{k} \quad (2)$$

Metodologia: Três espectros de raios-X foram formados a partir da colisão entre um feixe de elétrons e um alvo de Tungstênio, posicionado sob um ângulo de 30° com o sentido do feixe. Ambos foram inseridos numa região quadrangular de dimensões 2x2x8 (cm³) preenchida de vácuo do Geant4 (“Galactic”, Z = 1, pressão de 3e-8 Pa e temperatura 2,73 K). Os fótons de raios-X são detectados por uma placa circular de 10 cm de diâmetro e espessura de 3 cm, posicionada a 10 centímetros do ponto de incidência dos elétrons no alvo, em direção perpendicular à direção feixe. Todo o conjunto, exceto pelo interior da região preenchida por vácuo, encontra-se imerso em Ar. Os materiais usados neste trabalho são fornecidos pelo NIST [6]. Cada espectro foi obtido com filtração de Alumínio de espessura de 1 mm e com feixe de elétrons de 80, 90 e 100 keV. Em seguida, comparou-se com resultados obtidos do Software SpeckCalc para validação.

Uma vez validada a simulação com o Software, serão obtidos espectros referentes às qualidades N60, N80 e N100 da norma ISO 4037-1. Serão colocadas 3 placas entre o ponto de formação dos fótons e o detector: a primeira, de Be com 0,5 mm; a segunda, de Al com 4 mm; e uma placa de Cu de espessuras 0,6 mm, 2,0 mm e 5,0 mm para as qualidades N60, N80 e N100, respectivamente. Nestas geometrias, as camadas semirredutoras de cada qualidade

serão calculadas com base na grandeza Kerma no ar, conforme Equação (2), calculada para diversas espessuras do filtro de cobre.

Resultados: Os espectros obtidos na simulação são apresentados na Figura 1, normalizados pela fluência e com valores de energias discretos em 0,5 keV. Para cada uma das energias. A linha contínua corresponde aos dados do SpeckCalc e os pontos ligados por linha pontilhada aos resultados no código Geant4 para feixes de elétrons com $1e8$ partículas.

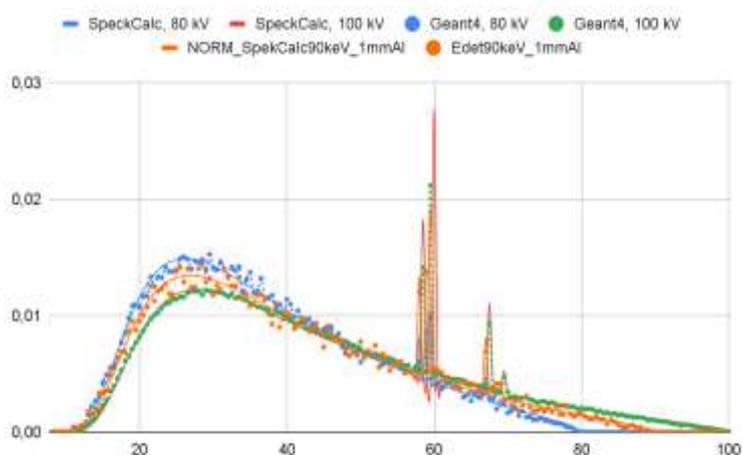


Figura 1: Espectros de Raios-X com filtração de 1 mmAl. Comparação entre o SpeckCalc e Geant4.

Conclusão: Os resultados mostram que o kit de ferramentas Geant4 produz espectros de raios-x coerentes com o SpeckCalc no que diz respeito à forma e energia de a radiação característica do alvo. O espectro gerado a partir de elétrons de 100 keV apresentou melhor resultado em comparação ao gerado com 80 keV devido à filtração de Alumínio absorver fótons de menor energia, diminuindo o percentual de fótons que atingem o detector para os feixe de elétrons menos energéticos. Por esse motivo, o número de elétrons que incide no alvo será aumentado nos próximos trabalhos, já que tanto a espessura quanto a quantidade de filtros atenuadores das referidas qualidades são maiores. A partir daí, pode-se proceder à cálculo do kerma no ar, conforme mencionado na introdução, modelagem de monitores individuais e os resultados de suas respostas para as calibrações que seguem a referida norma.

Referências

- [1] Agostinelli, S., et al. "Geant4—a Simulation Toolkit". Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, vol. 506, no 3, julho de 2003, p. 250–303. DOI.org (Crossref), [https://doi.org/10.1016/S0168-9002\(03\)01368-8](https://doi.org/10.1016/S0168-9002(03)01368-8).
- [2] Poludniowski, G., et al. "SpekCalc : a program to calculate photon spectra from tungsten anode x-ray tubes". Physics in Medicine and Biology, vol. 54, no 19, outubro de 2009, p. N433–38. DOI.org (Crossref), <https://doi.org/10.1088/0031-9155/54/19/N01>.
- [3] "X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy. Part 1 - Radiation characteristics and production methods", International Organization for Standardization, ISO (1996). International Standard 4037-1.
- [4] ICRU, 1998. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation. ICRU Report 57. ICRU Publications, Bethesda, MD.
- [5] Attix, Frank H. Introduction to radiological physics and radiation dosimetry. Wiley, 1986.
- [6] NIST, National Institute of Standards and Technology. <https://www.nist.gov/pml>

International Joint Conference Radio 2022

Evaluation of scale thickness in oil pipes using the Monte Carlo method in support of radiological protection programmes

Beserra M.T.F., Oliveira D.F.

Centro Federal de Educação Tecnológica (CEFET-RJ), Av. Maracanã, 229 – Maracanã. Rio de Janeiro - RJ, Brasil.CEP: 20271-110

Universidade Federal do Rio de Janeiro (COPPE-UFRJ), Av. Horácio Macedo, 2030 - Cidade Universitária, Rio de Janeiro - RJ, Brasil.CEP: 21941-598

marcela.beserra@cefet-rj.br

davi@lin.ufrj.br

Introduction: The oil business keeps expanding to ever greater depths. In this process, the oil that is extracted is often mixed with water and sediments, which may form scale deposits on pipeline walls. Such deposits, in addition to reducing pipeline diameter, may also lead to other damages caused by their corrosive agents. As a result, periodic maintenance is required, including replacing pipes and opening the equipment for cleaning. The use of gamma radiation meters is seen as a solution to support maintenance works in the non-invasive monitoring of pipeline scale deposits. Furthermore, the scales have radiological impacts on workers and the environment, mainly from radium 226, which is a very unstable radioisotope, according to radioecological studies.

Methodology: This article proposes a modelling approach to assessing scale distribution in oil pipelines using the Monte Carlo method (MCNP5). The results of these simulations were also compared with experimental results obtained from offshore oil rigs. Figure 1 summarises the methodology.

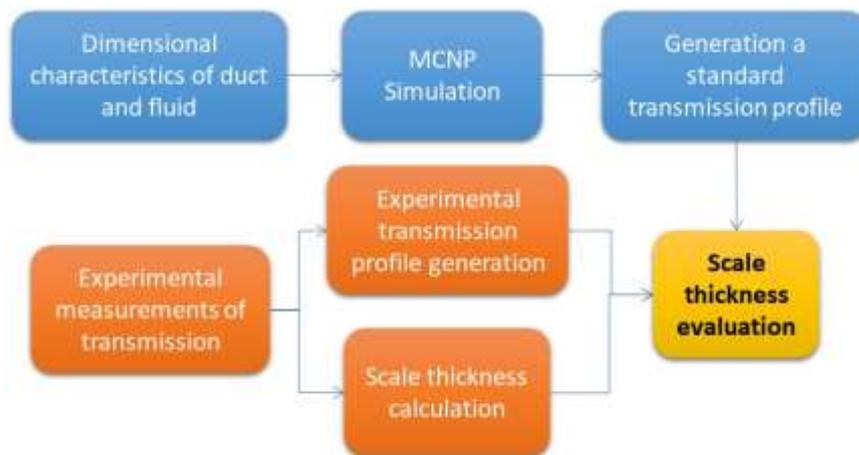


Figure 1: Methodology summary

Results: Through the simulations, it was possible to establish that barium sulphate should be used as a reference material for scale quantification using the gamma radiation transmission technique for oil extraction pipes. The MCNP simulations provided a better understanding of the influence of wall thickness on transmission profile in the presence of fluids such as air, 4% salt water, and oil, and that collimation influences the precision of scale quantification.

Conclusions: The results obtained from the study and available in the database (determined through MCNP simulation) can be used as another element of comparison for experimental measurements. They may also help in predicting future behaviours of scale deposition in transport/extraction oil pipes. This information directly contributes to control plans and NORM tailings estimates, thus facilitating the optimisation of radiological protection plans.

References

- Beserra, M. T. F., Avaliação da espessura de incrustações em dutos de extração de petróleo, M.Sc, Instituto de radioproteção e dosimetria, Comissão Nacional de Energia Nuclear, IRD-RJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, 2012.
- Marinho, A.C, Costa, D.R., Santos, E., Costa, K.A., Oliveira, D.; LOPES, R.T., "Monitoring and Quantification of Fouling by Radiographic Methods". In: National Congress of Non-Destructive Testing, São Paulo, SP, Brazil, 2008.
- Candeias, J.P, 2010, Análise de Incrustações por Técnicas Atômicas/Nucleares. Tese D.Sc, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- Oliveira, D.,R. Nascimento, J., Marinho, R.T. Lopes. Gamma transmission system for detection of scale in oil exploration pipelines. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A Accelerators Spectrometers Detectors and Associated Equipment. 616-620, 2015.
- Bjornstad, T., Stamatakis, E., 2006, "Aplicability and Sensitivity of Gamma Transmission and Radiotracer Techniques for Mineral Scaling Studies", Institute for Energy Technology, NORWAY.
- Soares, M., Sistema de detecção de incrustações em dutos de transporte de petróleo pela técnica de transmissão gama, D.Sc., COPPE-UFRJ, Rio de Janeiro, Brasil, 2014.
- Astuto, A., 1995, Desenvolvimento de um Sistema de Inspeção de Tubos usando a Técnica de Transmissão Gama, M.Sc, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro.
- Teixeira, T.P., Predição da espessura de incrustação em tubulações usadas no transporte de petróleo utilizando radiação gama e rede neural artificial
- TECHNIP, 2010, "Flexible Steel Pipes for Drilling and Service Applications", disponível em: www.technip.com/draps/drilling/pdf/Coflexip_User_Guide.pdf. Acesso em 15/10/ 2010.
- Cruz, R. P, 2002, Estudo da Composição Química de Borrás e Incrustações oriundas das atividades de produção de petróleo e sua correlação com a Radioatividade Natural – Estudo de Caso: Bacia de Campos-Brasil. M.Sc, PUC/RJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- Godoy, J.M., Cruz, R.P., "226 Ra and 228 Ra in scale and sludge samples and their correlation with the chemical composition", Journal of Environmental Radioactivity, 70, p. 199 -206.
- NIST, 2010, Disponível online: <http://physics.nist.gov/xaamdi> [2004], acesso em 04/08/2018
- Speight, J. G. , Handbook of Petroleum Analysis, 2ª Edition, Willey Interscience, New York, 2001, p. 27-29; 96-97.
- Willian, R.G, Gesh, C.J., Pagh, R.T., 2006, "Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling", NM: Los Alamos National Laboratory, Los Alamos,US.
- Salgado, C. M., 2010, Identificação de regimes de fluxo e predição de frações de volume em sistemas multifásicos usando técnica nuclear e rede neural artificial, D.Sc, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- César Marques Salgado, William Luna Salgado, Roos Sophia de Freitas Dam, Claudio Carvalho Conti, Calculation of scales in oil pipeline using gamma-ray scattering and artificial intelligence, Measurement, Volume 179, 2021, 109455, ISSN 0263-2241.
- Alkabaa, A.S.; Nazemi, E.; Taylan, O.; Kalmoun, E.M. Application of Artificial Intelligence and Gamma Attenuation Techniques for Predicting Gas–Oil–Water Volume Fraction in Annular Regime of Three-Phase Flow Independent of Oil Pipeline’s Scale Layer. *Mathematics* 2021, 9, 1460. <https://doi.org/10.3390/math9131460>.

Livro de RESUMOS

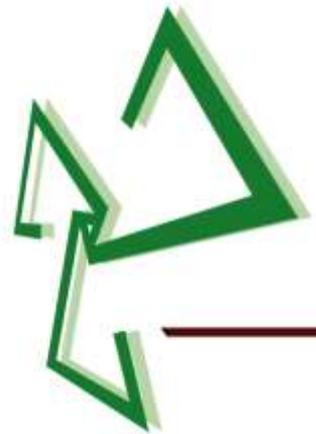


INTERNATIONAL JOINT CONFERENCE

RADIO 2022

15 a 19 de agosto de 2022

Poços de Caldas - MG



Novo marco regulatório: oportunidades e desafios

Relação de Resumos Expandidos

Disponibilizado por autor de contato
e em ordem alfabética.

Organização

Fernando de Andrade Lima
Bernardo Maranhão Dantas
Denise Levy

Relação de Resumos Expandidos por autor de contato, disponibilizado em ordem alfabética

O presente Livro de Resumos em formato digital permite a busca por palavra-chave, para fácil visualização de cada título.

Adelaide Benedita Armando Francisco - Requisitos técnicos para a implantação de um serviço de monitoração individual externa para avaliação da grandeza Hp(10) utilizando dosimetria termoluminescente

Ademir Xavier da Silva - Evaluation of five years of liquid effluent release by a uranium mine in Caldas, MG, Brazil: dose evaluation

Ademir Xavier da Silva - Dose in fish from a high background radiation area, MG, Brazil

Ademir Xavier da Silva - Radiation protection in biota: ethical, dosimetric and environmental impact assessment perspectives

Ademir Xavier da Silva - Radiological water quality criteria for liquid effluent in a Brazilian uranium mine

Ademir Xavier da Silva - Solid cancer risk assessment by the ingestion of radionuclides via conventional and organic foods in the Petropolis region

Ademir Xavier da Silva - Análise Comparativa entre diferentes versões do ERICA Tool para Monitoramento Ambiental Marinho

Akíria Ohana Torreão - Desenvolvimento do protocolo combinado no CRCN-NE para triagem e estimativa de dose absorvida

Amir Zacarias Mesquita - Regulação e Fiscalização de Irradiadores Gama de Alimentos

Ana Catarina Koka de Souza Silva - Minuto Nuclear

Ana Gabryele - Brazilian Nuclear Sector: an analysis of the sociocultural profile of women working in nuclear research and technological development institutions

Ana Letícia Almeida Dantas - Desenvolvimento de um novo Simulador de Tireoide-Pescoço para calibração de sistemas de monitoração de indivíduos ocupacionalmente expostos a 131I em Serviços de Medicina Nuclear

Ana Luísa da Costa Vieira - Treinamento em radioproteção no Sirius e seus desafios

André Gomes Lamas Otero - A desktop application for automatic gamma spectroscopy analysis with deep learning

André Luis de Carvalho Ribeiro - Application of the Monte Carlo method to develop correction factors for physical perturbations of photon beams in small fields

Andrea Huhn - Gestão da proteção radiológica em radiodiagnóstico

Aneuri Amorim - Medidas experimentais do campo de raios X de um irradiador autoblindado do IDQBRN/CTEx

Ângela Moreira Marques dos Santos - Avaliação da dose de resposta do Fricke convencional: uma relação entre as técnicas de uv-visível e ressonância magnética nuclear.

Angela Souza Gonçalves - Elaboração de referências para grandezas físicas e de radioproteção para fonte de 252Cf moderada em água leve

Angelica Perinni Kiepper - Projeto conceitual e executivo de uma sobreembalagem para transporte, sob a modalidade de arranjo especial, de cilindros 1S

Anna Malthez - Optically stimulated luminescence from calcium fluoride detector films: A pulsed OSL study

Anne Caroline Neves de Lima Leopoldo - Prospecção tecnológica para soluções de tratamento da borra de petróleo contaminada com radionuclídeos naturais

Ary Machado de Azevedo - Comparação de cálculo de fator de transmissão simulado adotando modelo de transporte de fótons e a metodologia tradicional

Ary Machado de Azevedo - Determinação de blindagem bilaminada de aço e chumbo para viaturas militares

Bianca marques - Estudo de Homogeneidade em Candidato a Material de Referência para Medidas de Concentração de Atividade de 40K, 226Ra e 228Ra em Matriz de Areia Rica em Monazita

Bruna Gomes Araújo - Estudo para avaliação de desempenho de microsílica SBA-15 funcionalizada com APTES@EDTA, APTES@DTPA e APTES@TETA para aplicação na recuperação de rejeitos contendo Samário-153

Bruno Pinheiro - Comparação entre espectros de raios-x obtidos com os códigos de Monte Carlo Geant4 e Speck Calc para as qualidades da norma ISO 4037-1.

Camilla Sampaio - An alternative way to determine the efficiency of 226Ra by LSC

Camilla Sampaio - Detection limit calculation according ISO 11929 for in vitro radiobioassay 210Pb determinations by LSC.

Carla Maria Martellote Viola - Mulheres do setor nuclear e a Agenda 2030: A jornada das pesquisadoras brasileiras através das lentes da educação, do desenvolvimento humano e das liberdades

Caroline Mattos Barbosa - Characterization techniques for the evaluation of sealed Br-82 radioactive sources structured in 3d-printed capsules for industry and environmental applications

Catia Leite Padilha - Análise Das Alterações Celulares Induzidas Pela Radiação Ionizante

Catia Leite Padilha - Percepção Sobre Os Riscos E Consequências Do Tratamento Do Câncer Por Radiação

Caty Santill - Detección de gas radón (222Rn) en las unidades educativas de nivel superior del Distrito de Educación 06d01 Chambo-Riobamba con infraestructura antigua de la ciudad de Riobamba

Cesar Salgado - Medidas Operacionais em um bunker utilizado em operações de gamagrafia com o uso de fontes de Ir-192

Cibele Bugno Zamboni - X-ray experimental set-up for in-vivo nail test

Daiane Cristini Barbosa De Souza - Dose Efetiva Acumulada Recebida por Pacientes Submetidos a Múltiplos Procedimentos Radiológicos: uma Revisão Integrativa

Daiane Cristini Barbosa De Souza - Estimativa de dose específica por tamanho (SSDE) em exames tomográficos usando o VirtualDose CT

Dalton Nogueira da Silva Giovanni - Propostas alternativas para o conhecimento e uso da Energia Nuclear

Daniel Villani - Evolução nas ocupações por gênero de Indivíduos Ocupacionalmente Expostos à radiação (IOEs) nos registros de um serviço de dosimetria no Brasil

Danielle Filipov - Análise da dose glandular média em mamografia digital

Danielle Filipov - Análise dosimétrica de extremidades em indivíduos ocupacionalmente expostos no serviço de medicina nuclear

Danielle Monegalha Rodrigues - IRD Knowledge Management Maturity Assessment

Danilo Copetti - Avaliação da precisão de modelos de cálculo de dose e análise dosimétrica da influência da prótese de quadril em tratamentos de neoplasias pélvicas

Dayana Azeredo Conceição - Uma metodologia para avaliar meias-vidas e impurezas de radiofármacos por meio de espectrometria gama

Delcy Azevedo Py Júnior - Comments on Optimization for the Decommissioning of Nuclear Installations in Situation of Existing Exposure

Eder Rezende Moraes - Estimativa do volume da tireoide usando imagens moleculares planares: estudo em objetos imuladores

Edna Machavane - Safety requirements and radiation protection in NORM industries: Secure NORM management

Eduardo Gomes Mendonça - Método experimental para a determinação da corrente de alimentação de um transistor de potência PMOS para emprego como dosímetro RADFET

Elaine Wirney Martins - Metodologia de calibração “in situ” de Ativímetros para 111In e 123I

Elydio José Soares - Avaliação dos requisitos normativos de radioproteção relativos à reutilização de rejeitos da mineração de nióbio em MG

Eunícia Joao Goessa - Security requirements to oil well logging radioactive sources: improving security culture

Fabiana F de Lima - Avaliação das alterações cromossômicas instáveis em linfócitos expostos a diferentes concentrações de Rn-222

Fábio Dias - Verificação da confiabilidade de câmaras de ionização de placas paralelas para feixes de raios X de baixa energia.

Fabio Fumio Suzuki - Resultados do sistema de averiguação de ocorrências no estado de São Paulo no período de 2011 a 2021

Fabio Lopes - Avaliação da exposição ocupacional para estudantes do curso de tecnólogo em radiologia da UNIFIL campus Londrina

Fabio Lopes - A importância do controle de qualidade em irradiação de sangue

Fernanda Stephanie Santos - Optimization Protocols for Head CT scan with PMMA Phantoms

Fernando Barcellos Razuck - O processo de implementação da gestão do conhecimento no Instituto de Radioproteção e Dosimetria: ações e perspectivas

Fernando Barcellos Razuck - Deconvolução: uma análise de sua relevância para a área nuclear

Fernando Barcellos Razuck - O processo de obtenção do Registro de Pessoa Física para atuação como Supervisor de Proteção Radiológica em laboratórios de ensino e pesquisa e instalações Radioativas de baixo risco a partir do título de Especialista em Proteção Radiológica e Segurança

Fernando Barcellos Razuck - Cursos de especialização técnica em Medicina Nuclear no Rio de Janeiro: uma análise baseada na qualidade a partir de uma proposta curricular

Fernando Barcellos Razuck - O Programa de Pós-graduação em Radioproteção e Dosimetria do Instituto de Radioproteção e Dosimetria: 20 anos de história e conquistas

Fernando Barcellos Razuck - A importância do método de Deconvolução para a Espectroscopia de Massa na área nuclear

Fernando Barcellos Razuck - Uma avaliação sobre a produção científica sobre a presença de Radônio em rochas ornamentais no Brasil

Fernando Barcellos Razuck - Uma análise da produção científica sobre o Radônio na área nuclear no Brasil

Fernando Barcellos Razuck - Avanços da RDC 611/22 com relação à Portaria 453/98: uma análise prévia sobre a conformidade

Fernando M. Araújo Moreira - Metodologia para determinação de radônio e torônio e de seus produtos do decaimento radioativo

Fernando Rodrigues - Avaliação da heterogeneidade de dose no TBI utilizando o tórax do fantoma antropomórfico Rando-Alderson e TLD-100 em dois setups diferentes

Francisco Fernando Lamego Simões Filho - Critical analysis of the IEN General Emergency Plan based on the radiological impact study of a severe accident at the Argonaut research reactor

Francisco Harley Dantas Hauradou Xavier - 3D Slicer como Ferramenta para Dosimetria Interna

Gabriel Nascimento - Assessment of energy and angular dependence of LiF:Mg,Ti dosimeters irradiated in the quality Hp(0.07)

Gabriely Carvalho - Sobre a equidade de gênero na graduação em Engenharia Nuclear no Brasil: a iniquidade de gênero como resposta a uma reação em cadeia do passado brasileiro

Gabriely Carvalho da Silva - Sobre a participação feminina nos cursos de Pós-graduação em Engenharia Nuclear na Universidade Federal do Rio de Janeiro: perspectivas de uma crescente presença feminina nas academias de Engenharia Nuclear

Gabriely Costa da Silva - Sobre compromisso com a divulgação científica para todos: uma visão deturpada, diante de um passado inoxidável, produzida pela mídia e o papel da divulgação científica pela Engenharia Nuclear da Universidade Federal do Rio de Janeiro

Gisell Boiset - X-ray spectrometry applied for determination of linear attenuation coefficient of polymer-based samples as radiologically tissue-equivalent materials

Glauco Silva - Fitorremediação em climas tropicais, de solos contaminados com os elementos tório e urânio.

Guilherme Cavalcante de Albuquerque Souza - Perfil de dose em tomografia computadorizada para um feixe de 120 kV em um objeto simulador de cabeça

Gustavo B. da Silva - Avaliação dos coeficientes de atenuação para feixes de raios X utilizando redes neurais artificiais

Gustavo Oliveira Da Conceição - Análise do produto kerma área na colimação do feixe em exames de radiografia digital do tórax

Hasnna Miranda Alves Farage - Caracterização do campo de nêutrons externos ao fluxo térmico padrão 1 do Laboratório de Metrologia de Nêutrons do IRD para testes de equipamentos na grandeza equivalente de dose ambiente $H^*(10)$

Helio Sampaio de Assunção - Exposição à radiação na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – CNAEA

Hericka Oliveira Kenup Hernandes - Application of microfluidic mixing device in continuous flow synthesis for occupational dose reduction during microsilica labeling process with Lanthanum-140

Hugo José de Oliveira Polo - Avaliação em escala continental da favorabilidade para depósitos de urânio no Brasil

Humberto Nicanor Rios Júnior - Gestão do conhecimento nuclear: o caso dos procedimentos do laboratório de radônio no LAPOC/CNEN.

Ian de Almeida - Radionuclídeos naturais em áreas verdes urbanas da região metropolitana de Recife

Ian de Almeida - Espectrometria de fluorescência de raios X em máscaras de tecidos comumente compradas durante a pandemia

Ian de Almeida - Ensaios não destrutivos para a avaliação do reuso de protetores respiratórios pff2 em ambientes hospitalares

Ian de Almeida - Radionuclídeos naturais como traçadores da movimentação de solo superficial no semiárido

Ian de Almeida - Detectores de germânio hiper-puro para o teste de qualidade de tecidos não tecidos (tnt) e o seu grau de resistência ao uso

Ian de Almeida - EDXRF aplicada à quantificação quali-quantitativa de tecidos empregados na confecção de máscaras

Isaac Santos - Fatores de transmissão de raios gama e nêutrons em blindagens bilaminadas de concreto e polímero PA-6.

Isabella Magalhães - Gênero na autoria de trabalhos científicos da área nuclear: o exemplo da Internacional Nuclear Atlantic Conference

Isabella Rezende Magalhães - Análise do perfil de gênero na Comissão Nacional de Energia Nuclear: cargos, salários e posições de liderança

Ivyne Echille Miranda cunha - Análise sobre a distribuição dos serviços de medicina nuclear na região nordeste.

Janaína Dutra Silvestre Mendes - Homens e mulheres nas diretorias de uma associação de classe: reflexos da economia do cuidado.

Janine Nicolosi Corrêa - Radon activity in Curitiba urban area and Carambeí rural region (Paraná, Brazil)

Jose Neres de Almeida Junior - Desenvolvimento de um sistema de filtração adicional semi-automatizado para a implantação de novas qualidades de feixe de Raio-X utilizados em Radiodiagnóstico

Jose Oliveira de Almeida Neto - Study of ^7Be activity concentration in rainfall as a function of sampling height

José Ricardo Silvério dos Santos - Estudo comparativo entre os valores da dose glandular média em serviços de mamografia digital antes e após a implantação de um programa de garantia de qualidade

José Wilson Vieira - Modelos computacionais de exposição com fantasmas de voxels acoplados ao código Monte Carlo EGSNRC

Kethele Vitor Alves de Souza Loureiro - Radioiodinated polymers for SPECT imaging in vascular embolization procedures

Larissa Cristina Silva dos Santos - Contagens de pixels de uma cor dominante em imagens coloridas para quantificar área de contato de bolus radioterápicos

Laura Takahashi - Preparo da monitoração de radônio em ambientes internos de Belo Horizonte

Leonardo Pessoa da Silva - Efetividade de luvas descartáveis na proteção contra contaminação radioativa na medicina nuclear

Leslie Pereira - Mamografia induz quebras duplas no DNA de células mamárias

Leticia Katheleen Bueno - Study on depth of measurement and volume variation of nuclides used in nuclear medicine for “in situ” ionization chamber characterization – An experimental and Monte Carlo comparison

Lucas Araujo - Nanodosimetria: um estudo utilizando o código de Monte Carlo PENELOPE no exercício do TG 6.2 do EURADOS WG 6

Lucio Leonardo - Natural radioactivity in oil seeds commercialized in the city of São Paulo, Brazil

Luiz Ambrosio de Souza - Scanners de bagagens e containers no Brasil. Uma abordagem quantitativa

Luiza Monteiro Horta - Propostas de Requisitos de Desempenho para Sistemas Dosimétricos de Cristalino com Fins Regulatórios no Brasil

Luiza Portugal Muniz - Export of Radioactive Waste Containing NORM

Luiza Portugal Muniz - NORM Management in Brazilian Scrap Metal

Marcela De Lima - Estudo do limiar da eficiência funcional de peptídeo antimicrobiano (PAM) sujeito a irradiação gama

Marcela Tatiana Fernandes Beserra - Evaluation of scale thickness in oil pipes using the Monte Carlo method in support of radiological protection programmes

Marcela Tatiana Fernandes Beserra - From Three Mile Island to Fukushima: An evaluation of communication management in responding to radiological and nuclear emergencies

Marcela Tatiana Fernandes Beserra - Radiological evaluation of soil samples for the tin industry

Marcelino Dantas - Occupational Radiological Protection in Decommissioning Unit of Caldas in 2021

Marcelo Bessa Nisti - Estimated absorbed dose rate in the non-human biota in different environmental scenarios

Marcelus Silva - Metodologia para cálculo de blindagens de salas de raios X com a aplicação em um código de programação utilizando parâmetros da NCRP 147

Marco Antônio Silva - Análise da percepção social sobre a ocorrência de câncer atrelado à radiação natural no município de Poços de Caldas/Mg.

Marcos Roberto Lopes do Nascimento - Radiochemical Assessment of Water Generated by Treatment Plants in the City of Poços de Caldas-MG, Brazil

Marcos Scapin - Espectrometria de fluorescência de raios X: uma técnica robusta para analisar resíduos e rejeitos radioativos

Marcos Vasconcelos - ISO 17025 accreditation and maintenance of an ionizing radiation test methods governmental laboratory in Brazil

Margarida Malta - Plano Nacional para o Radão, o caso português

Maria Cristina Tessari-Zampieri - Materialidade do tema proteção radiológica em programas de sustentabilidade ASG (Ambiental, Social e Governança)

Maria de Lourdes Moreira - A presença da liderança feminina na gestão da pesquisa no Brasil

Maria Luiza Nunes da Silva - Desenvolvimento de um Modelo Computacional Para Obtenção das Camadas Semirredutoras de Materiais Utilizados Como Blindagem Contra Radiação X Por Meio Do Código Monte Carlo N-Particle eXtended

Mariana Ferreira Gonçalves - A importância da datação com Pb-210 para determinar o impacto ambiental

Mario Balthar - Avaliação do tamanho de campo para a calibração de monitores de radiação gama usando o programa ImageJ

Mirko Salomón Alva-Sánchez - Caracterização de Campo de Radiação para Feixes de Baixa Energia para Irradiação Celular

Monaliza de Oliveira Almeida - Uso da simulação de Monte Carlo na dosimetria computacional

Moses E. Onudibia - Radioactivity Concentration and Radiological Effect of Soil from Umuahia Abia State, Nigeria

Nádia Regina Ernesto Pereira Potenciano - Aplicação do modelo matemático erica tool para cálculo de risco radiológico dos efluentes de mineração de urânio na biota aquática

Nalber Miranda Leite - Análise computacional para detecção de parafina em oleodutos de águas profundas utilizando técnicas nucleares

Natália Taveira - Study of radon exhalation in different granulometries of outstanding rocks in the City of Belo Horizonte

Natasha Briggs - Metodologia para avaliação do levantamento radiométrico ambiental e ocupacional durante operação do reator Argonauta

Nathali Ricardo - Effect of Neutronic activation in the Biodegradable PEG-Thiol polymer associated with Gold Nanoparticles

Nathalia Lima - Desenvolvimento de Fantomas Físicos, Fantomas de Voxels e Modelos Computacionais de exposição para medições e simulações em Radiações Ionizantes.

Nathalia Lima - Desenvolvimento de um sistema de avaliação de aparelhos de raios x odontológicos por via postal

Normando Perazzo Barbosa Souto - Avaliação da radioatividade natural em areias de praias da Baía de Guanabara

Nuro Abdul Cadre - Estudo do sistema dosimétrico do LDF/IRD para avaliação do impacto da redução do nível de registro mensal adotado no Brasil para HP(10)

Odair Lelis Gonzalez - Projeto auxiliado por simulação Monte Carlo de um sistema gerador de nêutrons térmicos a partir de fontes isotópicas de $^{241}\text{Am-Be}$

Oderon Antônio De Souza Filho - Updates on the Brazilian Radon Risk Program

Otto Haubrich - Levantamento radiométrico em laboratório de microscopia

Paloma França Machado - Alternatives to radon control in new buildings

Paulo dos Santos Tavares - Uso da técnica de tomografia computadorizada óptica para dosimetria química com solução Fricke xilenol gel

Paulo Escarani - Planejamento estratégico na comunicação ao público na gestão de risco e gerenciamento de uma emergência nuclear na Central Nuclear Almirante Álvaro

Paulo Gonçalves da Cunha - Fatores de correção para medições de atividade de $^{99\text{mTc}}$ em seringas utilizadas em medicina nuclear

Paulo R. Costa - Evaluation of resin-based samples as tissue-equivalent materials using a CdTe spectrometer

Paulo Sergio Cardoso Silva - Th-232 Radiological Aspects of Carbonate Niobium Mining Waste Use as Agricultural Amendment

Peter Bossew - Indoor radon: German and Portuguese experiences”: State of European radon abatement policy

Rafaella Carvalho - Calibração para Tomografia Computadorizada de Feixe Cônico (CBTC) em Odontologia

Raquel Santos - Development of an e-learning platform on radiation protection: MOODLE

Rauanna Crys Carvalho dos Santos - Estimativas de taxa de sedimentação do reservatório de Sobradinho, Sobradinho, Bahia

Rauanna Crys Carvalho dos Santos - Radionuclídeos Naturais em Solos Parque Nacional do Catimbau, Buíque, Pernambuco

Rauanna Crys Carvalho dos Santos - EDXRF aplicada à discriminação de pêlos de animais domésticos saudáveis e doentes

Rauanna Crys Carvalho dos Santos - Chumbo-210 em excesso para a estimativa de taxa de erosão em solos do semiárido

Rauanna Crys Carvalho dos Santos - Dificuldades analíticas na determinação de cesio-137 para estudos de erosão de solo no semiárido

Renata Dalmaso - Implantação de gestão do conhecimento por meio de metodologia em setor membro do programa nuclear consolidada o plano de sucessão da empresa

Renato Pinheiro - Proposta alternativa de baixo custo para monitoramento de radiação ambiental no Brasil

Ricardo A. Terini - Aplicação de fitas OSL na dosimetria em TC conforme a metodologia da AAPM

Ricardo Augusto da Silva Alfenas - Gestão do conhecimento nuclear: o caso dos procedimentos de preparação de amostras sólidas de interesse nuclear para análises químicas e radiométricas do LAPOC/CNEN.

Ricardo Garcez - Identificação e quantificação de neodímio através da técnica de ativação neutrônica no Reator Argonauta

Ricardo Pedro Mussica - Quantitative evaluation of radiation protection in industrial gamma radiography through regulatory inspection

Rodrigo Carneiro Curzio - Uso da abordagem gaussiana na análise da dispersão atmosférica proveniente de um acidente nuclear postulado

Rute Rocha - Imaginologia aplicada na antropologia forense

Sandra Regina Damatto - Trace elements determined by INAA in a sediment core dated by Pb-210 method from Laguna de Peña, Uruguay

Sarah Eduarda Silva - Aplicabilidade do método de elastografia na ultrassonografia mamária em diferenciação de nódulos mamários

Sergei A. Paschuk - Measurements of radon and radium activity in well waters from the Carambeí rural region of Paraná state, Brazil

Suy Hwang - Integridade física de tecido não tecido (tnt) submetidos à radiação gama esterilizante

Tânia Maria do Nascimento Sousa Costa - Tomografia computadorizada: efeitos adversos a partir da administração endovenosa de contraste iodado

Thadeu das Neves Conti - A performance humana e a segurança em instalações nucleares – marcos regulatórios

Thiago Medeiros - Metodologia para levantamento radiométrico de uma instalação nuclear

Thomas Campos - Gamma radiation from the Natal city (Rio Grande do Norte, Brazil)

Vagner Resende - Development and Proposal of an Institutional Laser Safety Program

Valdines Alves - Avaliação da densidade mineral óssea em pacientes com doença psoriásica

Valéria Emiliana - Licenciamento Nuclear no Brasil

Valéria Pastura - Ludicidade na divulgação científica da energia nuclear

Vanderlei Moura - Avaliação da técnica de lixiviação ácida para recuperação de U3O8 e de ThO2 em escórias de nióbio/tântalo

Vivianne Lúcia Bormann de Souza - Irradiação de leveduras com led vermelho/infravermelho: resultados in vitro e in vivo

Wagner de Souza Pereira - Avaliação radiométrica das águas das fontes naturais do Parque Nacional da Tijuca, Rio de Janeiro, Brasil.

Wagner de Souza Pereira - Avaliação da taxa de dose devido a incorporação de radionuclídeos presentes em alimentos oriundos de área de alta radioatividade natural

Wagner de Souza Pereira - Sulfato de amônio oriundo do reaproveitamento da água carbonatada do processo produtivo de pó de dióxido de urânio (UO2) na agricultura

Waldecy Silva - Irradiação de leveduras com led vermelho/infravermelho: resultados in vitro e in vivo: resultados contraditórios

Wallace Vallory Nunes - Levantamento radiométrico com Veículo Terrestre Remotamente Pilotado em operações de Defesa Química, Biológica, Radiológica e Nuclear

Wallace Vallory Nunes - Levantamento radiométrico utilizando veículo terrestre sobre rodas remotamente pilotado para inspeção em instalações nucleares

Wilson Seraine da Silva Filho - Distribuição dos serviços de radioterapia no eixo sul e sudeste do Brasil