



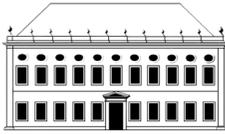
P

ROTEÇÃO CONTRA RADIAÇÕES  
NA COMUNIDADE DOS PAÍSES  
DE LÍNGUA PORTUGUESA

Luis Neves (coord.)

IMPRESA DA UNIVERSIDADE DE COIMBRA  
2018

O presente volume decorre de uma iniciativa da Sociedade Portuguesa de Proteção Contra Radiações e da Sociedade Brasileira de Proteção radiológica, visando apresentar o estado da arte do domínio da proteção contra radiações ionizantes e não ionizantes na Comunidade dos Países de Língua Portuguesa, desde o ambiente natural às aplicações médicas.



D O C U M E N T O S



**EDIÇÃO**

Imprensa da Universidade de Coimbra  
Email: imprensa@uc.pt  
URL: [http://www.uc.pt/imprensa\\_uc](http://www.uc.pt/imprensa_uc)  
Vendas online: <http://livrariadaimprensa.uc.pt>

**COORDENAÇÃO EDITORIAL**

Imprensa da Universidade de Coimbra

**CONCEÇÃO GRÁFICA**

Imprensa da Universidade de Coimbra

**IMAGEM DA CAPA**

by OmarMedinaFilms  
via Pixabay

**INFOGRAFIA**

Simões e Linhares, Lda.

**PRINT BY**

CreateSpace

**ISBN**

978-989-26-1601-8

**ISBN DIGITAL**

978-989-26-1602-5

**DOI**

<https://doi.org/10.14195/978-989-26-1602-5>

P

ROTEÇÃO CONTRA RADIAÇÕES  
NA COMUNIDADE DOS PAÍSES  
DE LÍNGUA PORTUGUESA

Luís Neves (coord.)

## **COMISSÃO CIENTÍFICA**

Alcides Castilho Pereira (Universidade de Coimbra, Portugal)

Ana Letícia Dantas (Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasil)

Bernardo Maranhão Dantas (Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasil)

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

José Wilson Vieira (Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco, Brasil)

Leticia Campos Rodrigues (Universidade de S. Paulo, Brasil)

Luís Correia (Instituto Superior Técnico – Universidade de Lisboa, Portugal)

Luís Figueiredo Neves (Universidade de Coimbra, Portugal)

Maria do Carmo Lopes (Instituto Português de Oncologia de Coimbra, Portugal)

Maria Inês Guimarães (Universidade de S. Paulo, Brasil)

Pedro Vaz (Instituto Superior Técnico – Universidade de Lisboa, Portugal)

António Miguel Morgado (Universidade de Coimbra, Portugal)

## **EDITORIAL**

O presente livro resultou de um desafio lançado pela Sociedade Portuguesa de Proteção Contra Radiações e pela Sociedade Brasileira de Proteção Radiológica aos investigadores e profissionais da Comunidade dos Países de Língua Portuguesa que exercem atividade neste importante domínio científico. A excelente resposta obtida da Comunidade permitiu trazer à estampa um total de 34 artigos, que se organizam nos seguintes capítulos: Efeitos Biológicos das Radiações, Dosimetria e Instrumentação, Proteção Radiológica em Saúde, Proteção Radiológica dos Trabalhadores e do Público, Emergências Radiológicas, Radioatividade Natural, Radiações não Ionizantes, Educação e Formação em Proteção Contra Radiações, Regulamentação Políticas e Recomendações Internacionais em Proteção Radiológica.

O presente livro constitui um contributo para o conhecimento do estado da arte deste domínio científico nos países de língua portuguesa, correspondendo plenamente aos objetivos idealizados por ambas as Sociedades Científicas. A SPPCR e SBPR exprimem o seu reconhecimento aos elementos da Comissão Científica deste volume, que efetuaram a revisão de todos os artigos submetidos, bem como à Imprensa da Universidade de Coimbra por ter aceite acolher a correspondente edição.

Luís Neves  
Presidente da SPPCR

José Marcus Godoy  
Presidente da SBPR

(Página deixada propositadamente em branco)

## ÍNDICE

EDITORIAL.....	5
CAPÍTULO 1 - EFEITOS BIOLÓGICOS DAS RADIAÇÕES .....	13
Avaliação de risco biológico e modelagem de consequências em cenário urbano utilizando equações BEIR VII e simulação por Monte Carlo – estudo de caso .....	15
Biological risk assessment and modeling of consequences in urban setting using BEIR VII equations and Monte Carlo simulation - case study.....	15
CAPÍTULO 2 - DOSIMETRIA E INSTRUMENTAÇÃO .....	25
Uso do software DIP para voxelização de fantasmas mesh .....	27
Use of the DIP software for voxelization of mesh phantoms .....	27
Efeitos do tamanho de blocos de ossos trabeculares em dosimetria usando modelos computacionais de exposição.....	35
Effects of the size of trabecular bone blocks in dosimetry using exposure computational models.....	35
Tutorial para acoplamento de um simulador de voxels ao código Monte Carlo EGSnrc.....	43
Tutorial for coupling a voxel simulator to EGSnrc Monte Carlo code .....	43
Construção de Objetos Simuladores Patológicos a Partir de Imagens de Tomografia por Emissão de Pósitrons .....	53
Simulators Object construction Pathologic From the tomography images by Positron Emissio .....	53

Representações de ossos trabeculares por imagens TC de sal grosso para avaliações dosimétricas.....	61
Representations of trabecular bones for CT images of rock salt for dosimetric evaluations.....	61
Determinação dos coeficientes de atenuação para feixes de raios X diagnóstico do PLA e do ABS impressos - uma abordagem por simulação com MCNP5 .....	69
Determination of the attenuation coefficients for diagnosis x-ray beam of printed “PLA” and “ABS” - An approach by simulation with MCNP5 .....	69
Desenvolvimento de simulador aplicados a radiodiagnostico e radioterapia utilizando impressora 3D.....	77
Development of phantom applied to radiodiagnostics and radiotherapy using 3D printer .....	77
Estudo comparativo de sensibilidade entre os dosímetros Fricke Xilenol gel e Alanina Gel.....	85
Comparative study of sensitivity between Fricke Xylenol Gel and Alanine Gel .....	85
Determinação de radiação alfa e beta total em água para consumo humano por meio da técnica de contador proporcional de fluxo gasoso .....	95
Determination of total alpha and beta radiation in water for human consumption using the gas-flow proportional counter technique.....	95
Otimização da análise radiométrica de matrizes ambientais por espectrometria gama de alta resolução .....	103
Optimization for the radiometric analysis of environmental matrices by high resolution gamma spectrometry .....	103
Avaliação de dosímetros OSL na determinação de curvas de isodose de uma simulação de planejamento de tratamento de vértebra com proteção da medula espinhal utilizando VMAT .....	111
Evaluation of OSL dosimeters in determining isodose curves of a vertebra treatment planning simulation with spinal cord protection using VMAT .....	111

Plastic scintillator detectors for real-time patient dose control.....	121
Detetores de plástico cintilante para controlo da dose do paciente em tempo real.....	121
Construção e estudo de um detetor de cintilação para medidas de atividade de fontes naturais extensas.....	131
Construction and study of a scintillation detector for activity measurement of extended natural sources.....	131
Aplicação da técnica de Luminescência Ópticamente Estimulada (OSL) na monitoração de área de uma sala de exame de mamografia.....	139
Application of Optically Stimulated Luminescence (OSL) on area monitoring of a mammography examination room .....	139
<b>CAPÍTULO 3 - PROTEÇÃO RADIOLÓGICA EM SAÚDE.....</b>	<b>149</b>
A influência da temperatura e do potencial hidrogeniônico das soluções químicas radiográficas na dose de entrada na pele.....	151
Influence of temperature and hydrogenionic potential of radiographic chemical at the entrance skin dose .....	151
<b>CAPÍTULO 4 - PROTEÇÃO RADIOLÓGICA DOS TRABALHADORES E DO PÚBLICO.....</b>	<b>165</b>
Implantação de programas de monitoração da exposição ocupacional interna em serviços de medicina nuclear no Brasil: Situação atual e perspectivas futuras no escopo do projeto IAEA RLA 9075 .....	167
Implementation of occupational internal exposures monitoring programmes in Nuclear Medicine Clinics in Brazil: Current status and future perspectives in the scope of the IAEA Project RLA 9075 .....	167
A avaliação de dose de radiação ionizante pela CPR ..... 177	177
The evaluation of ionizing radiation dose by the CPR .....	177
Utilização de linhas de tendencia para estimativa de taxa de dose em tratamentos ambulatoriais de radioiodoterapia com <sup>131</sup> I.....	191
Utilization of trendlines for dose rate estimate in outpatient treatments of radioiodine therapy with <sup>131</sup> I .....	191
Estudo da dosimetria de pulso, dedo e cristalino em radiofarma- cêuticos e auxiliares de enfermagem para ajuste de um fator percentual entre as extremidades .....	199

Study of wrist, finger and crystalline dosimetry in radiopharmaceuticals and nursing auxiliaries to adjust a percentage factor between the extremities .....	199
<b>CAPÍTULO 5 - EMERGÊNCIAS RADIOLÓGICAS .....</b>	<b>207</b>
Gestão de bens de consumo contaminados e comunicação de risco após um acidente radiológico ou nuclear: envolvimento dos “Stakeholders” .....	209
Stakeholder’s involvement in the management of contaminated consumer goods and risk communication after a radiological or nuclear accident .....	209
<b>CAPÍTULO 6 - RADIOATIVIDADE NATURAL.....</b>	<b>219</b>
High-frequency variability of radon in a stable indoor environment .....	221
Variabilidade de alta frequência do radão num ambiente interior estável .....	221
Medidas de radiação gama in situ para estimar a exposição da população brasileira à radiação .....	233
Gamma in-situ measurements to estimate the exposure of brazilian population to natural radioactivity .....	233
Quantification of potassium-40 in soils from São Paulo state conservation units, Brazil .....	245
Quantificação de potássio-40 em solos de unidades de conservação do estado de São Paulo, Brasil .....	245
Quantificação de radionuclídeos naturais em solos de um fragmento florestal de Mata Atlântica do Estado de Pernambuco, Brasil .....	253
Natural radionuclides quantification in soils of an Atlantic Forest forest fragment from the Pernambuco State, Brazil .....	253
Geocronologia aplicada ao estudo da evolução temporal de contaminação antropogênica no Estuário de Rio Formoso, Pernambuco, Brasil .....	263
Geochronology applied to the study of the time evolution of anthropogenic contamination in the Estuary of Rio Formoso, Pernambuco, Brazil .....	263

Análise dos parâmetros radioativos em águas para consumo humano .....	271
Analysis of radioactive parameters in water for human consumption.....	271
Radioactividade natural na região de Gouveia e de Sameiro (Portugal Central) .....	281
Natural Radioactivity levels in the Gouveia and Sameiro area (Central Portugal) .....	281
<b>CAPÍTULO 7 - RADIAÇÕES NÃO IONIZANTES.....</b>	<b>291</b>
Taxa de absorção específica da radiação emitida pelos Google Glasses.....	293
SAR Assessment of Google Glasses.....	293
Campos Magnéticos de Frequências Extremamente Baixas em Veículos Elétricos.....	301
Extremely Low Frequency Magnetic Fields Inside Electric Vehicles.....	301
<b>CAPÍTULO 8 - EDUCAÇÃO E FORMAÇÃO EM PROTEÇÃO CONTRA RADIAÇÕES .....</b>	<b>311</b>
Education and communication on radiological protection: the potential value of information technologies to improve professional skills .....	313
Educação e comunicação em proteção radiológica: o potencial das tecnologias da informação para o aprimoramento de competências profissionais .....	313
Estágio de proteção radiológica para profissionais do Quadro de Saúde – 20 anos de ensino de radioproteção no Exército Brasileiro .....	327
Radiological protection training for Military Health Professionals - 20 years of radiation protection teaching in the Brazilian Army.....	327
Formação e Treino em Proteção Radiológica do Especialista em Física Médica.....	333
Medical Physics Expert Education and Training in Radiation Protection.....	333

CAPÍTULO 9 - REGULAMENTAÇÃO, POLÍTICAS E RECOMENDAÇÕES  
INTERNACIONAIS EM PROTEÇÃO RADIOLÓGICA ..... 349

    Evolução da filosofia do sistema de limitação de dose  
        e a questão das substituições “superseded” ..... 351

    Philosophy evolution of the dose limitation system and  
        the issue of replacements in the “superseded” publications..... 351

**CAPÍTULO 1**  
**EFEITOS BIOLÓGICOS DAS**  
**RADIAÇÕES**

(Página deixada propositadamente em branco)

**AVALIAÇÃO DE RISCO BIOLÓGICO E MODELAGEM DE  
CONSEQUÊNCIAS EM CENÁRIO URBANO  
UTILIZANDO EQUAÇÕES BEIR VII E SIMULAÇÃO  
POR MONTE CARLO – ESTUDO DE CASO**

**BIOLOGICAL RISK ASSESSMENT AND MODELING OF  
CONSEQUENCES IN URBAN SETTING USING BEIR VII  
EQUATIONS AND MONTE CARLO SIMULATION - CASE  
STUDY**

**R. G. GOMES - ggrprojetos@gmail.com (Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia/ Programa de Engenharia Nuclear PEN/COPPE, Universidade Federal do Rio de Janeiro)**

**K. L. BRAGA - mkelmo.lins@gmail.com (Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia)**

**M. P. C. MEDEIROS - eng.cavaliere@gmail.com (Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia/ Programa de Engenharia Nuclear PEN/COPPE, Universidade Federal do Rio de Janeiro)**

**W. F. REBELLO - wilsonrebello@gmail.com ( Departamento de Estruturas e Fundações, Universidade do Estado do Rio de Janeiro/ Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia)**

**D. D. CARDOSO – domin@ime.eb.br (Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia)**

**A. X. SILVA – ademir@con.ufrj.br (Prog. Eng. Nuclear PEN/COPPE, Universidade Federal do Rio de Janeiro)**

**S. C. A. CORREA – scorrea@cnen.gov.br (Div. de Apl. Industriais, Comissão Nacional de Energia Nuclear)**

**PALAVRAS-CHAVE:** Monte Carlo, BEIR VII, Modelagem.

**RESUMO:** Atualmente é crescente a preocupação internacional com a possibilidade de ações utilizando materiais radioativos em ambientes urbanos com o objetivo de causar instabilidades. Modelar consequências e desenvolver a capacidade de prever os riscos envolvidos em ações desta natureza é fundamental para que o processo decisório tenha suporte científico para a proteção da população. Neste trabalho, um cenário urbano hipotético consistindo de uma fonte radioativa de césio-137 abandonada em via pública é simulado por meio do código nuclear MCNPX com o objetivo de calcular as doses sobre indivíduos do público. A análise do cenário é feita utilizando os resultados das equações BEIR VII. O estudo aborda os riscos de desenvolvimento de cânceres a partir de estimativas de doses calculadas pela modelagem computacional com o uso do código MCNPX. Resultados indicaram cerca de 80 mSv no somatório do equivalente de dose ambiente calculado na altura do tórax nas condições admitidas na modelagem e apontam para maiores danos pulmonares a mulheres jovens.

**KEYWORDS:** Monte Carlo, BEIR VII, Modeling.

**ABSTRACT:** Currently there is a growing international concern over the possibility of actions using radioactive materials in urban environment in order to cause instabilities. Modelling consequences and develop the ability to predict the risks involved is essential for decision-making to be covered by scientific

support. In this work, a hypothetical urban scene consisting of a radioactive cesium-137 source abandoned in public road is simulated by nuclear MCNPX code for calculating the doses for the public. The scene analysis is performed using the results from BEIR VII equations. Results indicated about 80 mSv in H10\* point to greater lung damage to young women in comparison to that for men.

## 1. INTRODUÇÃO

Atualmente é crescente a preocupação internacional com a possibilidade de ações assimétricas utilizando materiais radioativos em ambientes urbanos com o objetivo de causar baixas ou promover desordem. São poucos os países com estrutura de saúde suficiente para atendimento a radioacidentados considerando evento de massa. Este problema se intensifica quando na fase de triagem, onde os indivíduos são separados em categorias para atendimento adequado e o registro de um evento radiológico pode ser omitido. Assim, modelar consequências para apoiar processos decisórios pode ter fundamental importância na comunicação de riscos e na redução do estado de pânico da população envolvida. O trabalho tem como objetivo simular um cenário urbano por meio de modelagem computacional com o uso de código nuclear MCNPX para calcular doses de radiação em seres humanos e, a partir desses resultados, realizar análise de risco de desenvolvimento de cânceres devido à exposição à radiação. Trata-se de um cenário RED, Radiation Exposure Device, onde um dispositivo (fonte radioativa) somente expõe à radiação pessoas que se encontram no seu entorno. As doses simuladas são inseridas no modelo BEIR VII que trata de funções para análise de risco de desenvolvimento de cânceres

induzidos pela exposição à radiação. Suas equações tomam como princípio o Life Span Study (LSS), que é a estatística obtida pelo estudo feito a partir de sobreviventes das bombas de Hiroshima a Nagasaki. O trabalho aborda tais riscos para incidência e mortalidade a partir dos resultados de doses calculadas pela modelagem computacional com o uso do código MCNPX e aplicação da modelagem BEIR VII.

## **2. MÉTODOS**

### **2.1. Da modelagem**

Como cenário de via pública, foi escolhida uma calçada de acesso a um estabelecimento público. Buscou-se dimensionar geometricamente o cenário e proceder a modelagem utilizando o software Google Sketch Up (Figura 1). Para programação no MCNPX, foram considerados os materiais: (a) piso da calçada; (b) poste de iluminação; (c) lixeira e (d) fonte de césio-137 com atividade industrial não informada por questões de segurança. Considerou-se um indivíduo caminhando pela calçada em direção à lixeira por representar atitude comum aos que utilizam o passeio público. Um indivíduo caminha a uma velocidade média de 1,2 m/s ao longo de 60 m (30 m antes e depois da lixeira) exposto à radiação. As doses foram calculadas por equivalente de dose ambiente,  $H^*(10)$ , com a função F5 do MCNPX. Os pontos calculados foram posicionados na altura do tórax (aproximadamente 1,5 m do solo) e, efetuando o somatório dessas doses absorvidas nos diversos pontos ao longo da calçada, simulou-se toda a radiação absorvida pelo indivíduo ao longo da sua trajetória (Figura 2).

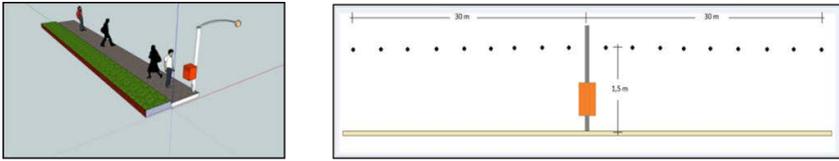


Figura 1. (A) Esquema do cenário feito utilizando o Google SketchUp, (B) Desenho esquemático do posicionamento dos detectores pontuais F5 do MCNPX para o cálculo do  $H^*(10)$  [mSv].

## 2.2. Da análise pelo modelo BEIR VII

O relatório denominado Biological Effects of Ionizing Radiation VII (BEIR VII, 2006) representa os documentos que trazem as mais atualizadas e completas estimativas de riscos para câncer radioinduzido. O BEIR VII limita como baixas doses valores até 100 mSv (0,1 Sv) para radiações de baixo LET (BEIR VII, 2006). A grande contribuição do BEIR VII tem sido o desenvolvimento de modelos que permitem estimar os riscos de incidência e de mortalidade, considerando a dose, o sexo e a idade de exposição do indivíduo. O risco atribuível ao tempo de vida (Lifetime Attributable Risk - LAR) é a medida base de risco de BEIR VII. Para um indivíduo com idade  $e$  e exposto a uma dose  $D$ , o LAR é dado pela EQ. 1:

$$LAR(D, e) = \sum_{e+L}^{100} M(D, e, a) \cdot \frac{S(a)}{S(e)} \quad (1)$$

O somatório compreende o intervalo de  $a=e+L$  até  $a=100$ , sendo  $a$  a idade alcançada (em anos) após uma exposição ocorrida em uma idade  $e$ , e  $L$  o período de latência (5 anos para cânceres sólidos e 2 anos para leucemia).  $S(a)$  é a probabilidade de sobrevivência a uma idade  $a$ , e  $S(a)/S(e)$  é a probabilidade de sobrevivência a uma idade  $a$  condicionada à sobrevivência a idade  $e$ . O termo  $M(D, e, a)$  pode ser calculado utilizando o modelo de Excesso de Risco Relativo (ERR) ou o modelo de Excesso de Risco Absoluto (EAR).

Os valores de LAR são calculados conforme cada modelo, ERR e EAR, separadamente. Posteriormente, a metodologia BEIR VII combina os resultados encontrados fazendo a média ponderada apresentada na EQ. 2.

$$\text{LAR} = (\text{LAR}_R)^w (\text{LAR}_A)^{1-w} \quad (2)$$

Onde  $\text{LAR}_R$  é o LAR obtido a partir do modelo ERR,  $\text{LAR}_A$  o LAR obtido do modelo EAR e  $w$  o peso aplicado conforme tipo de câncer.

Os valores combinados de LAR foram corrigidos pelo fator de eficácia da dose taxa de dose (DDREF) de 1,5. Expressos em casos por 100 mil indivíduos expostos a uma dose única de 0,1Gy, tais valores permitem calcular os fatores de risco de incidência e de mortalidade para câncer em diversas situações conforme idade, sexo (gênero) e órgão ou tecido considerado.

### **3. RESULTADOS**

As distribuições das doses para um indivíduo que caminha ao longo de uma calçada de 60 m com a fonte localizada no centro será conforme a Figura 2.

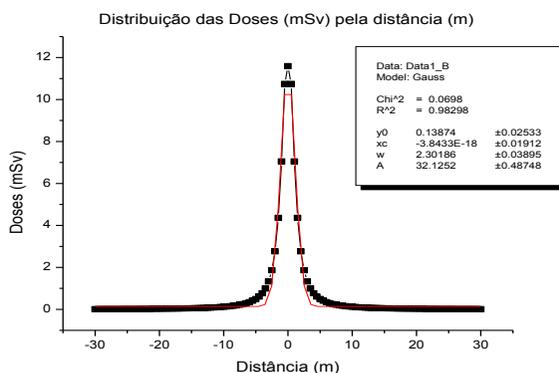


Figura 2. Gráfico de Distribuição Equivalente de Dose Ambiente, em mSv, ao longo da trajetória (m) para uma fonte de Cs-137. Melhor ajuste da curva: modelo gaussiano ( $r^2=0,98298$ )

O somatório do equivalente de dose ambiente calculado foi de 80,06 mSv na altura do tórax nas condições admitidas na modelagem. À luz da metodologia BEIR VII (baixas doses), optou-se por estudar a Probabilidade de Risco de mortalidade e incidência para homens e mulheres em sítios específicos como no estômago, pulmão, próstata (homens) e ovário (mulheres), incluindo-se o somatório da probabilidade para todos os cânceres sólidos. Em ambos os casos, as doses calculadas apresentam riscos de incidência e mortalidade mais elevados para indivíduos mais jovens e com maior frequência nos pulmões, sendo menos otimista a previsão para mulheres, que apresentam chances de desenvolver morbidades quando comparadas aos homens na mesma situação do cenário por um fator 2. Entretanto, quando se considera o risco de incidência e mortalidade para cânceres sólidos em geral em ambos os sexos, percebe-se que a mortalidade para homens jovens é maior que para as mulheres por um fator próximo a 3 em todas as idades.

Espera-se contribuir de forma significativa para o uso da modelagem como ferramenta de avaliação de consequências em cenários radiológicos. A modelagem de consequências, como método de

apoio ao processo decisório, pode ter fundamental importância na comunicação do risco e potencial redução de estado de pânico na população em geral.

#### **4. CONCLUSÕES**

Este tipo de estudo mostra-se relevante como ferramenta de avaliação de potenciais consequências do uso indiscriminado de agente radioativo nas proporções de uso industrial, podendo levar a substanciais danos à sociedade.

Exceto pelo fato de já se ter conhecimento sobre a dispersão de um agente radiológico no cenário escolhido, analisando dados sobre os riscos associados a morbidades possíveis de serem apresentadas no futuro pelos radioacidentados, dificilmente, os agentes públicos de saúde e de segurança fariam associação com o evento radiológico, que quanto no passado menos dados podem ser mantidos prejudicando as correlações possíveis entre o evento radiológico e o desenvolvimento de qualquer morbidade associável.

Outrossim, fato é que existem poucos países com estrutura de saúde que tenha equipes treinadas e capacitadas para atendimento de radioacidentados em escala de evento de massa. Este problema se intensifica quando a fase de triagem, onde os indivíduos são separados em categorias para atendimento adequado, não registra a informação de um evento radiológico.

Desta forma, a modelagem de consequências, como método de apoio ao processo decisório, pode ter fundamental importância na qualidade da informação com efeito sobre a comunicação do risco e redução de estado de um estado de desinformação que pode levar a uma situação de pânico na população em geral. A utilização de dados provenientes das modelagens de consequências pode oferecer informação de tal relevância que implique em melhoria da qualidade

do risco informado à população promovendo melhores condições de gerenciamento da crise instalada e maior conforto ao processo decisório sobre a questão radiológica.

### Agradecimentos

Pela parceria e intercâmbio na troca de experiências dos pesquisadores e professores do IME, UERJ, CTEEx, CNEN e UFRJ.

### Referências

- Attix, F. H. (1986). Introduction to radiological physics and radiation dosimetry. New York: Wiley.
- Braga, K. L. (2016). Estudo, utilizando o código MCNPX, da radiação espalhada e produzida pelas paredes de salas de radioterapia e seus efeitos sobre doses equivalentes, doses efetivas e fatores de risco para carcinogênese radioinduzida nos pacientes. (master's thesis). 101p. Instituto Militar de Engenharia, Seção de Engenharia Nuclear.
- CNEN-NN (2011). C. N. E. N. 3.01 – Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. Ministério da Ciência e Tecnologia. Rio de Janeiro, Brasil
- Health risks from exposure to low levels of ionizing radiation: BEIR VII Phase 2. (2006). Washington, D.C.: National Academies Press.
- IAEA. (1996). Methods for Estimating the Probability of Cancer from Occupation Radiation Exposure. IAEA-TECDOC –870. Vienna, Austria.
- IAEA. (2003). Categorization of Radioactive Sources. IAEA-TECDOC-1344. Vienna, Austria.
- ICRP. (2007). Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, New York, Pergamon Press, Oxford, 2007.
- LARA. (2015, Novembro 21). Bibliothèque d'émissions gamma et alpha. Disponível em <http://laraweb.free.fr/>
- REMM. (2016, Janeiro 20). Guidance on Diagnosis and Treatment for Healthcare Providers. Disponível em <http://www.remm.nlm.gov/index.html>
- X-5 Monte Carlo Team. (2003) MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I to III: Overview and Theory.

(Página deixada propositadamente em branco)

**CAPÍTULO 2**  
**DOSIMETRIA E INSTRUMENTAÇÃO**

(Página deixada propositadamente em branco)

**USO DO SOFTWARE DIP PARA VOXELIZAÇÃO  
DE FANTOMAS MESH**

**USE OF THE DIP SOFTWARE FOR VOXELIZATION  
OF MESH PHANTOMS**

**J. W. VIEIRA – jose.wilson59@uol.com.br (Universidade de Pernambuco, Escola Politécnica de Pernambuco/ Instituto Federal de Pernambuco, Laboratório de Dosimetria Numérica)**

**M. O. M. CABRAL – manuela.omc@gmail.com (Universidade Federal de Pernambuco, Departamento de Energia Nuclear, Laboratório de Dosimetria Numérica)**

**P. H. A. ANDRADE – andrade.pha@gmail.com (Universidade Federal de Pernambuco, Departamento de Energia Nuclear, Laboratório de Dosimetria Numérica)**

**V. LEAL NETO – viriatoleal@yahoo.com.br (Instituto Federal de Pernambuco, Laboratório de Dosimetria Numérica)**

**V. J. M. LIMA – vjr@ufpe.br (Universidade Federal de Pernambuco, Departamento de Anatomia)**

**J. M. LIMA FILHO – josedemelo@gmail.com (Instituto Federal de Pernambuco, Laboratório de Dosimetria Numérica)**

**F. R. A. LIMA – falima@cnen.gov.br (Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste)**

PALAVRAS-CHAVE: EGSnrc, Modelos Computacionais de Exposição, dosimetria numérica, modelagem 3D, processamento de imagens digitais.

RESUMO: Modelos Computacionais de Exposição (MCEs) utilizam fantomas acoplados a códigos Monte Carlo (MC) e simuladores

de fontes emissoras de elétrons, pósitrons e fótons para estimar a dose absorvida por órgãos radiosensíveis de indivíduos expostos às radiações. Recentemente o Grupo de Dosimetria Numérica (GDN) tem utilizado técnicas de modelagem 3D na produção dos fantasmas e desenvolvido técnicas de conversões para voxels. Neste trabalho é apresentada a metodologia que permitiu a voxelização do fantoma mesh MARIA (Modelo Antropomórfico para dosimetria das Radiações Ionizantes em Adultas). A MARIA foi desenvolvida no Autodesk 3ds Max e exportada como um arquivo do tipo OBJ, que contém os dados primários deste trabalho. Para acoplá-la ao código MC EGSnrc objetos 3D (superficiais) foram convertidos em objetos do tipo voxels (volumétricos). Foram implementadas técnicas ao software DIP (Digital Image Processing) para: 1) Ler um arquivo OBJ e convertê-lo para TXT contendo apenas os vértices e as faces da versão mesh. 2) Ler o arquivo TXT e criar, para cada órgão/tecido presente, uma pilha de fatias em formato SGI (RAW+cabeçalho). 3) Unir arquivos SGI contendo estruturas que não se sobrepõem, estruturas ósseas e estruturas com contornos e conteúdos. 4) Criar um único arquivo SGI unindo os arquivos do item anterior com ordem de prioridade baseada no volume dos órgãos/tecidos. A versão final voxelizada do fantoma MARIA está disponível na página do GDN (<http://dosimetrianumerica.org/>).

**KEYWORDS:** EGSnrc, Exposure Computational Model, numerical dosimetry, 3D modeling, digital image processing.

**ABSTRACT:** Exposure Computational Models (ECMs) use phantoms coupled to Monte Carlo (MC) codes and simulators of emitting sources of electrons, positrons and photons in order to estimate the absorbed dose by radiosensitive organs of exposed individuals to radiation. Recently the Grupo de Dosimetria Numérica (Group of Numerical Dosimetry - GDN) have used 3D modeling techniques

in the production of phantoms and have developed techniques to voxels conversion. This paper presents the methodology which allowed the voxelization of the mesh phantom named MARIA (Modelo Antropomórfico para dosimetria das Radiações Ionizantes em Adultas/ Antropomorphic Model for dosimetry of the Ionizing Radiation in Adult woman). The MARIA was developed with Autodesk 3ds Max and exported as an OBJ file type which contains the primary data of this work. 3D objects (surfaces) were converted into voxels type objects (volumetrics) in order to couple MARIA to EGSnrc MC code. Techniques have been implemented to the DIP software (Digital Image Processing) to: 1) Read an OBJ file and convert it to TXT containing only the vertices and faces of the mesh version. 2) Read the TXT file and create (for each organ/tissue present) a stack of slices on SGI (RAW + header) format. 3) Merge SGI files containing structures that do not overlap, bone structures and structures with contours and contents. 4) Create a single SGI file merging the previous item files with priority order based on the volume of organs/tissues. The final voxelized version of the MARIA phantom is available on the GDN's page (<http://dosimetrianumerica.org/>).

## 1. INTRODUÇÃO

Para estimar a dose absorvida em um indivíduo exposto à radiação, a dosimetria numérica utiliza modelos computacionais ou físicos de exposição. Alguns MCEs foram desenvolvidos pelo GDN para aplicações em proteção radiológica, acidentes, radio-diagnóstico e medicina nuclear. Os simuladores antropomórficos (fantomas) desenvolvidos pelo GDN tiveram como base imagens médicas que passaram por diversas transformações até constituírem matrizes 3D, representando corpos humanos virtuais com as

massas ajustadas dos órgãos e tecidos radiosensíveis de acordo com recomendações da ICRP.

O processo que transforma imagens médicas (mapa de bits) sequenciais de um indivíduo em um conjunto/geometria de voxels, capaz de descrever atributos (material, densidade, cor, etc..) de um volume 3D, é chamado de voxelização. Embora historicamente o GDN tenha desenvolvido e aperfeiçoado técnicas para construção de fantasmas de voxels, atualmente o grupo tem intensificado a produção de fantasmas de malhas poligonais (mesh), desenvolvidos a partir de modelagem 3D. Um dos motivos para isto é a liberdade de criação de dados primários para a construção de modelos antropomórficos sem o uso de imagens médicas e/ou formas geométricas, customizando ou criando do zero qualquer objeto de interesse a partir de um polígono e referências detalhadas.

A técnica de acoplamento de fantasmas mesh a códigos MC ainda é recente e não há um grande volume de informações sobre a sua eficiência em comparação com o acoplamento de fantasmas de voxels, dominada pelo GDN desde 2004 para dosimetria de fótons e elétrons. Sendo assim, a voxelização tornou-se uma etapa importante para a realização de um acoplamento do satisfatório. O código MC EGSnrc (Kawrakow et al, 2013) será utilizado neste trabalho para o acoplamento do fantoma MARIA (Cabral, 2015).

Independente da técnica de modelagem utilizada para construção de um fantoma se faz necessário integrar as diversas tarefas de processamento de imagens digitais originais para obtenção de dados primários. Neste trabalho, o software DIP (Vieira & Lima, 2009) foi utilizado para auxiliar em todo o processamento necessário para que os fantasmas desenvolvidos pelo GDN pudessem ser acoplados e validados.

O software DIP vem sendo desenvolvido pelo GDN utilizando a linguagem de programação C#, no ambiente de desenvolvimento integrado do Microsoft Visual Studio. Estão implementadas

ao DIP diversas técnicas de processamento de imagens digitais organizadas em menus intuitivos aos usuários. Na realização desse trabalho foram aperfeiçoados os menus relativos à voxelização de objetos 3D.

Um tutorial do uso das ferramentas implementadas e utilizadas para a construção e melhoramentos realizados na versão mais recente do fantoma MARIA é apresentado neste artigo.

## **2. MÉTODOS e RESULTADOS**

### **2.1 Conversão de arquivos OBJ para TXT**

Na construção do Fantoma MARIA usou-se o ambiente virtual da versão livre do aplicativo comercial 3ds Max 2015 da Autodesk. O formato padrão para salvar arquivos no 3ds Max é o MAX, entretanto o software dispõe de outros formatos universalmente aceitos para exportação. Diversos tipos de informações podem estar incluídos nos arquivos OBJ como: dados relativos aos vértices e aos elementos, dados de visualização e renderização, etc.. Ao exportar o arquivo MARIA.max para o formato OBJ padrão, são salvas as seguintes informações: a posição geométrica dos vértices (v), a textura dos vértices (vt), o vetor normal em cada vértice (vn) e o conjunto de vértices que forma uma face do polígono (f). Foi implementada uma ferramenta ao software DIP capaz de converter arquivos OBJ em arquivos TXT. Para tanto, foi utilizado um algoritmo que busca, linha por linha, dentro do arquivo original OBJ os conjuntos de caracteres que referenciam vértices e faces. Como a finalidade do arquivo TXT gerado nessa etapa é servir de base para a construção das estruturas de um fantoma de voxels, as demais informações contidas no OBJ podem ser desprezadas, pois não contribuem para esse fim.

## 2.2 Conversão de arquivo TXT para “n” Arquivos SGI

De posse do arquivo TXT contendo as informações dos vértices e das faces dos “n” objetos (órgãos e tecidos) do fantoma MARIA, utilizou-se um método implementado no DIP para criar uma pilha no formato SGI (Simulações Gráficas Interativas) para cada um desses objetos. É necessário, entretanto, antes de gerar os fantomas, buscar no arquivo TXT o menor e o maior ponto 3D para definir as dimensões, em “coordenadas físicas”, do paralelepípedo que contém o fantoma. Para este fim, é suficiente ler em um laço a coleção de vértices, retendo, iterativamente, em estruturas Point3D os menores e os maiores valores de x, y e z. Com estes dois pontos é definido o paralelepípedo real que contém o fantoma. A unidade de volume deste paralelepípedo é um voxel cúbico de aresta 0,12 cm. Para relacionar as dimensões físicas com pixels, o número de fatias pretendido deve ser passado como dado de entrada no início da execução da ferramenta. A partir da razão entre o número de fatias informado e a dimensão física máxima, obtém-se o fator a ser usado para definir as dimensões (em número de pixels) de um objeto da classe CFantoma, nomeado fanSaida. Em um laço que percorre todo o arquivo TXT, o fanSaida é criado e inicializado com id=0 a cada novo órgão lido. Na sequência, todos os vértices do órgão atual e faces são convertidos e adicionados ao fanSaida. Para preencher uma aresta de cada face, uma coleção de pontos físicos 3D (com tamanho igual ao perímetro da face dividido pela aresta do voxel) é criada e preenchida com pontos pertencentes ao segmento de reta que define a aresta. Cada elemento desta coleção é voxelizado, isto é, as coordenadas são convertidas de cm para número de pixels. O voxel resultante é adicionado ao fanSaida caso o id correspondente ainda for igual a zero. As demais arestas das faces são preenchidas de modo similar. A coleção de pontos pertencentes ao contorno de uma face é usada para preencher o seu

interior usando o mesmo princípio das arestas sendo que, agora, os segmentos de reta podem ter como extremos quaisquer dois pontos da coleção. Finalmente, o interior do órgão é preenchido seguindo os passos: 1) Trocam-se os ids do fundo do fanSaida por um número diferente de zero; 2) Trocam-se os 0's do interior do objeto pelo id do contorno; 3) Trocam-se, novamente, os ids do fundo por 0's. O objeto fanSaida é salvo e o id atual é incrementado de 1 até percorrer todo o arquivo TXT.

### **2.3 União de “n” Arquivos SGI**

O software DIP realiza a voxelização de objetos tridimensionais de forma automática, individual e sequencial. A partir da conversão do arquivo OBJ para TXT, foi possível criar N pilhas de imagens (uma para cada estrutura) sem deformação e em formato SGI. Finalizada a etapa de voxelização, o software DIP foi utilizado para a realização de processamentos diversos como: trocas de ids para adição de contornos e conteúdos em órgãos; exclusão/adição de fatias, linhas e colunas de uma pilha SGI; ajuste do volume de uma estrutura, permitindo selecionar quais ids podem ser sobrepostos (caso seja necessário aumentar o volume de um órgão) ou trocados (caso seja necessário reduzir o volume de um órgão); construção de voxels a partir de voxels-sementes em posições predefinidas; técnicas MC para posicionar voxels em torno das sementes; adição de um contorno na região mais externa do fantoma para caracterizar a pele, etc.. Para que o fantoma final fosse criado, pilhas de órgãos específicos foram unidas em grupos com base em uma lista ordenada de ids. Esta etapa permite dar prioridade/importância às estruturas consideradas “críticas”, isto é, que não podem ter seu número de voxels alterado pela presença de estruturas circunvizinhas no momento da união. Com o intuito de caracterizar quais estruturas se enquadravam neste grupo crítico foram analisados dois critérios:

tamanho inferior quando comparado às estruturas circunvizinhas e importância da estrutura para fins dosimétricos.

### **3. CONCLUSÕES**

Este trabalho contém o aperfeiçoamento dos menus do software DIP relativos à voxelização de objetos 3D. Uma introdução às funcionalidades implementadas para construção e melhoramentos realizados na versão mais recente do fantoma MARIA foi apresentada neste trabalho. Outras publicações do GDN, com informações de menus já consolidados e apresentação do software DIP, bem como seu instalador, podem ser encontrados na página <http://dosimetrianumerica.org/software/>.

#### **Agradecimentos**

Agradecemos à Universidade Federal de Pernambuco, ao Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco, à Universidade de Pernambuco, ao Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico e a Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior pelo apoio para o desenvolvimento deste trabalho.

#### **Referências**

- Cabral, M. O. M. (2015). Desenvolvimento de um Modelo Computacional de Exposição para uso em avaliações dosimétricas em gestantes. Dissertação de Mestrado, PROTEN, UFPE, Recife, Pernambuco, Brasil.
- Kawrakow, I.; Mainegra-Hing, E.; Rogers D. W. O.; Tessier, F.; Walters, B. R. B. (2013). The EGSnrc Code System: Monte Carlo Simulation of Electron and Photon Transport. NRCC Report PIRS-701. National Research Council of Canada, 314 p.
- Vieira, J. W., & Lima, F. R. A. (2009). A software to digital image processing to be used in the voxel phantom development. *Cellular and Molecular Biology*, 55(3), 16-22.

**EFEITOS DO TAMANHO DE BLOCOS DE OSSOS  
TRABECULARES EM DOSIMETRIA USANDO  
MODELOS COMPUTACIONAIS DE EXPOSIÇÃO**

**EFFECTS OF THE SIZE OF TRABECULAR BONE BLOCKS  
IN DOSIMETRY USING EXPOSURE COMPUTATIONAL  
MODELS**

**J. M. L. FILHO** – josemelo@recife.ifpe.edu.br (Instituto Federal de Educação,  
Ciência e Tecnologia de Pernambuco IFPE-Recife)

**J. W. VIEIRA** – jose.wilson@recife.ifpe.edu.br (IFPE-Recife e UPE-POLI Recife)

**V. L. NETO** – viriatoneto@recife.ifpe.edu.br (IFPE-Recife)

**V. J. M. LIMA** – vjr@ufpe.br (Universidade Federal de Pernambuco – Anatomia)

**F. R. A. LIMA** – falima@cnen.gov.br (CRCN-NE, CNEN)

**PALAVRAS-CHAVE:** fantoma, ossos trabeculares sintéticos,  
dosimetria óssea, imagens  $\mu$ CT, blocos FV.

**RESUMO:** O Grupo de Dosimetria Numérica (GDN/CNPq) tem realizado estudos de dosimetria óssea com modelos computacionais de exposição (MCEs) contendo um fantoma de voxels acoplado ao código EGSnrc para avaliações dosimétricas internas. Nos MCEs disponíveis na página [www.caldose.org](http://www.caldose.org) do DEN-UFPE, a representação de ossos trabeculares (OTs) foi obtida a partir de imagens  $\mu$ CT de regiões do crânio, coluna vertebral, esterno, pelve e fêmur de um adulto formando os blocos OR (osso real) com

dimensões (em pixel) de 160 Colunas x 60 Linhas x 160 Fatias com o método das micromatrizes. O GDN construiu blocos FV (Frequências dos agrupamentos de Voxels) de imagens de ossos trabeculares sintéticos, com iguais dimensões e mesmos percentuais de OT. MCEs com blocos OR e FV nas mesmas condições, foram submetidos à dosimetria óssea com fonte interna de fótons com o código EGSnrc, os resultados obtidos foram idênticos. Foram organizados e executados seis MCEs com blocos FV de dimensões 160 Colunas x (60, 80, 100, 120, 140, 160) Linhas x 160 Fatias das cinco regiões. Processaram-se  $5,0 \times 10^7$  histórias, considerando uma fonte interna emissora de fótons com 15 energias, variando de 10 keV a 4.000 keV. O órgão fonte considerado foi a próstata e para alvo a próstata, a bexiga urinária, a pelve e o fêmur. São avaliados o tempo computacional, as doses absorvidas por atividade acumulada (D/AAs) e os coeficientes de variância para estudar os efeitos dos tamanhos dos blocos na dosimetria.

**KEYWORDS:** phantom, synthetic trabecular bones, skeletal dosimetry,  $\mu$ CT images, FV blocks.

**ABSTRACT:** The Grupo de Dosimetria Numérica (GDN/CNPq) has performed skeletal dosimetry studies using Exposure Computational Models (ECM) composed by a voxel phantom coupled to the EGSnrc code for internal dosimetry evaluations. The representation of trabecular bones (TB) in the ECM available at website [www.caldose.org](http://www.caldose.org) of DEN-UFPE was obtained from  $\mu$ CT images of skull regions, spine, sternum, pelvis and femur of an adult, building RB (Real Bone) blocks with dimensions (in pixels) of 160 columns x 60 lines x 160 slices with the micromatrices method. The GDN built FV blocks (Frequency of Voxel clusters) of synthetic trabecular bone images with equal dimensions and TB percentage. ECMs with RB and FV blocks under the same conditions, were submitted to

skeletal dosimetry with internal source of photons with the EGSnrc code and the results were identical. Six ECMs were organized and executed with FV blocks with dimensions of 160 columns x (60, 80, 100, 120, 140, 160) lines x 160 slices of the five regions. A total of  $5.0 \times 10^7$  stories were processed, considering an internal photon-emitting source with 15 energies, ranging from 10 keV until 4000 keV. The considered source organ was the prostate and the target organs were the prostate, the urinary bladder, the pelvis and the femur. The computational time, the absorbed dose by accumulated activity (D/AAs) and the coefficients of variance to study the effects of the size of the FV blocks in dosimetry were evaluated.

## 1. INTRODUÇÃO

Desde 2006, membros do Grupo de Pesquisa em Dosimetria Numérica (GDN/CNPq), sediado em Recife, Pernambuco, Brasil, publicam trabalhos sobre dosimetria óssea. A maioria destes trabalhos se baseia no transporte da radiação através de voxels de ossos trabeculares obtidos de imagens  $\mu$ CT de cinco regiões do esqueleto adulto: crânio, espinha, costela/clavículas/esterno, pelve e ossos longos com blocos de dimensões de 160 colunas x 60 linhas x 160 fatias chamados blocos de ossos reais (OR). Desde 2011 estão sendo produzidas imagens no computador para este fim, baseadas em técnicas MC (VIEIRA et. al., 2012). Neste trabalho são utilizados blocos de imagens FV (Frequências de agrupamentos de Voxels) das cinco regiões trabeculares de ossos em adultos cuja construção é baseada em uma coleção de pontos onde a abscissa é o tamanho dos conjuntos de voxels de osso ao longo de uma dada dimensão de um bloco trabecular, e a ordenada é a frequência total de cada tamanho no bloco. O método foi implementado em um software denominado MonteCarlo, desenvolvido no Microsoft Visual Studio 2010 como um tipo de projeto WPF Application. Os blocos de

imagens geradas foram acoplados ao código EGSnrc (KAWRAKOW et al., 2011), substituindo os blocos OR no modelo computacional de exposição MSTA (conjunto de ferramentas disponíveis em <http://www.caldose.org/> e constituído por um fantoma de voxels representando um adulto masculino em posição ortostática, habilitado para simulações de irradiações internas e externas com o EGSnrc). Foram feitas avaliações dosimétricas com os dois modelos computacionais de exposição (MCEs), usando-se algoritmos que simulam fontes internas de emissores gama com energia variando de 10 a 4000 keV. Os resultados apresentaram-se excelentes, pois, além da substituição de imagens reais por imagens sintéticas, com mesmas dimensões, para as simulações foi desenvolvido um código de amostragem MC bastante geral para ser reutilizado em outros problemas de dosimetria numérica.

Para este trabalho foram construídos blocos FV com outras dimensões, foram organizados e executados seis MCEs MSTA\_FV onde M representa o fantoma de voxels adulto masculino MASH (Male Adult meSH) do DEN-UFPE, STA corresponde à postura ortostática do fantoma e FV amostras de ossos sintéticos obtidas por método MC não parametrizado, baseado nas Frequências de Voxels dos ossos trabeculares OR e por métodos de polimentos e ajustes das amostras. O objetivo é estudar se há efeito do tamanho dos blocos de ossos trabeculares nas avaliações dosimétricas nestes MCEs.

## **2. MÉTODOS**

Nos atuais MCEs desenvolvidos pelo Departamento de Energia Nuclear da Universidade Federal de Pernambuco (DEN-UFPE) são usadas imagens  $\mu$ CT, com resolução de 60  $\mu$ m, de regiões do crânio, coluna vertebral, esterno, pele e fêmur de um adulto com dimensões (em pixel) de 160 colunas x 60 linhas x 160 fatias disponíveis na página [www.caldose.org](http://www.caldose.org) do DEN-UFPE e chamados blocos de ossos

reais (OR). A Figura 1 mostra o bloco OR da pelve. As imagens 3D apresentadas neste trabalho foram feitas no software livre ImageJ, disponível em (<http://imagej.nih.gov/ij/>).

Estes MCEs são baseados em fantasmas de voxels e no código EGSnrc. Para estimar a energia depositada na medula óssea vermelha e nas células da superfície dos ossos trabeculares em um fantoma, o GDN/CNPq tem usado o método das micromatrizes ou Systematic-Periodic Cluster (SPC) baseado em imagens  $\mu$ CT desenvolvido por Kramer e colaboradores (2009).

Em 2012, VIEIRA e colaboradores, apresentaram dois métodos MC implementados com o intuito de substituir nos MCEs blocos OR por blocos de imagens sintetizadas no computador: o método NT, que usa uma transformação da distribuição normal por MC modelando regiões de ossos trabeculares de adulto para uso em MCEs; e o método baseado nas frequências de tamanhos de clusters de voxels trabeculares (FV), que requer apenas um gerador de números aleatórios (GNA) uniforme. Uma das conclusões apresentadas afirma que os dois métodos são eficientes para produzir fantasmas sintéticos de ossos trabeculares. Para validar os dois métodos foi usado o MCE MSTA como referência e executaram três MCEs: o próprio MSTA\_OR, o MSTA\_NT e o MSTA\_FV. Estes MCEs são similares em todos os aspectos exceto nos conjuntos de imagens dos ossos trabeculares necessários para execução do método das micromatrizes implementado nos MCEs originais. Resultados das execuções dos três MCEs para dosimetria interna foram organizados em um arquivo de texto, compactado e adicionado ao software MonteCarlo como recurso.

Neste trabalho foram construídos blocos sintéticos de ossos FV com dimensões de  $160$  colunas  $\times$   $N_y$  linhas  $\times$   $160$  fatias na unidade pixels onde  $N_y$  assume valores no conjunto  $\{60, 80, 100, 120, 140, 160\}$ . A construção de cada osso FV foi baseada no bloco OR da região correspondente. Para gerar o número de voxels provável para  $N_y > 60$ , o valor para  $60$  foi multiplicado pelo fator  $N_y/60$ . Foi considerado o mesmo critério para se definir o limite superior do número de voxels por

cluster na direção y e também para o número de voxels de superfície do osso a gerar. Por exemplo, o cálculo para obtenção do número de voxels nos cinco ossos com  $N_y = 80$  foi feito multiplicando-se o fator  $= (80/60)$  pelo número de voxels do osso correspondente com  $N_y = 60$ . E assim foi realizado para os demais valores de  $N_y$ .

Para estudar os efeitos do tamanho dos blocos de ossos trabeculares em dosimetria foram organizados e executados os seguintes MCEs: MSTA\_FV060, MSTA\_FV080, MSTA\_FV100, MSTA\_FV120, MSTA\_FV140 e o MSTA\_FV160 com o código EGSnrc. Estes MCEs são similares em todos os aspectos exceto nos conjuntos dos blocos de imagens dos ossos trabeculares FV. Foram submetidos à simulações de fótons com 15 energias variando de 10 keV a 4.000 keV. O órgão fonte considerado foi a próstata e para alvo a próstata, a bexiga urinária, a pelve e o fêmur.

### 3. RESULTADOS

Foram construídos seis blocos FV de cada uma das cinco regiões de ossos trabeculares apresentadas acima. A Figura 1 mostra o bloco FV da pelve com mesmas dimensões do OR.

A Tabela 1 mostra a média e o desvio padrão do tempo computacional (TC) de execução por energia para os seis MCEs no código MC EGSnrc.

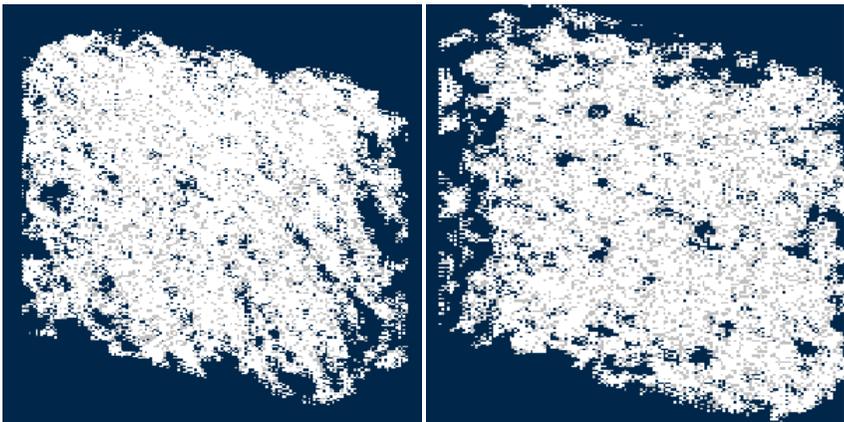


Tabela 1. O tempo computacional médio (TC\_M) e o desvio padrão do tempo computacional (TC\_DP) em segundos, decorrido para execução dos seis MCEs, para cada energia (keV).

Energia	10	15	20	30	50	60	70	80	100	200	500	1000	1500	2000	4000
TC_M	75	108	188	679	1843	2330	2720	3002	3440	4467	5920	8158	10288	12218	18626
TC_DP	0,5	0,5	0,7	4,8	17,6	29,3	45,0	16,2	24,2	34,4	32,9	34,1	30,0	37,8	50,8

O TC varia diretamente com a energia mas independe do tamanho dos blocos. Para os seis MCEs o TC converge para o TC\_M de acordo com a energia, a dispersão associada TC\_DP varia de 0,5 s a 50,8 s e atinge seu máximo na energia de 4.000 keV.

Os valores das D/AAs na próstata e na bexiga urinária apresentados para cada energia são iguais em todos os seis MCEs. A Tabela 2 exhibe as D/AAs por energia nestes órgãos alvos.

Tabela 2. D/AAs (mGy/MBq s) nos alvos Próstata e bexiga urinária (Bex. Urin.) irradiados por fótons emitidos na próstata por energia (keV) nos seis MCEs.

Energia	10	15	20	30	50	60	70
Próstata	8,50E-05	9,72E-05	8,44E-05	5,23E-05	2,82E-05	2,56E-05	2,54E-05
Bex.Urin.	7,19E-07	2,55E-06	3,92E-06	4,36E-06	3,39E-06	3,21E-06	3,21E-06

Energia	80	100	200	500	1000	1500	2000	4000
Próstata	2,68E-05	3,16E-05	6,82E-05	1,79E-04	3,17E-04	4,05E-04	4,59E-04	5,23E-04
Bex.Urin.	3,32E-06	3,75E-06	7,14E-06	1,77E-05	3,25E-05	4,43E-05	5,41E-05	8,12E-05

As D/AAs na próstata são iguais nos seis MCEs para cada energia, e o coeficiente de variação máximo apresentado foi 0,09%. As D/AAs na bexiga urinária comportam-se semelhantemente, porém menores, com coeficientes de variação maiores. Na pelve e nos ossos longos, as D/AAs apresentam-se menores, quando comparadas às da próstata e da bexiga urinária e os coeficientes de variação apresentam-se maiores pois localizam-se mais distante da fonte.

## 4. CONCLUSÃO

Os resultados obtidos neste trabalho apontam que a dosimetria óssea realizada com o método das micromatrizes, utilizando-se blocos de ossos trabeculares FV, neste contexto, não depende dos tamanhos destes blocos.

### Agradecimentos

Os autores agradecem ao CNPq.

### Referências

- Kawrakow, I., Mainegra-Hing, E., Rogers, D. W. O., Tessier, F., and Walters, B. R. B. (2011). The EGSnrc Code System: Monte Carlo Simulation of Electron and Photon Transport. NRCC Report PIRS-701, Ottawa, Canada.
- Kramer, R., Khoury, H. J., Vieira, J. W., Robson Brown, K. A. (2009). Skeletal Dosimetry for External Exposures to Photons Based on  $\mu$ CT Images of Spongiosa: Consideration of Voxel Resolution, Cluster Size, and Medullary Bone Surfaces, *Medical Physics*, vol. 36 (11), pp. 5007-5016.
- Vieira, J. W., Leal Neto, V., Lima Filho, J. M., Lima, L. F., & Lima, F. R. A. Modelagem Monte Carlo de Regiões dos Ossos Trabeculares de Adultos para Uso em Modelos Computacionais de Exposição. In *Terceiro Congresso de Proteção Contra Radiações dos Países e Comunidades de Língua Portuguesa* (Vol. 20).

**TUTORIAL PARA ACOPLAMENTO DE UM SIMULADOR DE  
VOXELS AO CÓDIGO MONTE CARLO EGSNRC**

**TUTORIAL FOR COUPLING A VOXEL SIMULATOR TO  
EGSNRC MONTE CARLO CODE**

**B. C. MUNIZ – bianca.cm95@gmail.com (Instituto Federal de Pernambuco,  
Laboratório de Dosimetria Numérica)**

**I. V. B. LACERDA – isabelle.lacerda@ufpe.br (Universidade Federal de Pernam-  
buco, Departamento de Energia Nuclear)**

**J. W. VIEIRA – jose.wilson59@uol.com.br (Universidade de Pernambuco, Esco-  
la Politécnica de Pernambuco / Instituto Federal de Pernambuco, Laboratório  
de Dosimetria Numérica)**

**C. J. M. MENEZES – cjmm@cnen.gov.br (Comissão Nacional de Energia Nucle-  
ar, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste)**

**F. A. LIMA – falima@cnen.gov.br (Comissão Nacional de Energia Nuclear, Cen-  
tro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste)**

**PALAVRAS-CHAVE:** modelo computacional de exposição, FATTO,  
dosimetria numérica, monte carlo, EGSnrc

**RESUMO:** Para estimar a distribuição de dose nos órgãos e tecidos radiossensíveis em indivíduos sem que esses sejam expostos às radiações ionizantes, é necessário realizar simulações utilizando um Modelo Computacional de Exposição (MCE). Tais modelos são compostos por uma geometria a ser irradiada, um algoritmo simulador da fonte radioativa e um código Monte Carlo (MC). A ICRP 110 recomenda que a geometria utilizada seja um simulador de voxels. O DEN/UFPE disponibiliza MCEs completos ([www.cal](http://www.cal)

dose.org) para serem executados no código MC EGSnrc. Dentre eles, o Male STAnding (MSTA), composto por 14 algoritmos de fontes radioativas e pelo simulador de voxels Male Adult meSH (MASH). Este trabalho utiliza o MSTa para elaborar um tutorial para acoplar um simulador de voxel ao código EGSnrc, baseando-se em um estudo de caso. Essencialmente, para realizar o acoplamento são necessários quatro arquivos de texto que contêm a geometria do simulador, as seções de choque de cada material que o compõe, os parâmetros de entrada e o código de usuário. Neste trabalho, a geometria utilizada foi o Fantoma físico da região Torácica (FATTO). O desenvolvimento de MCEs como o descrito no tutorial auxilia pesquisadores e estudantes interessados em avaliações dosimétricas envolvendo fótons e/ou elétrons. A partir da metodologia apresentada modificações adicionais podem ser organizadas em arquivos de texto sem grandes alterações.

**KEYWORDS:** exposure computational model, FATTO, numeric dosimetry, monte carlo, EGSnrc

**ABSTRACT:** To estimate the dose distribution in radiosensitive organs and tissues in individuals without these being exposed to ionizing radiation, it is necessary to perform simulations using Exposure Computational Model (ECM). Such models are composed by a geometry which will be irradiated, an algorithm that simulates the radioactive source and a Monte Carlo (MC) code. The ICRP 110 recommends that the used geometry must be a voxel simulator. The DEN/UFPE offers full ECMs ([www.caldose.org](http://www.caldose.org)) to run on EGSnrc MC code. Among them, the Male STAnding (MSTA), composed by 14 algorithms of radioactive sources and by the Male Adult meSH (MASH) voxels simulator. This paper uses the MSTa to elaborate a tutorial for coupling a voxel simulator to EGSnrc code based on a study of case. Essentially, the coupling requires four text files

which contain the geometry of the simulator, the cross-sections of each material that composes the input parameters and the user code. In this paper, the used geometry was the FAnToma físico da região TORácica (FATTO). The development of ECMs as described in the tutorial helps researchers and students interested in dose estimation involving photons and/or electrons. Additional changes can be arranged in text files without major adjustments starting from the presented methodology.

## 1. INTRODUÇÃO

As radiações ionizantes podem ser aplicadas em diversos setores da atividade humana como saúde, indústria, agricultura, pesquisa e outras. Entretanto, efeitos prejudiciais como mutações genéticas e câncer devido ao seu uso podem surgir em indivíduos expostos (Moreira, 2011) Para estimar a distribuição de dose pelos órgãos e tecidos radiosensíveis em indivíduos, sem que esses sejam expostos às radiações ionizantes, é necessário realizar simulações utilizando um Modelo Computacional de Exposição (MCE) (Vieira, 2004). Tais modelos são compostos por uma geometria a ser irradiada, um algoritmo simulador da fonte radioativa e um código Monte Carlo (MC) que simula o transporte e interação da radiação com a matéria e também estima a energia depositada (Vieira, 2004). O Electron Gamma Shower National Research Council (EGSnc) (Kawrakow, 2015) é um código MC baseado em técnicas estatísticas para simulações com elétrons e fótons de energias entre 1 keV e 10 GeV por meio de sequência de números aleatórios.

Para utilização em dosimetria numérica é necessário que um simulador de voxels seja acoplado a um código MC. De acordo com a Publicação 110 (ICRP, 2009) da International Commission on Radiological Protection (ICRP), imagens obtidas por meio de exames de tomografia computadorizada e ressonância magnética são mais adequadas para a

construção de simuladores de voxels, pois retratam a anatomia humana fidedignamente. O Departamento de Energia Nuclear da Universidade Federal de Pernambuco (UFPE) em [caldose.org](http://caldose.org) (CALDose) disponibiliza MCEs completos contendo os simuladores de voxels Male Adult meSH (MASH) ou Female Adult meSH (FASH). Esses modelos estão disponíveis nas posições ortostática (Mash/Fash STANDING - MSTA/FSTA) e em decúbito dorsal (Mash/Fash SUPINE – MSUP/FSUP). Este trabalho parte do MSTA para elaborar um tutorial para acoplamento de um simulador de voxel ao código EGSnrc, baseando-se em estudo de caso.

## 2. MÉTODOS E RESULTADOS

Este trabalho foi desenvolvido pelo Grupo de Dosimetria Numérica (GDN) no Laboratório de Dosimetria Numérica do Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco (IFPE), Campus Recife, em um computador que tem como principais itens de configuração um processador Intel(R) Core(TM)2 Quad CPU Q9550 @ 2,83GHz, 8 GB de RAM e o sistema operacional Windows 7 Ultimate de 64 bits. Para o desenvolvimento deste tutorial foi utilizado o EGSnrc (V4 2.4.0), lançado em 31 de março de 2013. Este código pode ser executado em sistemas GNU/Linux e Windows, entretanto em ambos os casos é necessário que seja criado o diretório “C:\HEN\_HOUSE/EGS\_HOME” para inserir o MCE. Os modelos disponibilizados pelo DEN são compostos de diversos arquivos de texto. Dentre estes, a geometria do simulador que caracteriza o MCE. Neste trabalho, a geometria utilizada foi o FAnToma físico da região TORácica (FATTO) (Barbosa, 2012) que simula a geometria e densidade irradiada de um tórax, composto de pulmões, ar, coluna torácica, músculos e pele.

Obtido a partir de imagens tomográficas no formato Digital Imaging and Communications in Medicine (DICOM), o FATTO inicialmente foi convertido em imagens no formato JPEG por meio do software RadiAnt

DICOM Viewer (RadiAnt DICOM Viewer). Utilizando-se o software Digital Image Processing (DIP) (Vieira, 2009), as imagens são agrupadas em uma pilha de extensão \*.sgi que em seguida é convertida em arquivo de texto (extensão \*.data) para ser lido no EGSnrc. Por meio do preenchimento do menu PEGS Data da interface do EGSnrc com os dados de interesse da biblioteca de densidades de elementos e compostos químicos, um arquivo \*.pegs4dat é gerado. Este contém o somatório das seções de choque dos compostos já catalogados e seus possíveis processos físicos produzidos no intervalo de energia definido pelo usuário.

No código do usuário, escrito em linguagem mortran, modificações são necessárias para o acoplamento do simulador. Conforme Figura 1, no passo 1 são definidas a quantidade e meios da geometria (MEDARR). Além disso, são estabelecidas as suas dimensões externas (\$XMAC, \$YMAC e \$ZMAC), nas quais são adicionadas duas camadas de voxels nas três direções devido à camada de ar que envolve toda a geometria. No passo 6b são apresentados os 13 algoritmos de fontes radioativas para dosimetria externa e um para dosimetria interna que podem ser modificados de acordo com necessidade do pesquisador.

```

FATT0.mortran
104 REPLACE {$MOMED} WITH {5} "NUMBER OF MEDIA IN SET-UP"
105
106
107 REPLACE {$PHANTMEDIA} WITH
108 {
109 MEDARR (1)='Ar'; "DENSITY = 0.001205 g/cm**3"
110 MEDARR (2)='Tecido'; "DENSITY = 1.00 g/cm**3"
111 MEDARR (3)='Pulmao'; "DENSITY = 0.26 g/cm**3"
112 MEDARR (4)='Pele'; "DENSITY = 1.09 g/cm**3"
113 MEDARR (5)='Coluna Vertebral'; "DENSITY = 1.41 g/cm**3"
114 }
115
116 REPLACE {$PHANTNAME} WITH
117 {' EGSnrc/FATTO '};
118 REPLACE {$CODENAME} WITH {'EGSnrc/MASH3_mic60'};
119
120 REPLACE {$XMAC} WITH {386} "VOXEL-NUMBER X-DIRECTION (384+2)"
121 REPLACE {$YMAC} WITH {386} "VOXEL-NUMBER Y-DIRECTION (384+2)"
122 REPLACE {$ZMAC} WITH {222} "VOXEL-NUMBER Z-DIRECTION (220+2)"
123
124
125 REPLACE {$MAXMICMAT} WITH {192}; "Maximum number of different "
126 "micro-matrices per bone type"
127 REPLACE {$XMIC} WITH {22} "VOXEL-NUMBER X-DIRECTION (20+2)"
128 REPLACE {$YMIC} WITH {22} "VOXEL-NUMBER Y-DIRECTION (20+2)"
129 REPLACE {$ZMIC} WITH {22} "VOXEL-NUMBER Z-DIRECTION (20+2)"
130
131 REPLACE {$CBMED} WITH {7};
132 REPLACE {$BSC_THICKNESS} WITH {0.005};"BSC Thickness in cm = 50 micron"
133 ;
  
```

Figura 1. Modificações realizadas no step 1 do arquivo FATT0 mortran

As informações descritas no arquivo de saída podem ser alteradas no passo 8. Neste passo, os identificadores dos materiais presentes na geometria (RHOORG) são correlacionados as densidades fornecidas na seção de choque (RHO), enumerando os órgãos presentes no simulador de voxels (CORG). Em seguida, o nome do arquivo que contém a geometria do simulador deve ser inserido e a quantidade de fatias a serem lidas pelo EGSncrc informada. As modificações no step 8 são apresentadas na Figura 2. Por fim, na chamada individual de cada órgão/tecido (CASE) está presente uma variável byte matricial 3D que contém os meios e a composição do simulador, sendo o IVOXMED correspondente ao meio (MEDARR) e o IVOXORG correspondente aos valores de CORG.

```

FATTO.mortran
-----
3970 *****
3971 *ICRP 70/71/79 ORGANS                               ISSUE COMPOSITION ICRU 46/ICRP 110 *
3972 *****
3973 CORG(1)="TECIDO"                                     ;RHOORG(1)=RHO(3);
3974 CORG(2)="FELDADO"                                   ;RHOORG(2)=RHO(3);
3975 CORG(3)="FELIE"                                     ;RHOORG(3)=RHO(4);
3976 CORG(4)="COLADA"                                    ;RHOORG(4)=RHO(4);

4100 tmp_file_name = $string(egs_home) // $string(user_code) // $file_sep //
4101 'FATTO.data';

4107 WRITE (*,/,A55)'Reading 220 slices from FATTO.data';
4108
4109 DO ISLICE=1,$MAC-2 [

4124 CASE(0): "Vacuum"
4125
4126 CASE(1): "Tecido"
4127 IVOXORG(IPXEL+1,IRON+1,ISLICE+1)=2;
4128 IVOXORG(IPXEL+1,IRON+1,NONSL+1)=1;
4129 CASE(2): "Feldado"
4130 IVOXMED(IPXEL+1,IRON+1,ISLICE+1)=3;
4131 IVOXORG(IPXEL+1,IRON+1,NONSL+1)=2;
4132 CASE(3): "Felie"
4133 IVOXMED(IPXEL+1,IRON+1,ISLICE+1)=4;
4134 IVOXORG(IPXEL+1,IRON+1,NONSL+1)=3;
4135 CASE(4): "Colada"
4136 IVOXMED(IPXEL+1,IRON+1,ISLICE+1)=5;
4137 IVOXORG(IPXEL+1,IRON+1,NONSL+1)=4;

```

Figura 2. Modificações realizadas no step 8 do arquivo FATTO.mortran.

Para gerenciar os diversos arquivos modificados durante o acoplamento, é utilizado um arquivo \*.make que compila todas as partes do código do usuário. Caso seja apresentado algum erro de compilação, somente as partes corrigidas serão recompiladas, uma vez que \*.make distingue as alterações. Para que isso ocorra, o nome do arquivo deve ser o do MCE e também deve ser informado internamente. A mesma modificação interna deve ser realizada no

makefile, arquivo de texto responsável por direcionar o arquivo \*.make durante a compilação, definindo a relação entre os arquivos fonte, objeto e executáveis. Após a compilação são criadas na pasta do código do usuário três arquivos responsáveis pela transcodificação do código principal que está em linguagem mortran para a linguagem fortran.

Para iniciar as simulações para avaliação de dose, é necessário que o arquivo que contém a seção de choque (\*.pegs4dat) e o arquivo que contém os parâmetros de entrada (\*.egsinp) sejam vinculados ao arquivo executável. O arquivo \*.egsinp contém informações adicionais que caracterizam as dimensões dos voxels do simulador, posição da fonte (XS, YS e ZS), a largura e a altura do campo a ser irradiado (FW e FH), o tipo da fonte (IGE), a energia inicial (EIN) e tipo de partícula que está sendo emitido pela fonte (IQ). A quantidade de fótons ou elétrons que é emitida pela fonte é definida em NTIM. O número de histórias simuladas deve ser escolhido após análise de um número suficientemente grande de amostragens, tendo em vista o tempo computacional e incertezas estatísticas associadas. As informações contidas no arquivo \*.egsinp são apresentadas na Figura 3.

```

FATTO.mortran - C:\HEN_HOUSE\EGS_HOME\FATTO - Geany
Arquivo Editar Pesquisar Exibir Documento Projeto Construir Ferramentas Ajuda
Novo Abrir Salvar Salvar Tudo Reverter Fechar Voltar Avançar Compilar Construir Executar Seletor de Cores
FATTO.mortran 38
3970 *****
3971 *ICRP 70/71/59 ORGANS          TISSUE COMPOSITION ICRU 46/ICRP 110 *
3972 *****
3973 CORG(1)=*PELIDO              * JRHORG(1)=RH(1);
3974 CORG(2)=*FUTLADO             * JRHORG(2)=RH(2);
3975 CORG(3)=*FELIC               * JRHORG(3)=RH(3);
3976 CORG(4)=*COLUNA              * JRHORG(4)=RH(4);

4100 tmp_file_name = $osting(egs_home) // $osting(user_code) // $file_sep //
4101 'FATTO.data';

4107 WRITE (*,/,AS5) 'Reading 220 slices from FATTO.data';
4108
4109 DO ISLICE=1,$ZMAC-2 [

4124 CASE(0): "Vacuum"
4125
4126 CASE(1): "Tecido"
4127 IVOXORG(IPXEL=1,IRON=1,ISLICE+1)=2;
4128 IVOXORG(IPXEL=1,IRON=1,NONSL+1)=1;
4129 CASE(2): "Futlado"
4130 IVOXORG(IPXEL=1,IRON=1,ISLICE+1)=3;
4131 IVOXORG(IPXEL=1,IRON=1,NONSL+1)=2;
4132 CASE(3): "Felic"
4133 IVOXORG(IPXEL=1,IRON=1,ISLICE+1)=4;
4134 IVOXORG(IPXEL=1,IRON=1,NONSL+1)=3;
4135 CASE(4): "Coluna Vertebral"
4136 IVOXORG(IPXEL=1,IRON=1,ISLICE+1)=5;
4137 IVOXORG(IPXEL=1,IRON=1,NONSL+1)=4;

Esse é o Geany 1.24.

```

Figura 3. Informações contidas no arquivo \*.egsinp.

O comportamento do feixe originado na fonte radioativa é apresentado em um espectro que descreve o número de contagem por segundo versus energia. Na criação de espectros deve ser considerada tensão máxima, corrente máxima, tipo de material do anodo e filtração inerente do equipamento. O espectro utilizado neste trabalho está declarado em NSPEC e foi um dos fornecidos no arquivo mspectra.data. Outra forma de obter espectros é por meio de softwares geradores de espectros tais como Specgen (Tucker, 1991) e Spekcalc (Poludniowski, 2009). Em casos de avaliação de dose interna, o NSPEC deve ser declarado como zero. As demais siglas que representam um conjunto de variáveis são modificadas apenas quando há interesse em avaliar a dose no esqueleto. Além disso, neste arquivo deve ser definida a quantidade de arquivos de saída e, posteriormente, nomeá-los.

Na pasta do MCE também estão presentes as 5 micromatrizes (micro10x.data, micro12x.data, micro15x.data, micro20x.data e micro55x.data) para avaliação do transporte da radiação em ossos já vinculados ao \*.mortran. Estes arquivos são obtidos a partir de imagens micro-CT de amostras de cinco regiões diferentes (esterno, coluna vertebral lombar, fêmur, pelve e osso frontal do crânio) de osso trabecular real. Além das micromatrizes, está presente também um arquivo utilizado exclusivamente para dosimetria interna. Este arquivo contém uma lista com os principais órgãos-fontes utilizados na prática de exames em medicina nuclear, seu respectivo número identificador e localizações de x, y e z (mínimo e máximo). Para a realização da avaliação da dose interna, é necessário informar o identificador do órgão-fonte ao \*.mortran e ao \*.egsinp. A nomenclatura desta lista é baseada na geometria do objeto simulador a ser acoplado ao código MC (MASH ou FASH) e no seu posicionamento (supino ou ortostático), sendo obtida nos MCEs disponibilizados em [caldose.org](http://caldose.org).

### 3. CONCLUSÕES

Por meio de um correto acoplamento do simulador de voxels ao código MC, é possível criar um MCE para avaliações dosimétricas das estruturas da geometria. O desenvolvimento de MCEs como o descrito no tutorial auxilia pesquisadores e estudantes interessados em avaliações dosimétricas envolvendo fótons e/ou elétrons. As modificações apresentadas neste tutorial servem como base para acoplamento de novas geometrias ao código MC, de modo que novos MCEs podem ser criados dependendo do problema do usuário. Neste tutorial foi apresentado o acoplamento do FATTO ao código EGSnrc para avaliação da dose externa. As modificações necessárias para acoplamento de outros simuladores podem ser realizadas nos arquivos de texto sem grandes alterações na metodologia apresentada. A inclusão de novos algoritmos de fontes radioativas ao código de usuário, por exemplo, pode ser realizada por meio da adição de variáveis do novo algoritmo ou da modificação das existentes no arquivo de entrada, desde que se preserve sua formatação original. Os MCEs completos desenvolvidos pelo GDN estarão em breve disponíveis em [dosimetrianumerica.org](http://dosimetrianumerica.org) (Grupo de Dosimetria Numérica).

#### Agradecimentos

Os autores gostariam de agradecer ao Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE/CNEN), ao Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia de Pernambuco (IFPE), a Universidade Federal de Pernambuco (UFPE), a Universidade de Pernambuco (UPE), ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq), a Fundação de Amparo a Ciência e Tecnologia de Pernambuco (FACEPE) e a Sociedade Brasileira de Proteção Radiológica (SBPR).

## Referências

- Barbosa, J. L. O. (2012). Construção de um Objeto Simulador para Exames de Radiodiagnóstico do Tórax. Anal do VIII Congresso Internacional da Sociedade Brasileira de Biociências Nucleares.
- Caldose.org. (n.d.). Retirado a 19 de janeiro de 2016, de <http://www.caldose.org/>
- Grupo de Dosimetria Numérica. (n.d.). Retirado a 16 de janeiro de 2016, de <http://www.dosimetrianumerica.org/>
- ICRP (2009). Adult Reference Computational Phantoms. ICRP Publication 110. Ann. ICRP 39 (2).
- Kawrakow, I. (2015). The EGSnrc Code System: Monte Carlo Simulation of Electron and Photon Transport. NRCC Report PIRS-701, National Research Council of Canada, Ottawa, Canada.
- Moreira, J. V. D. A. (2011). Radiobiologia: efeito das radiações ionizantes na célula e formas de protecção das radiações ionizantes. Dissertação (Mestrado em Medicina), Universidade da Beira Interior.
- Poludniowski, G., Landry, G., DeBlois, F., Evans, P. M., & Verhaegen, F. (2009). SpekCalc: a program to calculate photon spectra from tungsten anode x-ray tubes. *Physics in medicine and biology*, 54(19), N433.
- RadiAnt DICOM Viewer. (n.d.). Retirado a 19 de janeiro de 2016, de <http://www.radiantviewer.com/>
- Tucker, D. M., Barnes, G. T., & Chakraborty, D. P. (1991). Semiempirical model for generating tungsten target x-ray spectra. *Medical physics*, 18(2), 211-218.
- Vieira, J. W. (2004). Construção de um modelo computacional de exposição para cálculos dosimétricos utilizando o código Monte Carlo EGS4 e fantasmas de voxels. Tese (Doutorado em Tecnologias Energéticas e Nucleares)–Universidade Federal de Pernambuco. Recife.
- Vieira, J. W., & Lima, F. R. A. (2009). A software to digital image processing to be used in the voxel phantom development. *Cellular and Molecular Biology*, 55(3), 16-22.

**CONSTRUÇÃO DE OBJETOS SIMULADORES PATOLÓGICOS  
A PARTIR DE IMAGENS DE TOMOGRAFIA POR  
EMIÇÃO DE PÓSITRONS**

**SIMULATORS OBJECT CONSTRUCTION PATHOLOGIC  
FROM THE TOMOGRAPHY IMAGES  
BY POSITRON EMISSION**

**C. MORAIS - carol.smorais@hotmail.com (IFPE, Recife) (Instituto Federal de  
Educação Ciência e Tecnologia de Pernambuco – IFPE, Recife)**

**J. VIEIRA - jose.wilson59@uol.com (IFPE, Recife)**

**R. SILVA, - raquelyms@hotmail.com (IFPE, Recife)**

**J. LIMA FILHO – josedemelo@gmail.com (IFPE, Recife)**

**F. LIMA – falima@cnen.gov.br (Centro Regional de Ciências Nucleares do  
Nordeste)**

**I. SILVA – islanecristina94@gmail.com (IFPE, Recife)**

**J. BARROS – julianaabarroslucena@gmail.com (IFPE, Recife)**

**K. GONZALEZ – mayara\_kt@hotmail.com (IFPE, Recife)**

**C. MORAIS – carol.smorais@hotmail.com (IFPE, Recife)**

**C. RODRIGUES JÚNIOR – claudio.rd.ifpe@gmail.com**

**PALAVRAS-CHAVE: PET, Segmentação, Modelo Computacional**

**RESUMO: Desde 2004, o Grupo de Pesquisa em Dosimetria  
Computacional e Sistemas Embarcados (GPDC&SE) publicam  
trabalhos utilizando objetos simuladores (representações**

computacionais do corpo humano) baseados em informações anatômicas e fisiológicas fornecidas, principalmente, pela ICRP (International Commission on Radiological Protection). Porém, tais modelos antropomórficos são “saudáveis”, ou seja, não possuem patologias (ex: tumor) em seus órgãos e tecidos. Uma solução possível para tumorizar esses objetos simuladores de maneira realística é a utilização de imagens PET (Positron Emission Tomography), pois estas imagens funcionais possibilitam a detecção de regiões tumorais no corpo humano. Para fim de diagnóstico, as imagens obtidas são coloridas artificialmente de tal modo que cada cor representa a concentração de atividade de material radioativo metabolizada na região em análise (Bq/ml). Para separar o tumor das outras informações contidas em imagens PET é preciso fazer uma segmentação de imagens coloridas. O critério de segmentação utilizado neste trabalho baseia-se na similaridade entre as intensidades de cores no espaço RGB, utilizando uma regra matemática para a definição dos vizinhos mais próximos. A partir de 20 imagens disponíveis de uma torácica de um adulto com tumor foi realizada a segmentação com o software DIP (Digital Image Processing).

**KEYWORDS:** PET, Segmentation, Computational Model

**ABSTRACT:** Since 2004, the Research Group Dosimetry Computing and Embedded Systems (GPDC & SE) publish works using objects simulators (computational representations of the human body) based on anatomical and physiological information provided mainly by the ICRP (International Commission on Radiological Protection). However, such anthropomorphic models are “healthy”, ie have no pathologies (eg tumor) in their organs and tissues. A possible solution to tumorize these phantoms in a realistic way is to use PET imaging (positron emission tomography), since

these functional images enable detection of tumor regions in the human body. For purpose of diagnosis, images obtained are artificially colored so that each color represents the concentration of radioactive material activity metabolised in the region in question (Bq / ml). To separate the tumor from the other information contained in PET imaging is necessary to make a color image segmentation. The targeting criteria used in this study is based on the similarity between the color intensities in RGB space using a mathematical rule for defining the nearest neighbors. From 20 images available from a chest of an adult tumor was performed targeting with the DIP software (Digital Image Processing)..

## 1. INTRODUÇÃO

Em proteção radiológica, os Modelos Computacionais de Exposição (MCEs) são utilizados em simulações de transporte das radiações ionizantes, como também a interação destas com o corpo humano para estimativa de dose absorvida, uma vez que um indivíduo não pode ser utilizado para fins de medidas e experimentos. Estes MCEs são compostos, principalmente, por um objeto simulador que representa o corpo humano irradiado, um código Monte Carlo (MC) para simular o transporte da radiação e algoritmos simuladores das diversas fontes emissoras de fótons e/ou elétrons. O objeto simulador é um modelo computacional que representa as características internas e externas do corpo, como também inclui informações detalhadas sobre os órgãos internos, tais como volume, massa, forma e composição do tecido (XU and Eckerman,2009).

Desde 2004, o Grupo de Pesquisa em Dosimetria Computacional e Sistemas Embarcados (GPDC&SE) publicam trabalhos utilizando objetos simuladores baseados em informações anatômicas e

fisiológicas fornecidas pela ICRP (International Commission on Radiological Protection). Porém, tais modelos são saudáveis, ou seja, não possuem patologias (ex: tumor), nas avaliações dosimétricas.

Uma solução possível para tumorizar tais objetos de maneira realística é a utilização de tumores provenientes de imagens PET (Positron Emission Tomography), isso porque a PET é uma modalidade de imagem funcional que possibilita a detecção de regiões tumorais no corpo humano (ROBILOTTA, 2006). Tais imagens mostram o processo bioquímico, dentro do órgão ou tecido de interesse in vivo, possibilitando o diagnóstico (POZZO, 2005). Para obter as informações contidas em imagens PET é preciso fazer uma segmentação de imagens coloridas com o objetivo de obter o ROI (Region of interest) para retirar o tumor. Segmentação é o processo de separar uma imagem em regiões que possuam uma propriedade ou semelhança entre os pixels (RANGAYYAN et al, 2011).

O critério de segmentação utilizado neste trabalho baseia-se na similaridade entre as intensidades de cores (no espaço RGB), utilizando uma regra matemática para a definição dos vizinhos mais próximos. Foram obtidas 20 imagens 2D com a região tumoral. Assim, foi possível criar uma pilha SGI com as imagens resultantes e que foram acopladas ao fantoma MESH (Male Adult meSH). Todas as etapas foram realizadas no software DIP (Digital Image Processing) (VIEIRA E LIMA, 2009).

## **2. MÉTODOS**

Foram utilizadas imagens provenientes de um paciente com câncer de pulmão, a ser clinicamente tratado com radioter-

pia, estas possuem largura 800 e altura de 600 (800x600) em Formato PNG.

## **2.1. Processamento de imagens coloridas**

Técnicas para obter o melhoramento de uma imagem PET colorida são necessárias para eliminar possíveis artefatos ou ruídos provenientes da aquisição, que conseqüentemente atrapalham no resultado final desejado. Neste trabalho, as técnicas de processamento de imagens digitais (PID) utilizadas foram: corte, polimento e nitidez. Seguida pela segmentação propriamente dita.

### **2.1.1. Corte**

Antes de iniciar qualquer técnica de processamento, foi necessário cortar todas as imagens, pois para a real intenção deste trabalho, não havia necessidade de processar a imagem inteira. Esse corte pode ser chamado de pré-processamento.

### **2.1.2. Polimento**

Segundo Gonzalez e Woods, 2002, o polimento de uma imagem em tons de cinza ou monocromática pode ser visto como uma operação de filtragem espacial na qual os coeficientes na máscara são iguais a 1. À medida que a máscara desliza sobre a imagem a ser polida, cada pixel é trocado pela média da vizinhança que é definido pela máscara. Este processo pode ser adotado para imagens coloridas com a troca de tons de cinza para os componentes RGB.

### **2.1.3. Nitidez**

Segundo Gonzalez e Woods, para torna uma imagem mais nítida, utiliza-se uma técnica baseada no laplaciano de uma função espacial  $f(x, y)$ , associada à intensidade de cada pixel em uma imagem monocromática. Como o laplaciano 2D de uma função é um operador diferencial linear que realiza uma transformação nas

derivadas que representam uma taxa de variação, seu uso destaca descontinuidades de tons de cinza em uma imagem e regiões que são separadas por bruscas variações nos tons.

## **2.2. Segmentação de imagens coloridas**

Segundo Gonzalez e Woods, 2002, segmentar é um processo que particiona uma imagem em regiões. No presente trabalho, dado um conjunto de pontos de cores como amostras representativas das cores de interesse (Figura 6), obtém-se um estimador da cor média que desejamos segmentar, sendo esta cor média denotada pelo vetor RGB  $a$ .

Com este conjunto de pontos iniciais, determina-se um intervalo de confiança, que dará origem a um limiar inicial,  $D_0$ . O passo seguinte consiste em estabelecer uma medida de similaridade para estimativa de semelhanças de características. Assim sendo, para cada ponto  $z$  qualquer no espaço RGB, admite-se que  $z$  é similar ao vetor  $a$ , se a distância,  $D(z,a)$  entre eles for menor do que um limiar especificado,  $D_0$ , sendo os subscritos R, G e B os componentes RGB dos vetores  $z$  e  $a$  que representam toda a imagem e a região tumoral, respectivamente.

## **2.3. Acoplamento**

Para realizar o acoplamento do tumor no objeto simulador MESH, com as imagens tumorais obtidas, foi criada uma pilha CSGI, seguindo o menu do software, como mostrado na figura 08, porém, foi observado que ainda havia artefatos nas imagens e por isso foi feita uma nova segmentação e processamento de imagens adequados.

Em seguida, a pilha foi convertida de colorida para tons de cinza (monocromática), para que seja estabelecido um novo id que não exista no objeto simulador MESH, neste caso, o novo id é 03. Foram feitas reamostragens da pilha para que o número de fatias se iguale ao do fantoma que contém 1462. Feito isto, foi visualizado no MESH em qual fatia seria mais adequada ser inserido o tumor de pulmão

### 3. RESULTADOS E CONCLUSÃO

A segmentação de imagens coloridas utilizando o modelo de cores RGB foi o método selecionado para o desenvolvimento deste projeto, isso porque, uma vez que as imagens PET são artificialmente coloridas para efeitos de visualização, com cada cor representando uma estimativa do metabolismo em estudo. Além disso, os resultados iniciais, mostram o método de segmentação para imagens 2D. Posteriormente, o volume tumoral foi computado e definido como  $1,66E+002 \text{ cm}^3$  utilizando o software DIP. Como resultado final foi criado um objeto simulador patológico (Figura 1) que poderá ser utilizado em novas avaliações dosimétricas que serão utilizados em futuros trabalhos no grupo de dosimetria numérica (GDN).

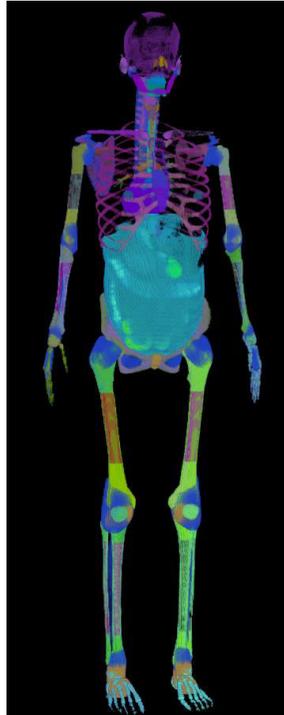


Figura 1. Resultado final: Fantoma patológico.

## Agradecimentos

Ao Instituto Federal de Educação Ciência e Tecnologia de Pernambuco, aos professores José Wilson Vieira e Jose de Melo pela paciência e dedicação, aos amigos e familiares.

## Referências

- Gonzalez, R. C., & Woods, R. E. (2002). Digital image processing. Prentice Hall Press 2<sup>nd</sup> Ed. Upper Saddle River, New Jersey, USA. ISBN 0-201-18075-8.
- Pozzo, L. (2005). Tomografia por emissão de pósitrons com sistemas PET/SPECT: um estudo da viabilidade de quantificação. Tese de Doutorado da Universidade de São Paulo Instituto de Física. São Paulo, Brasil
- Rangayyan, R. M., Acha, B., & Serrano, C. (2011). Color image processing with biomedical applications. Bellingham: SPIE Press.
- Robilotta, C. C. (2006). A tomografia por emissão de pósitrons: uma nova modalidade na medicina nuclear brasileira. *Panam Salud Publica*. 2006; 20(2/3):134–42.
- Vieira, J. W., & Lima, F. R. A. (2009). A software to digital image processing to be used in the voxel phantom development. *Cellular and Molecular Biology*, 55(3), 16-22.
- Vieira, J. W., Vieira, I. F., Cordeiro, L. P., Lopes Filho, F. J., & de Andrade Lima, F. R. (2014). Obtenção de volumes tumorais em pilhas de imagens PET usando técnicas de segmentação de imagens coloridas. *Brazilian Journal of Radiation Sciences*, 3(1A). Recife, Brasil
- Xu, X. G., & Eckerman, K. F. (Eds.). (2009). Handbook of anatomical models for radiation dosimetry. CRC Press.

**REPRESENTAÇÕES DE OSSOS TRABECULARES POR  
IMAGENS TC DE SAL GROSSO PARA AVALIAÇÕES  
DOSIMÉTRICAS**

**REPRESENTATIONS OF TRABECULAR BONES FOR CT  
IMAGES OF ROCK SALT FOR DOSIMETRIC EVALUATIONS**

**K. GONZALEZ - kethyllemkt2@gmail.com (Instituto Federal de Educação,  
Ciência e Tecnologia de Pernambuco - IFPE, Recife)**

**J. M. LIMA FILHO - josedemelo@gmail.com (IFPE, Recife)**

**J. W. VIEIRA - jose.wilson59@uol.com.br (IFPE, Recife)**

**F.R.A. LIMA - falima@cnen.gov.br (CRCN-NE/CNEN)**

**C. L. RODRIGUES JUNIOR - claudio.rd.ifpe@gmail.com (IFPE, Recife)**

**I. C. S. SILVA - islanecristina94@gmail.com (IFPE, Recife)**

**C. S. MORAIS - carol.smorais@hotmail.com (IFPE, Recife)**

**J. P. P. L. BARROS - julianaabarrosLucena@gmail.com (IFPE, Recife)**

**PALAVRAS-CHAVE:** radioatividade, dosimetria, sal grosso, ossos trabeculares

**RESUMO:** De acordo com a International Commission on Radiological Protection (ICRP), Relatório 103, as células hematopoéticas da medula óssea vermelha e as células osteogênicas são os tecidos mais radiosensíveis, existindo a probabilidade de indução de leucemia e/ou câncer ósseo. O

Grupo de Dosimetria Computacional e Sistemas Embarcados (GPDC&SE) de Recife, tem utilizado Modelos Computacionais de Exposição (MCEs), com o fantoma MASH (Male Adult meSH) DEN/UFPE, acoplado ao código Monte Carlo EGSnrc. Para avaliações dosimétricas ósseas são utilizados blocos de imagens  $\mu$ CT de regiões de ossos trabeculares (OTs) do crânio, pelve, fêmur, vértebra e esterno. A estrutura composta por cristais de sal grosso (SG) disposta numa caixa de acrílico define uma arquitetura que faz lembrar a do tecido trabecular de ossos esponjosos humanos, sendo o objeto para obtenção das pilhas de imagens TC para representação dos ossos trabeculares num MCE. Este trabalho visa identificar a possibilidade da substituição das cinco amostras de ossos reais pelos respectivos blocos SG, com dimensões iguais, em MCEs que se diferenciam apenas na representação de OTs. Para comparações foram considerados os coeficientes de correlação linear das doses absorvidas por atividade acumulada e análises dos coeficientes de variância estimados pelo código MC EGSnrc tendo como alvos os ossos trabeculares, a medula óssea vermelha e também as células das superfícies ósseas nas cinco regiões. Sendo a tireoide o órgão fonte.

**KEYWORDS:** radioactivity, skeletal dosimetry, coarse salt, trabecular bone.

**ABSTRACT:** According to the Report 103 of the International Commission on Radiological Protection (ICRP) the hematopoietic cells of the red bone marrow and the osteogenic cells are the most radiosensitive tissues, there is the likelihood of leukemia induction and/or bone cancer. The Grupo de Dosimetria Computacional e Sistemas Embarcados (GPDC&SE) from Recife, has been used Exposute Computational Models (ECM), composed by the MASH phantom (Male Adult MeSH)

from DEN/UFPE coupled to the EGSnrc Monte Carlo code. For skeletal dosimetry evaluations microCT images blocks of regions of trabecular bones (TB) of the skull, pelvis, femur, vertebrae and sternum are used. The structure composed by coarse salt crystals (CS) disposed on an acrylic box defines an architecture which resembles the cancellous trabecular tissue of human bones, being the primary object to obtain CT images stacks for a representation of trabecular bone in an ECM. This work aims to identify the possibility of replacing five samples of real bones by their CS blocks with equal dimensions in MCES that differ only in the representation of TBs. For comparisons, the linear correlation coefficients of the absorbed doses by accumulated activity and the analysis of the coefficients of variance were considered. They were estimated using the EGSnrc monte carlo code with the trabecular bone, the red bone marrow and also the cells of the bone surfaces in the five regions as target organs. The thyroid was the organ source.

## 1. INTRODUÇÃO

Os tecidos moles do esqueleto na cavidade do osso trabecular são formados pelas células hematopoéticas da medula óssea vermelha (MOV) e pelas células osteogênicas, localizadas nas superfícies endeóstias do osso trabecular (CSOTs).

Segundo a ICRP, relatório 103, a MOV e as CSOTs são os tecidos ósseos mais radiosensíveis. Sabendo que a radiação ionizante tem efeito estocástico e não apresenta limiar de dose, existe a probabilidade de indução de leucemia e/ou câncer ósseo por causa desta radiosensibilidade, tornando-se assim impraticáveis tais experimentos com humanos. Uma das principais dificuldades em avaliar a dose

absorvida nos tecidos radiosensíveis do esqueleto é representar, de modo realístico, a estrutura dos ossos trabeculares.

O GPDC&SE tem utilizado imagens  $\mu$ CT de amostras de ossos reais (Lima Filho, J. M.) de regiões do crânio, pelve, fêmur, esterno e vértebra, para avaliar a dose absorvida em modelos antropomórficos de adultos. Os MCEs (Vieira, J. W.) desenvolvidos pelo GPDC&SE usam o código MC EGSnrc (Kawrakow et al, 2013) e o fantoma MASH, fantoma adulto masculino em posição ortostática, do DEN/UFPE com as amostras OR.

A estrutura composta por cristais de sal grosso (SG) disposta numa caixa de acrílico define uma arquitetura que faz lembrar a do tecido trabecular de alguns ossos esponjosos humanos.

O objetivo deste trabalho é verificar a validade da substituição das amostras OR por amostras SG em MCEs destinados às avaliações dosimétricas. A validade dos resultados deste trabalho é de grande importância para dosimetria das radiações ionizantes dado que se abre uma possibilidade da utilização do sal grosso para avaliações dosimétricas ósseas.

São apresentados os coeficientes de correlação linear de Pearson das doses absorvidas por atividade acumulada nos alvos (D/AAs), os coeficientes de variância para MOV, CSOT e OT das cinco regiões representadas pelos blocos OR e SG.

## 2. MÉTODOS

Foram utilizados computadores com processador Intel® Core™ i7, memória RAM de 24,0 GB, sistema operacional Windows 7 Ultimate 64 bits Service Pack 1 do Laboratório de Dosimetria Numérica do IFPE, os cinco blocos OR, uma caixa de acrílico com sal grosso com comprimento e largura de 4,5 cm e altura de 5 cm contendo 100 g de sal grosso, objeto para obtenção das pilhas de imagens que

resultaram na formação dos cinco blocos SG. Essas pilhas foram obtidas com Tomógrafo multislice.

Com o auxílio do software DIP (Vieira and Lima, 2007) identificou-se regiões de interesse com percentuais próximos aos percentuais ósseos dos ossos trabeculares em estudo e posteriormente foram cortados cinco blocos com as mesmas dimensões dos blocos OR. Foi aplicado o filtro da Mediana para retirada de ruídos nas imagens dos cinco blocos cortados. Em seguida, transformou-se o bloco em binário, ou seja, todos os tons de cinza com tendência a radioluciente (preto) na imagem foram trocados para id =0 e os tons de cinza com tendência a radiopaco (branco) foram trocados para id =255, tornando o volume constituído por voxels com somente dois ids.

O software MonteCarlo foi utilizado para obter as micromatrizes dos blocos OR e SG. Foram compostos os MCEs MSTA\_OR e MSTA\_SG que se diferenciam apenas pela representação dos ossos trabeculares nas cinco regiões. Para avaliações dosimétricas foram processadas  $5 \times 10^7$  histórias com o Código Monte Carlo EGSnrc. Para análises dosimétricas considerou-se uma fonte interna emissora de fótons com 15 energias variando de 10 keV a 4.000 keV situada na tireoide, tendo como alvos a MOV, as CSOTs e OT das cinco regiões.

Para análise estatística das D/AAs nos dois MCEs na MOV, CSOT e OT dos cinco ossos estudados, foi adotado o coeficiente de correlação linear de Pearson, denotado por  $\rho$ , que mede a intensidade da associação entre duas variáveis. Os valores de  $\rho$  variam de -1 a +1 e quanto mais próximo de 1 indica forte correlação positiva. Para complementar a análise são considerados os coeficientes de variância que medem a dispersão das D/AAs.

### 3. RESULTADOS

A Tabela 1 mostra os valores de  $\rho$  que indicam haver praticamente uma identidade entre as respectivas D/AAs nas MOVs, nas CSOTs e nos OTs dos cinco ossos OR e SG.

Tabela 1. coeficientes de correlação linear das D/AAs nas regiões ósseas.

	Crânio	Pelve	Fêmur	Espinha	Esterno
MOV	0,99998	0,99998	0,99853	0,99999	0,99998
CSOT	0,99998	0,99994	0,99925	0,99995	0,99997
OT	0,99998	0,99999	0,99911	0,99997	0,99984

Os coeficientes de variância das D/AAs para o esterno apresentaram valores de 100% nas energias de 10 e 15 keV, o que significa que não chegou radiação gama neste alvo. Para o crânio, este comportamento ocorreu nas energias inferiores a 30 keV. Para a lombar, pelve e fêmur, ossos mais distantes da tireóide, os coeficientes de variância apresentaram valores maiores que 23% nas energias menores que 60 keV.

### 4. CONCLUSÃO

Os resultados apresentados revelam que para uma fonte gama na tireóide as doses absorvidas por atividade acumulada nos blocos OR e SG das regiões do crânio, pelve, fêmur, espinha e esterno ficaram idênticas na SG, na MOV, nas CSOTs e no TOT das referidas regiões considerando a energia entre 10 keV e 4000 keV. O objetivo deste trabalho foi atingido uma vez que foi identificada a possibilidade da substituição das amostras OR por amostras SG em MCEs para avaliações dosimétricas com fótons em condições idênticas as deste trabalho. Desta forma abriu-se

uma possibilidade para utilização de material sintético na pesquisa associada à dosimetria óssea.

### Agradecimentos

Agradeço a Deus e a todos que fizeram parte deste trabalho, em especial ao Prof. Dr. José de Melo pela confiança, pelas orientações seguras e pela paciência. Ao GPDC&SE e ao IFPE pela infraestrutura ofertada, viabilizando o desenvolvimento do projeto.

### Referências

- ICRP (2006). International commission on radiological protection. ICRP report 103. Pergamon Press, Oxford.
- Kawrakow, I., Mainegra-Hing, E., Rogers, D. W. O., Tessier, F., Walters, B. R. B. (2013). The EGSnrc code system: Monte Carlo simulation of electron and photon transport. NRCC Report PIRS-701, National Research Council of Canada, Ottawa, Canada.
- Lima Filho, J. M. (2014) Construção da Esponjosa de Modelos Antropomórficos Baseada em Técnicas Monte Carlo, Tese Doutorado em Tecnologias Energéticas Nucleares, DEN-UFPE, Recife-PE, Brasil.
- Vieira, J. W. (2004). Construção de um modelo computacional de exposição para cálculos dosimétricos utilizando o código Monte Carlo EGS4 e fantasmas de voxels. Tese de Doutorado, UFPE-DEN, Recife, Brasil
- Vieira, J. W., & Lima, F. R. A. (2009). A software to digital image processing to be used in the voxel phantom development. *Cellular and Molecular Biology*, 55(3), 16-22.
- Vieira, J. W., Leal Neto, V., Lima Filho, J. M., & Lima, F. R. A. (2012a). Transformation of the normal distribution for Monte Carlo modeling of regions of adult trabecular bones for use in computational models of exposure. In 13th International Congress of International Radiation Protection Association, Glasgow, Scotland (pp. 13-18).
- Vieira, J. W., Leal Neto, V., Lima Filho, J. M., Lima, L. F., & Lima, F. R. A. (2012b) Modelagem Monte Carlo de Regiões dos Ossos Trabeculares de Adultos para Uso em Modelos Computacionais de Exposição. In Terceiro Congresso de Proteção Contra Radiações dos Países e Comunidades de Língua Portuguesa (Vol. 20).

(Página deixada propositadamente em branco)

**DETERMINAÇÃO DOS COEFICIENTES DE ATENUAÇÃO  
PARA FEIXES DE RAIOS X DIAGNÓSTICO DO PLA E DO  
ABS IMPRESSOS - UMA ABORDAGEM POR SIMULAÇÃO  
COM MCNP5**

**DETERMINATION OF THE ATTENUATION COEFFICIENTS  
FOR DIAGNOSIS X-RAY BEAM OF PRINTED “PLA” AND  
“ABS” - AN APPROACH BY SIMULATION WITH MCNP5**

**C. VALERIANO - caio144fisicamedica@gmail.com (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/CNEN)**

**G. VENEZIANI - venezianigr@gmail.com (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/CNEN)**

**O. JÚNIOR - rodrijr@ipen.br (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/CNEN)**

**V. VÍTOLO - vivolo@ipen.br (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/CNEN)**

**W. S. SANTOS - william@ufu.br (Universidade Federal de Uberlândia -UFU)**

**L. L. CAMPOS - lcrodri@ipen.br (Universidade de São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/CNEN)**

**PALAVRAS-CHAVE:** Coeficiente de atenuação, método de Monte Carlo, impressora 3D

**RESUMO:** Modelos 3D de estruturas anatômicas podem ser obtidos por meio de técnicas de imageamento médico (ressonância magnética e tomografia computadorizada).

Variando os materiais (por exemplo poliuretano e resina epóxi) utilizados em sua composição, é possível obter o contraste radiográfico ou a equivalência ao tecido desejado. A produção de objetos simuladores para pacientes específicos precisa preencher requisitos como a acurácia geométrica com a anatomia do indivíduo, a equivalência ao tecido, de modo que possam ser realizadas medidas utilizáveis, e não ser susceptível aos efeitos da radiação. A utilização de impressoras 3D é uma forma rápida de construção de objetos complexos, dessa forma é justificável estudar a viabilidade da impressão 3D para desenvolver objetos simuladores. Baseado nesse cenário, o presente trabalho tem como objetivo avaliar a simulação desenvolvida, utilizando MCNP5, como ferramenta para a obtenção dos coeficientes de atenuação das placas feitas com material de impressora 3D.

**KEYWORDS:** Attenuation coefficient, Monte Carlo method, 3D Printer

**ABSTRACT:** 3D models of anatomical structures can be obtained by medical imaging techniques (magnetic resonance imaging and computed tomography). Varying the materials (e.g. polyurethane and epoxy resin) used in its composition, it is possible to obtain the radiographic contrast or the equivalence to the desired tissue. The production of phantoms for specific patient needs to fill the geometric accuracy requirements as to the individual's anatomy, tissue equivalence, so that they can be usable to perform measures and not be susceptible to the effects of radiation. The use of 3D printers is a quick way to build complex objects, so it is justifiable the study of the feasibility of 3D printing to develop phantoms. Based on this scenario, the present study aims to validate the computer simulation (for

MCNP5) of plates made with 3D printer material to be possible to study their respective attenuation coefficients.

## 1. INTRODUÇÃO

Modelos 3D de estruturas anatômicas podem ser obtidos por meio de técnicas de imageamento médico (ressonância magnética e tomografia computadorizada). Variando os materiais (por exemplo, poliuretano e resina epóxi) utilizados em sua composição, pode ser obtido o contraste radiográfico ou a equivalência ao tecido desejado. A produção de objetos simuladores para pacientes específicos precisa preencher requisitos como: a acurácia geométrica com a anatomia do indivíduo; a equivalência ao tecido (de modo que se faça possível realizar medidas utilizáveis); e não ser susceptível aos efeitos da radiação.

Tido como código de propósito geral, o código MCNP (Monte Carlo N-Particle), baseado no método Monte Carlo, é capaz de simular o transporte de partículas, como nêutrons, fótons e elétrons, de forma conjunta ou individual, através da matéria. O código MCNP pode ser empregado em situações que vão desde o projeto de reatores nucleares até estudos em radiodiagnóstico.

Em um trabalho realizado por Veneziani e colaboradores (2015) foram obtidos experimentalmente os coeficientes de atenuação de placas de diversas espessuras de PLA (Ácido Polilático) e ABS (Acrilonitrila Butadieno Estireno) impressas por uma impressora 3D Modelo UP PLUS 2, irradiadas com feixes de raios X diagnóstico com qualidades diversas (RQR 3, RQR 5, RQR 8, RQR 10). As qualidades RQR (Radiation Qualities in Radiatlon Beams Emerging From the X-Ray Source Assembly) são utilizadas no Laboratório de Calibração de Instrumentos (LCI/GMR/IPEN) para calibração de instrumentos de equipamentos de radiodiagnóstico,.

O presente trabalho tem por objetivo obter, por meio da simulação com Método de Monte Carlo, os coeficientes de atenuação do PLA e do ABS utilizados em impressora 3D, para avaliar se os mesmos podem ser utilizados para o desenvolvimento de objetos simuladores de aplicações diversas.

## 2. MÉTODO

Os objetos (placas) dos quais foram obtidos experimentalmente (Veneziani e colaboradores (2015)) os coeficientes de atenuação foram impressos utilizando-se uma impressora 3D modelo UP Plus 2. Os materiais utilizados para a confecção das placas foram filamentos de ABS e de PLA próprios para a utilização na referida impressora. Segundo consta no manual do usuário, da impressora 3D utilizada, existem quatro formas de preenchimento das peças impressas (Figura 1). No trabalho de Veneziani e colaboradores (2015) foram impressas placas consideradas como “quase-sólidas”.



Figura 1. Modos de preenchimento de objetos impresso na impressora UP Plus 2. Em destaque, modo utilizado por Veneziani e colaboradores (2015).

No presente trabalho foi simulado, por meio do código MCNP versão 5, um cenário de irradiação de placas compostas pelos materiais (PLA ou ABS) utilizados para impressão de objetos em uma impressora 3D Modelo UP Plus 2. Para que fosse realizada a simulação com o código MCNP5 se fazia necessário conhecer

informações como, por exemplo, a densidade dos materiais que se desejava simular. Não foram encontradas, na literatura, informações confiáveis a cerca da composição exata e das respectivas densidades do PLA e do ABS. A determinação da composição foi feita por meio do uso da fórmula química (estrutura molecular) dos já referidos materiais. Com a massa de toda a fórmula foi calculada a porcentagem (aproximada) presente de cada elemento. No tocante à densidade, foi utilizado o Método de Arquimedes, que basicamente consistiu da pesagem, utilizando balança de precisão (Instrumentos Científicos C.G. Ltda), de um becker com água destilada (sem corpos de prova de ABS ou PLA) e da pesagem do mesmo volume de água quando adicionado o corpo de prova (de PLA ou de ABS).

Neste trabalho, na simulação com MCNP5, as placas foram consideradas totalmente sólidas, pois não foi possível quantificar os espaços não preenchidos (por PLA ou ABS) nas placas impressas reais. De posse das características do tubo de raios X (por exemplo ângulo anódico) utilizado na irradiação experimental das placas (Laboratório de Calibração de Instrumentos – LCI/GMR/IPEN) foi desenvolvido o cenário utilizado na simulação. A fonte de raios X empregada neste trabalho foi considerada como pontual e o seu espectro de emissão foi gerado através do IPEM-78 Catalogue of Diagnostic X-Ray Spectra and other data. Uma representação (fora de escala) da simulação utilizada neste trabalho pode ser vista na figura 2.

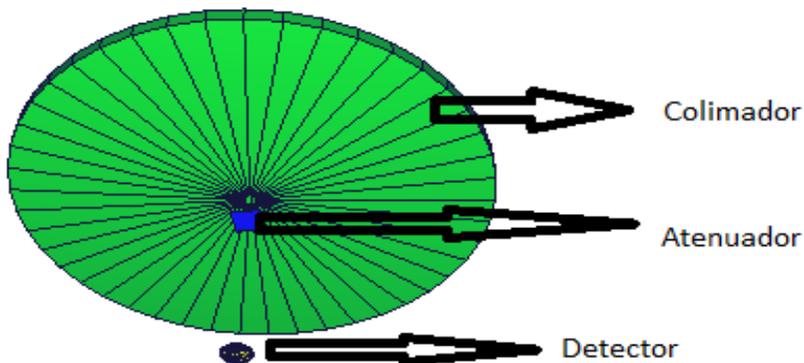


Figura 2. Modelo utilizado na simulação com MCNP5 (Imagem fora de escala)

As simulações foram divididas em dois grupos. No primeiro grupo, foi simulada apenas a irradiação do feixe, sem a presença das placas do material da impressora (atenuador), de modo a que fosse possível que o detector fornecesse a intensidade inicial ( $I_0$ ) do feixe. No segundo, várias simulações foram feitas, variando-se a espessura das placas de cada material (PLA ou ABS), de modo que o detector fornecesse a intensidade ( $I$ ) do feixe após ser atenuado. Relacionando os resultados com e sem atenuador foi possível calcular os respectivos coeficientes de atenuação por meio da equação  $I=I_0e^{-\mu x}$ . Em cada cenário foi modificado o valor atribuído à densidade do material atenuador de modo a que os resultados obtidos por simulação (placas sólidas) melhor se adequassem aos obtidos experimentalmente (placas “quase-sólidas”).

### 3. RESULTADOS E DISCUSSÕES

A tabela 1 apresenta o comparativo entre os resultados obtidos neste trabalho (empregando MCNP5) e os obtidos experimentalmente.

Tabela 1. Comparativo entre os valores obtidos empregando MCNP5 e os valores obtidos experimentalmente

Material	RESULTADOS							
	RQR3		RQR 5		RQR 8		RQR 10	
	Experimental	MCNP5	Experimental	MCNP5	Experimental	MCNP5	Experimental	MCNP5
ABS	0.020	0.0211	0.018	0.0185	0.016	0.0168	0.014	0.0149
PLA	0.029	0.0287	0.024	0.0239	0.021	0.0208	0.017	0.0179

Já eram esperadas pequenas divergências entre os resultados obtidos com simulação MCNP5 e os obtidos experimentalmente, uma vez que as placas irradiadas experimentalmente e as simuladas eram diferentes no que diz respeito ao preenchimento, sendo classificadas como “quase-sólidas” e sólidas, respectivamente.

De modo a adequar os resultados obtidos neste trabalho com aqueles obtidos experimentalmente, foi criado um fator de correção a partir da divisão entre o resultado obtido experimentalmente e o resultado obtido via simulação com MCNP5. Os valores dos fatores de correção obtidos podem ser vistos na tabela 2.

Tabela 2. Fatores de Correção (Divisão entre resultados experimental e resultado simulado)

Material	RQR 3	RQR5	RQR 8	RQR10
ABS	0.946073794	0.973499189	0.950683304	0.938967136
PLA	1.009046625	1.002506266	1.007194245	0.945494994

#### 4. CONCLUSÕES

Pode ser concluído, a partir dos resultados obtidos, que a simulação computacional desenvolvida representa adequadamente as placas confeccionadas em impressora 3D.

As diferenças encontradas entre os resultados experimentais e os obtidos neste trabalho (tabela 1) podem indicar a importância dos espaços vazios (não preenchidos de PLA ou ABS) nas placas impressas reais, os quais podem influenciar a atenuação e/ou o espalhamento do feixe de radiação. Sendo, por tanto, necessário um estudo mais aprofundado do comportamento do feixe de radiação

na presença de objetos impressos 3D (em PLA ou ABS), de modo a que se possa afirmar que estes sejam utilizáveis na confecção de objetos simuladores de aplicações diversas.

## Agradecimentos

Os autores agradecem ao CNPq e à FAPESP Projeto no. 2010/16437-0 pelo apoio financeiro.

## Referências

- Franchetti, S. M. M., & Marconato, J. C. (2006). Polímeros biodegradáveis-uma solução parcial para diminuir a quantidade dos resíduos plásticos. *Química Nova*, 29(4), 811.
- International Electrotechnical Commission. Medical Diagnostic X-ray Equipment – Radiation Conditions for use in the Determination of Characteristics, IEC 61267, Geneva, 2005.
- Kairn, T., Crowe, S. B., & Markwell, T. (2015). Use of 3D Printed Materials as Tissue-Equivalent Phantoms. In *World Congress on Medical Physics and Biomedical Engineering*, June 7-12, 2015, Toronto, Canada (pp. 728-731). Springer International Publishing.
- Landi, T. R., & de Andrade, L. G. (2003). Estudo do efeito da radiação ionizante com feixe de elétrons sobre terpolímero Acrilonitrila Butadieno Estireno-ABS. *Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, Brasil.*
- UP! 3D Brasil. UP! User Manual. Disponível em:< [http://www.bcstecnologia.com.br/cariboost\\_files/UP\\_Plus\\_2\\_User\\_Manual-PT\\_BRV2.pdf](http://www.bcstecnologia.com.br/cariboost_files/UP_Plus_2_User_Manual-PT_BRV2.pdf)>. Acesso em:01 nov 2015.
- VENEZIANI, G. R.; CORREA, E.L.; POTIENS, M.P.A.; CAMPOS, L.L.. Attenuation coefficient determination of printed abs and pla samples in diagnostic radiology standard beams. In: 8° Congresso Brasileiro de Metrologia. 29 nove.bro à 4 de dezembro, 2015. Bento Gonçalves, RS

**DESENVOLVIMENTO DE SIMULADOR APLICADOS A  
RADIODIAGNOSTICO E RADIOTERAPIA UTILIZANDO  
IMPRESSORA 3D**

**DEVELOPMENT OF PHANTOM APPLIED TO  
RADIODIAGNOSTICS AND RADIOTHERAPY USING  
3D PRINTER**

**G. R. VENEZIANI – veneziani@usp.br (IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - Gerência de Metrologia das Radiações).**

**O. RODRIGUES JR. – (IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - Gerência de Metrologia das Radiações).**

**R. K. SAKURABA – (Sociedade Beneficente Israelita Brasileira – Hospital Albert Einstein (HAE)).**

**L. L. CAMPOS – (IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares- Gerência de Metrologia das Radiações).**

**PALAVRAS-CHAVE:** Impressora 3D, Simuladores, Material tecido equivalente.

**RESUMO:** Nesse trabalho foi avaliada a viabilidade do uso de impressora 3D (FDM) e materiais tecido equivalentes para o desenvolvimento de simuladores para serem aplicados em radioterapia e/ou diagnóstico. Os resultados avaliados por CT foram bastante promissores e abrem caminho para o desenvolvimento de simuladores personalizados e de baixo custo.

KEYWORDS: 3D printer, Phantom, Equivalent Tissues.

ABSTRACT: In this study we evaluated the feasibility of using 3D printer (FDM) and tissue equivalent material to the development phantoms to be used in radiation therapy or diagnosis. Results evaluated by CT were quite promising and open the way for the development of custom phantoms and low cost.

## 1. INTRODUÇÃO

Simuladores são utilizados em física médica ou medicina para representarem o corpo humano desde os mais simples, como os simuladores de água, até aos mais complexos, como o antropomórfico, e se tornaram essências no controle de qualidade tanto na área de imagens quanto na área dosimétrica (DeWerd, 2014).

Nos anos 2000 as impressoras 3D ganham espaço na área médica: implantes dentais, modelos anatômicos. Alguns trabalhos utilizam a impressoras 3D em radioterapia para melhorar o tratamento (C. LEE, 2014; HESPEL, 2014).

Atualmente existem diversos modelos de impressora 3D no mercado, a mais comumente comercializada é a tecnologia Fused Deposition Modeling (FDM) que utiliza material termoplástico como ABS (Acrilonitrila butadieno estireno) e PLA (ácido poliláctico) e realiza a impressão por deposição de material camada por camada.

O objetivo deste trabalho foi verificar a viabilidade do uso de impressora 3D FDM e de materiais tecido-equivalente no desenvolvimento e criação de simuladores fidedignos aos modelos reais para a utilização nas áreas de radioterapia e/ou diagnóstico.

## **2. MÉTODO**

Primeiramente foram impressos moldes cilíndricos (10 cm e raio 1 cm) de ABS para padronizar todas as amostras testadas (Figura 1). Baseando-se em alguns materiais citados como tecido equivalente pela ICRU 44 e outros escolhidos intuitivamente por atenderem alguns das características necessárias, tais como viscosidade, custo, acessibilidade, facilidade de manuseio e sólido à temperatura ambiente.

### **2.1 Primeiro teste realizado com os materiais escolhidos**

As substâncias testadas deveriam atender a algumas características importantes, como a homogeneidade, ser sólida em temperatura ambiente, viscosidade (fundamental para penetrar ao longo de toda estrutura a ser preenchida com o material tecido equivalente) e baixo custo.

Baseando-se na literatura e intuitivamente foram realizadas tomografias computadorizadas ((CT) GE lightspeed 16 canais, protocolo de crânio) dos materiais selecionados para avaliação para verificar o número Hounsfield (HU) de cada um. Os materiais testados foram resina de poliéster fabricada por DuLatex; borracha de Silicone BB1 fabricada por DuLatex; parafina com pó de arroz fino (peneira granulométrica malha 300); parafina com papel alumínio granulado; parafina com pó de arroz grosso (peneira granulométrica malha 200); resina de poliéster com 30% de  $\text{CaCO}_3$ ; parafina; parafina com  $\text{CaCO}_3$ ; parafina com Iodo; massa gelatinosa infantil (geleca amoeba); massa de modelar infantil respectivamente (Figura 1a).

### **2.2 Segundo teste realizado com materiais escolhido**

Posteriormente à análise dos resultados obtidos no primeiro teste, os materiais mais promissores foram mantidos e novos materiais adicionados para o segundo teste.

Os materiais submetidos à CT nessa etapa foram: gelatina balística caseira (62,5% água, 31,5% glicerina, 6% gelatina incolor Royal®); gelatina balística 270 Bloom (62,5% água, 31,5% Glicerina, 6% gelatina suína 270 bloom); massa gelatinosa infantil (geleca amoeba); borracha de silicone BB1 fabricada por DuLatex; massa gelatinosa infantil (geleca amoeba) artesanal; resina de poliéster com 60% CaCO<sub>3</sub>; resina de poliéster com 80% CaCO<sub>3</sub> respectivamente (Figura 1b).



Figura 1. (a)- primeiro teste e (b)- segundo teste, realizados com materiais tecido equivalentes submetidos à CT para verificação da homogeneidade e número Hounsfield (HU) de cada composto testado.

### 3. RESULTADOS

Os resultados obtidos através da tomografia computadorizada dos materiais testados nos dois testes estão apresentados na Figura 2 (a) e (b) respectivamente, a olho nu não é possível distinguir com clareza qual material melhor se aproxima do tecido, por isso, é necessário através do software do próprio equipamento mapear o valor HU e a homogeneidade de cada material testado.

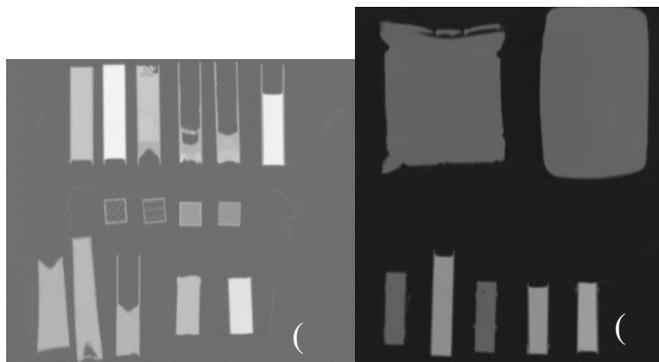


Figura 2. (a) – tomografia realizada nos materiais do primeiro teste; (b)– tomografia realizada nos materiais do segundo teste.

A escolha do material tecido equivalente deu-se pela proximidade do HU do material em relação ao HU do tecido real, alguns materiais tiveram resultado com HU próximo ao tecido, porém a homogeneidade ao longo do corpo de prova foi insatisfatória excluindo alguns elementos.

Os compostos escolhidos foram a gelatina balística (270 Bloom) com valor aproximadamente  $85 \pm 8$  HU para simular tecido muscular e resina de poliéster com 80% de carbonato de cálcio com valor de  $963 \pm 15$  HU para simular tecido esquelético.

Com os materiais tecido equivalentes definidos foi impresso em impressora 3D um protótipo de membro pélvico canino e preenchido com esses dois materiais simulando a estrutura óssea e a estrutura muscular (Figura 3). Posteriormente foi realizada uma tomografia computadorizada e utilizado software de reconstrução (Figura 4).

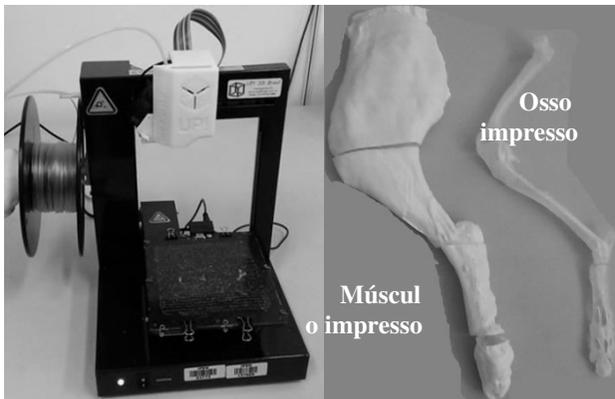


Figura 3. Protótipo de simulador impresso na impressora 3D UP plus2 em ABS e posteriormente preenchido com material tecido equivalente para realização da tomografia computadorizada.

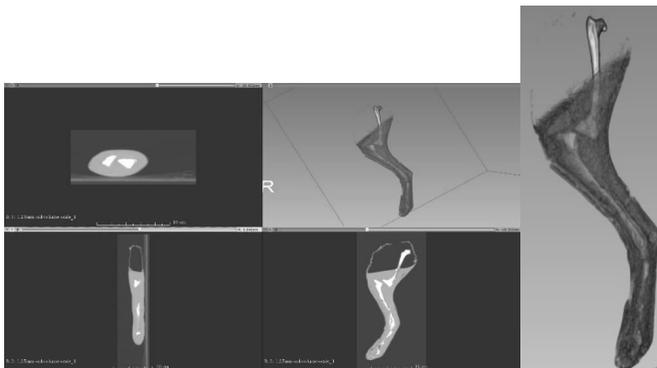


Figura 4. Tomografia computadorizada do protótipo de simulador impresso em 3D e preenchido com material tecido equivalente. Reconstrução do protótipo de simulador reconstruído a partir das imagens do CT.

#### 4. CONCLUSÕES

Os materiais tecidos equivalentes selecionados se mostraram bastante promissores pelos resultados obtidos através da análise

de tomografia computadorizada, além de serem matérias de fácil aquisição e baixo custo.

O desenvolvimento do simulador aplicados a radiodiagnóstico e/ou radioterapia utilizando impressora 3D mostrou-se promissor pelos resultados obtidos, tornando-se viável a utilização de impressoras 3D para o desenvolvimento de simuladores de diversas formas.

### Agradecimentos

Suporte financeiro: CNPq, CAPES e FAPESP projeto no. 2010/16437-0,

### Referências

- C. LEE VENTOLA. Medical Applications for 3D Printing: Current and Projected Uses. P&T, Vol. 39 No. 10, pp 704 – 711, Outubro 2014.
- DeWERD A. L.; KISSICK M.: The Phantoms of Medical and Health Physics: Devices for research and Development - Wisconsin Institutes for Medical Research, 2014 – Springer.
- HESPEL, A.M.; WILHITE, R.; HUDSON, J.: Invited review – Applications for 3D printers in veterinary medicine, Vet Radiology and Ultrasound, Vol55 No. 4, pp 347-358, 2014
- ICRU 44, (1989). International Commission on Radiation Units and Measurements, Tissue substitutes in radiation Dosimetry and measurement, ICRU Report 44, Bethesda, MD: International Commission on Radiation Units and Measurements.

(Página deixada propositadamente em branco)

**ESTUDO COMPARATIVO DE SENSIBILIDADE ENTRE OS  
DOSÍMETROS FRICKE XILENOL GEL E ALANINA GEL**

**COMPARATIVE STUDY OF SENSITIVITY BETWEEN FRICKE  
XYLENOL GEL AND ALANINE GEL**

**R. O. BRESSANE** – rbressane@ipen.br (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Metrologia das Radiações)

**D. VILLANI** – dvillani@ipen.br (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Metrologia das Radiações)

**O. RODRIGUES JR** – rodrijr@ipen.br (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Metrologia das Radiações)

**L. L. CAMPOS** – lcrodri@ipen.br (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Metrologia das Radiações)

PALAVRAS-CHAVE: FXG, DL-alanina, Fricke xilenol gel.

RESUMO: Fricke Xilenol Gel (FXG) é um dosímetro químico bem conhecido e caracterizado. Neste trabalho, foi adicionada alanina ao FXG a fim de obter melhora na sensibilidade. A comparação entre os dois dosímetros permitiu verificar maior estabilidade no gel devido à presença da alanina e aumento do intervalo de linearidade da resposta óptica: de 1 a 30 Gy para 5 a 50 Gy. Foi possível verificar, também, que a variação de cor das amostras após a irradiação é característica de cada tipo de dosímetro e que a sensibilidade do dosímetro com alanina é maior utilizando-se 0,2 mM de alaranjado de xilenol.

KEYWORDS: FXG, DL-alanine, Fricke xylenol gel

ABSTRACT: Fricke Xylenol Gel (FXG) is a well-known and characterized chemical dosimeter. The aim of this work was to evaluate the improvement the its sensitivity adding alanine. The comparison between both dosimeters allowed to verify greater stability in the gel due to presence of alanine and increase in linearity range of optical response: from 1 to 30 Gy for 5 to 50 Gy. It was also possible to verify that the color variation of samples after irradiation is characteristic of each type of dosimeter and that the sensitivity of de dosimeter with alanine is higher using 0.2 mM of xylenol orange.

## 1. INTRODUÇÃO

O Fricke xilenol gel (FXG) é um dosímetro químico que permite a avaliação tridimensional da dose, sendo possível produzir objetos simuladores de diversas formas e tamanhos (Gore, 1984), tendo sido utilizado principalmente na área médica, com destaque no controle de qualidade das complexas técnicas de tratamento do câncer.

O princípio dos dosímetros químicos consiste na determinação da dose absorvida a partir das medidas de variação das concentrações dos reagentes na solução provocada pela radiação ionizante.

Nos dois dosímetros estudados neste trabalho, os íons  $\text{Fe}^{2+}$  são oxidados em  $\text{Fe}^{3+}$  por ocasião da irradiação. Mizuno (2007) e Silva (2009) realizaram estudos de caracterização de solução gel com a adição de alanina, utilizando DL-alanina, que é um material tecido equivalente, e que permite a sua aplicação na dosimetria de nêutrons (Mangueira, 2010).

As características dosimétricas do FXG já são bem conhecidas (Cavinato, 2010, 2011). Silva (2011) verificou que a sensibilidade

do dosímetro FXG com adição de alanina pode ser considerada independente do tipo de radiação para feixes clínicos de fótons de 6 MV a 15 MV e elétrons de 6 MeV a 15 MeV e a resposta óptica pode ser considerada independente da energia do feixe para essa faixa energética. O objetivo deste trabalho é avaliar a variação da sensibilidade do dosímetro FXG adicionando DL-alanina antes da irradiação em campo de radiação gama.

## 2. MÉTODOS

A massa dos reagentes especificados na Tabela 1 foi medida utilizando-se uma balança de precisão Metler Toledo™ modelo AB204-S e o volume de ácido sulfúrico foi medido utilizando-se uma pipeta. Toda a vidraria utilizada foi higienizada com água ultrapura e seca em condições ambiente. A formulação das amostras de FXG e do FXG com alanina está apresentada na Tabela 1.

Tabela 1. Composição do FXG e do Friche xilenol gel com alanina (FXG-Alanina)

Compostos	Concentração FXG	Concentração FXG-Alanina	Marca
Sulfato ferroso amoniacal	1 mM	1 mM	Sigma-Aldrich™
Alaranjado de xilenol (AX)	0,1 mM	0,1/0,2 mM	Sigma-Aldrich™
Compostos	Concentração FXG	Concentração FXG-Alanina	Marca
Ácido sulfúrico	50 mM	237,5 mM	Merck™
Cloreto de sódio	1 mM	-	Merck™
DL-alanina	-	673,5 mM	Merck™
Gelatina suína 270 Bloom	5% do volume total	10 % do volume total	GELNEX®

O volume total da solução foi considerado como sendo o volume total de água ultrapura utilizado na síntese do gel, de modo que 75 % foram utilizados para dissolver a gelatina e 25 % para os demais reagentes. A dissolução dos reagentes nos 25

% de água foi realizada à temperatura ambiente, adicionados à solução de gelatina previamente homogeneizada e resfriada a 35 °C. A homogeneização deu-se por meio de um agitador magnético Nova Ética® modelo 114. Uma amostra de FXG-Alanina foi preparada com 0,1 mM de AX e outra com 0,2 mM, para efeito de estudo comparativo da resposta.

As soluções finais foram acondicionadas em cubetas de PMMA de dimensões (10 x 10 x 45) mm<sup>3</sup> e, após resfriadas em condições ambiente, foram armazenadas em geladeira a 5 °C, e mantidas ao abrigo de luminosidade. Foram retiradas da geladeira após 18 horas e mantidas em temperatura ambiente para estabilizar.

A leitura da absorção óptica das amostras não irradiadas foi realizada utilizando-se espectrofotômetro Agilent Technologies™ Cary 5000 UV-Vis-NIR. As amostras foram irradiadas com radiação gama de <sup>60</sup>Co no irradiador Gammacell, modelo 220, com doses de 1, 2, 5, 10, 15, 20, 35, 45, 60 e 100 Gy. Para cada dose, foram irradiadas três cubetas acondicionadas em um suporte de PMMA de 3 mm de espessura para garantir o equilíbrio eletrônico. As leituras de absorção óptica dessas amostras ocorreram 4 h após a irradiação. A escolha de três cubetas, em vez de uma, deu-se em virtude de melhor análise estatística.

### **3. RESULTADOS**

As Figuras 1a e 1b mostram que a coloração do FXG varia de amarelo a azul para doses de 0 a 100 Gy, e a coloração do FXG-Alanina varia de amarelo a laranja para o mesmo intervalo de dose. Na Figura 1c são apresentados os espectros de referência de amostras não irradiadas (0 Gy).

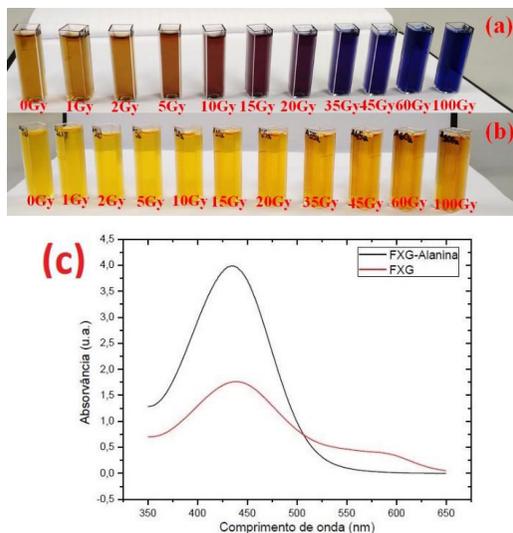


Figura 1. Cubetas irradiadas no intervalo de dose de 0 a 100 Gy. (a) FXG e (b) FXG-Alanina; (c) Espectros de referência de amostras não irradiadas (0 Gy).

As Figuras 2a e 2b apresentam os espectros originais (pré-tratamento matemático) de absorvância em função do comprimento de onda referentes a todas as doses utilizadas neste trabalho. (a) FXG e (b) FXG-Alanina.

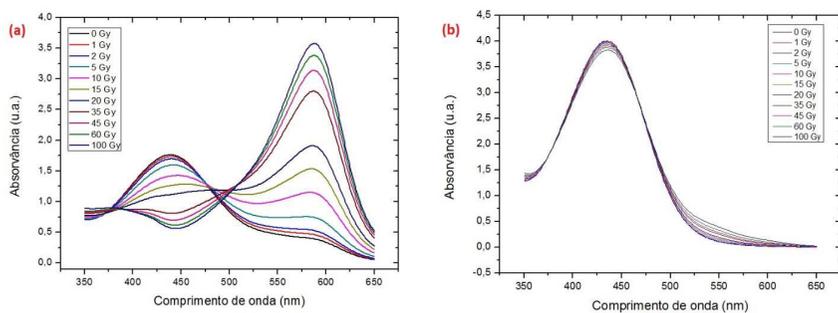


Figura 2. Espectros de absorção óptica. (a) FXG; (b) FXG-Alanina

As Figuras 3a e 3b mostram a análise dos espectros da Figura 2 subtraindo o espectro das amostras não irradiadas (referência), denominados

espectros pós-tratamento matemático dos dados. Por meio da análise dessa figura, podem ser identificadas as bandas de absorvância dos íons ferroso ( $\text{Fe}^{2+}$ ) e férrico ( $\text{Fe}^{3+}$ ) das amostras de FXG e FXG-Alanina.

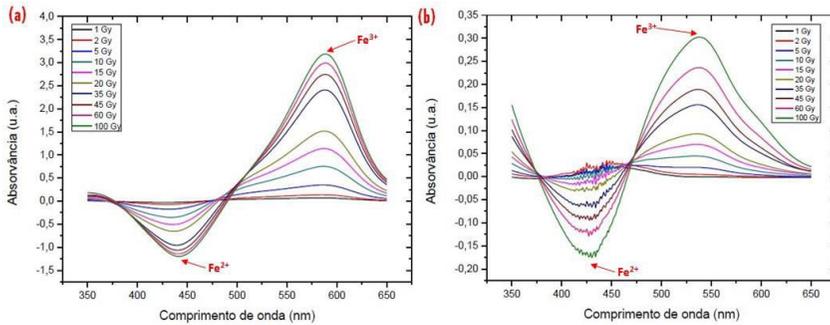


Figura 3. Espectros subtraído o espectro de referência. (a) FXG; (b) FXG-Alanina

As Figura 4a e 4b apresentam as curvas de resposta em função da dose de ambas as amostras descontando a média de três amostras de referência. O FXG apresenta comportamento linear da resposta óptica em função da dose no intervalo entre 1 e 30 Gy; e o FXG-Alanina, entre 5 e 50 Gy. A adição de alanina na solução FXG amplia o limite superior de detecção de 30 para 50 Gy.

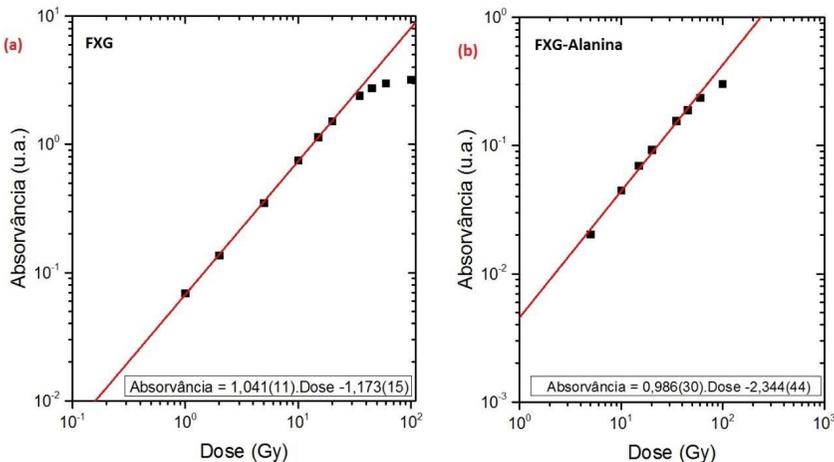


Figura 4. Curvas de resposta em função da dose. (a) FXG; (b) FXG-Alanina

Na Figura 5, pode ser observado que a concentração de 0,2 mM de AX, recomendada pela literatura (Silva, 2011), promove maior sensibilidade ao FXG-Alanina comparado a 0,1 mM.

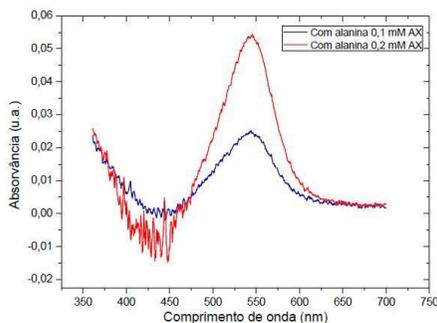


Figura 5. Espectros do FXG-Alanina variando a concentração de AX para a dose de 15 Gy

Na Figura 6 pode ser observado que a presença de alanina na solução FXG promove a diminuição da oxidação natural do  $Fe^{2+}$ , melhorando a sua estabilidade.

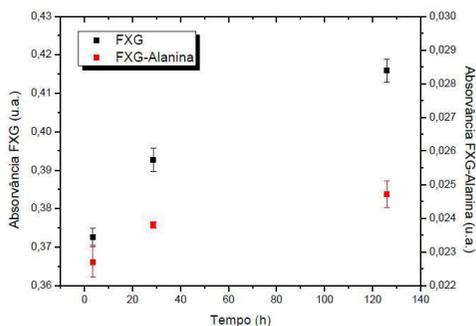


Figura 6. Oxidação natural das soluções FXG e FXG-Alanina

#### 4. CONCLUSÕES

A partir da análise de todos os resultados apresentados, conclui-se que a alanina promove maior estabilidade e aumenta o intervalo

de linearidade da resposta óptica. Verifica-se também que a variação de cor das amostras após a irradiação é característica de cada tipo de dosímetro, e que, para o dosímetro FXG-Alanina, o estudo da variação da concentração de alaranjado de xilenol indicou maior sensibilidade ao utilizar 0,2 mM de AX, comparado a 0,1 mM.

### Agradecimentos

À CNEN, FAPESP e CNPq pelo apoio financeiro e ao IPEN e CNEN por tornarem possível este trabalho. Agradecemos também ao técnico Hélio A. Paz e aos engenheiros Carlos G. da Silveira e Elizabeth S.R. Somessari, do Centro de Tecnologia das Radiações (CTR-IPEN) pelo auxílio durante as irradiações. Ao Dr. Silas Cardoso Santos pelo auxílio na parte experimental. À Claudineia F. S. Orneles e ao Aldo R. de Oliveira por auxiliarem na síntese do gel e ao Renato Giordano pela confecção do suporte das amostras.

### Referências

- Cavinato, C.C.; Campos, L.L. (2010) – Study of Fricke gel dosimeter response for different gel quality. *Journal of Physics: Conference Series*. vol. 249.
- Cavinato, C.C.; Sakuraba, R.K.; Cruz, J.C.; Campos, L.L. (2011) – Optical response of the FXG solution to different phantom materials. *Radiation Measurements*. vol 46, pp. 1928-1931.
- Gore, J.C.; Kang, Y.S.; Shoulz, R.J. (1984) – Measurement of radiation dose distributions by nuclear magnetic resonance (NMR) imaging. *Phys. Med. Biol.* pp. 1189-1197.
- Mangueira, T.F.; Silva, C.F.; Coelho, P.R.P., Campos, L.L. (2010) – Gamma/nêutron dose evaluation using Fricke gel and alanine gel dosimeters to be applied in boron neutron capture therapy, *Applied Radiation and Isotopes*. vol 68. pp. 791-794
- Mizuno, E.Y. (2007) – Desenvolvimento e caracterização de um gel alanina para aplicação na medida da distribuição da dose de radiação usando a técnica de espectrofotometria. São Paulo. Dissertação de Mestrado USP-IPEN.

Silva, C.F. (2009) – Avaliação Dosimétrica da Resposta Espectrofotométrica da Solução Gel de Alanina para Radiação Gama, de Fótons, de Elétrons e de Nêutrons Térmicos. São Paulo. Dissertação de Mestrado USP-IPEN.

Silva, C.F.; Campos, L.L. (2011) – Optical and energy dependent response of the alanine gel solution produced at IPEN to clinical photons and electrons beams. Revista Brasileira de Física Médica. pp. 115-8.

(Página deixada propositadamente em branco)

**DETERMINAÇÃO DE RADIAÇÃO ALFA E BETA TOTAL EM  
ÁGUA PARA CONSUMO HUMANO POR MEIO DA TÉCNICA  
DE CONTADOR PROPORCIONAL DE FLUXO GASOSO**

**DETERMINATION OF TOTAL ALPHA AND BETA  
RADIATION IN WATER FOR HUMAN CONSUMPTION  
USING THE GAS-FLOW PROPORTIONAL COUNTER  
TECHNIQUE**

**J. H. A. Souza - jonas\_has@hotmail.com (Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste – CRCN/NE)**

**C. A. Silva-Filho - candrade@cnen.gov.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**E. E. G. Farias - emersonemiliano@yahoo.com.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**R. S. Cantinha - rebecanuclear@gmail.com (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**E. J. França - ejfranca@cnen.gov.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**PALAVRAS-CHAVE:** Alfa, Beta, Proporcional, Intercomparação.

**RESUMO:** Segundo a Portaria 2914/2011 do Ministério da Saúde do Brasil para a qualidade de água potável para consumo humano, estabelecem-se os limites permissíveis da radiação de até 0,5 Bq/L para alfa total e 1,0 Bq/L para beta total. Este trabalho teve como objetivo demonstrar a capacidade analítica

para a determinação de radiação alfa e beta total em água pela técnica do Contador Proporcional de Fluxo Gasoso – CPFPG do Serviço de Monitoração Ambiental (SEAMB) do Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE). Amostras de água do Programa Nacional de Intercomparação – PNI realizado pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) da Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN foram analisadas por CPFPG. A calibração foi realizada com soluções padrões de  $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$  para a radiação beta e soluções padrões de sal de urânio natural em equilíbrio secular para a radiação alfa. A preparação das amostras consistiu na acidificação com ácido nítrico (pH entre 4,5 – 5,0) e evaporação em placas de aço inox à temperatura de 103 – 105° C até secura. A determinação radiométrica foi realizada no equipamento Canberra modelo S5-XLB por 6.000 segundos. De modo a demonstrar a qualidade do procedimento analítico utilizado foi calculado o Desvio Normalizado (D), em que todos os resultados concordaram com os valores de referência da intercomparação. Assim, foi comprovado o alto nível metrológico das análises de radiação alfa e beta total em água realizadas no SEAMB/CRCN-NE.

**KEYWORDS:** Alpha, Beta, Proportional, Intercomparison

**ABSTRACT:** The Brazilian Legislation 2914/2011 of the Ministry of Health for drinking water quality establishes the permissible radiation limits of up to 0.5 Bq/L for total alpha and 1.0 Bq/L for total beta. This work aimed to demonstrate the analytical capacity for determining total alpha and beta radiation in water by using Gas-Flow Proportional Counter technique - GFPCat the Serviço de Monitoração Ambiental(SEAMB) of the Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (CRCN-NE). Water samples from the Programa Nacional de Intercomparação - PNI conducted by the

Instituto de radiação e dosimetria (IRD), CNEN were analyzed by GFPC. The calibration was performed with the standard solutions  $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$  for beta radiation, and standard solutions of natural uranium salt in secular equilibrium for alpha radiation. Sample preparation consisted of acidification with nitric acid (pH between 4.5 and 5.0) and evaporated in stainless steel plates at the temperature of 103-105 ° C until dryness. The radiometric determination was carried out in the equipment Canberra model S5-XLB during 6,000 seconds. In order to demonstrate the quality of the analytical procedure, the Normalized Deviation (D) was calculated, in which all results agreed with the reference values of the intercomparison. Therefore, the analyses of total alpha and beta radiation in water were performed at a high metrological level in the SEAMB/CRCN-NE.

## 1. INTRODUÇÃO

Com aumento do consumo de água mineral entre os anos de 2005 e 2009 (Brasil, 2016), houve a necessidade de controle de qualidade de água consumida pelos brasileiros. O Ministério da Saúde do Brasil dispõe sobre a qualidade de água potável para consumo humano em diversos aspectos de potabilidade. Um deles, a Portaria 2914/2011, estabelece os valores de referência para a radioatividade, em que é permitido até 0,5 Bq/L para alfa total e 1,0 Bq/L para beta total.

Para determinação da atividade alfa e beta total em água, um dos métodos mais utilizados nos dias atuais, por ser rápido e de baixo custo, é a evaporação da amostra em placas de aço inoxidável e posterior determinação da radiação pela técnica de Contador Proporcional de Fluxo Gasoso – CPFPG (Santos, 2003). O equipamento de CPFPG consiste em um detector gasoso de radiação com

uma câmara de gás, em que as partículas alfa e beta causam ionização deste gás com multiplicação dos elétrons resultantes. Os elétrons são coletados no ânodo do detector gerando uma diferença de potencial - ddp entre seus eletrodos (Knol, 2010). O pulso é proporcional à voltagem registrada e ao número de pares de íons formado, originando o termo contagem proporcional. As partículas alfa produzem um pulso muito maior que o das partículas beta, permitindo sua diferenciação (Clescieriet al.,1998).

Com isso, este trabalho teve como objetivo demonstrar a capacidade de determinação de radiação alfa e beta total em água pela técnica CPFG do Serviço de Monitoração Ambiental do Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste – SEAMB/CRCN-NE, Brasil.

## **2. MÉTODOS**

### **2.1. Platô e eficiência de contagem**

Em sistemas de contagens de partículas é de grande importância a garantia das condições analíticas referentes à variação na alta voltagem do detector, em que a obtenção do platô permite estabelecer a voltagem ideal para não haver mudanças no sistema durante as contagens. O platô pode ser descrito pela sua inclinação da reta expressa em função da variação percentual da razão de contagem por unidade de tensão (Knol, 2010). As partículas alfa e beta interagem com o meio gasoso que permeia a amostra e o detector. Nesta interação, parte das partículas que são emitidas pela fonte pode ser blindada ou não alcançar o detector. Nesse caso, é calculada a eficiência alfa e beta a partir da razão entre a quantidade de radiação emitida por um padrão interno com atividade conhecida e aquela que é contada pelo detector. Para averiguar a eficiência do equipamento foram utilizadas fontes de  $^{241}\text{Am}$  com atividade

de 579,82 Bq para alfa e outra composta pelos isótopos  $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$  com atividade de 2026,12 Bq para beta.

## 2.2. Amostragem

As amostras de água são fornecidas pelo IRD aos laboratórios participantes para realização das rodadas de intercomparação do PNI. Foram transferidos 250 mL de cada amostra para um béquer de 2 L, seguido pela diluição na proporção 1:8. Após a diluição, as amostras foram evaporadas até aproximadamente 10 mL. Para acidificar a amostra foram adicionados 5mL de ácido nítrico pa. com conseguinte evaporação da mistura submetida até quase secura. Esse procedimento foi realizado três vezes para evitar perda de material (Figura 1).



Figura 1. Evaporação das amostras em placa de aquecimento

Após, foram adicionados 10 mL de solução aquosa de ácido nítrico 1 M. A solução foi transferida para placas de aço inox de 20 cm<sup>2</sup> para a secagem em estufa à 103 – 105 °C de forma a garantir a deposição dos sais em camadas com espessuras de 1 a 10 mg / cm<sup>2</sup> de área da placa (Figura 2A). Posteriormente, as placas foram pesadas em balança analítica e analisadas no Contador Proporcional de Fluxo Gasoso Canberra modelo S5-XLB por 100 minutos (Figura 2B).



Figura 2. A. Placa inox para evaporação da amostra.  
B. Contador Proporcional de Fluxo Gasoso

### 3. RESULTADOS

Com os resultados obtidos nas análises realizadas foi possível calcular o Desvio Normalizado (D) para demonstrar a qualidade do procedimento analítico utilizado no SEAMB/CRCN-NE. Os valores do Desvio Normalizado representam a flutuação do resíduo em função do valor de referência dos ensaios de intercomparação. Os resultados encontrados para D estão apresentados na Figura 3. O PNI classifica os valores como bons (entre -1 e 1), aceitáveis (entre -2 e 2) e fora de controle (menor que -3 ou maior que 3).

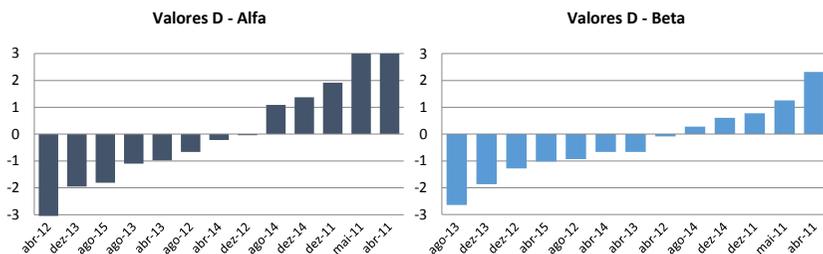


Figura 3. Desvios normalizados para os resultados das determinações por CPFG em diversas rodadas de intercomparação.

Todos valores obtidos pelas análises foram classificados como bons ou aceitáveis, com exceção das rodadas de maio/2011, abril/2011 e abril/2012 para as medições de radiação alfa e agosto/2013 e abril/2011 para radiação beta. No período entre 2014 e 2015 todos os resultados foram aceitáveis, indicando a capacidade analítica do SEAMB/CRCN-NE em produzir resultados com alto nível metrológico.

Programas de intercomparação são uma ferramenta de certificação da qualidade laboratorial, servindo para que os laboratórios participantes possam avaliar sua capacidade analítica por meio de comparações com os demais resultados do grupo. Neste trabalho foi demonstrada a capacidade analítica do SEAMB/CRCN-NE. Este laboratório vem desenvolvendo diversas técnicas analíticas utilizadas no monitoramento de elementos químicos presentes em amostras ambientais, sejam eles isótopos radioativos ou não radioativos. Os resultados encontrados comprovam o alto nível metrológico das análises de radiação alfa e beta total em água realizadas no SEAMB/CRCN-NE, confirmando ainda o aprimoramento das técnicas executadas neste laboratório, considerando o incremento nos resultados obtidos para as análises mais recentes, em comparação aos resultados dos anos anteriores.

#### **4. CONCLUSÕES**

O Serviço de Monitoração Ambiental do Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste – SEAMB/CRCN-NE mostrou alta capacidade analítica para quantificação da atividade alfa e beta total em amostras de água, sendo que a competência analítica deste laboratório vem sendo incrementada ao longo do tempo, estabelecendo mais uma unidade de prestação de serviço para a comunidade. A descrição da técnica analítica, bem como dos resultados encontra-

dos, consiste em um material de consulta para outros laboratórios, com fins de comparação para auto-avaliação.

### Agradecimentos

Agradecemos ao CRCN, ao CNPQ e à FACEPE pelo suporte financeiro para realização deste trabalho.

### Referências

- Clesceri, L. S.; Greenberg, A. E.; Eaton, A. D. (1998). Standard methods for the examination of water and wastewater. American Public Health Association. Washington, DC, USA.
- Departamento Nacional de Produção Mineral (2016). Sumário mineral. Departamento Nacional de Produção Mineral, 135 p. Disponível em <http://www.dnpm.gov.br/dnpm/sumarios/sumario-mineral-2015>.
- Knoll, G. F. (2010). Radiation detection and measurement. John Wiley & Sons, 860 p.
- Santos, C. M. (2003). A influência do padrão de calibração e da composição do resíduo de amostras de água na eficiência de contadores proporcionais para contagem alfa e beta total. Dissertação de mestrado. Aplicação no controle radiológico do IPEN-CNEN/SP. 111 p.

**OTIMIZAÇÃO DA ANÁLISE RADIOMÉTRICA DE MATRIZES  
AMBIENTAIS POR ESPECTROMETRIA GAMA  
DE ALTA RESOLUÇÃO**

**OPTIMIZATION FOR THE RADIOMETRIC ANALYSIS OF  
ENVIRONMENTAL MATRICES BY HIGH RESOLUTION  
GAMMA SPECTROMETRY**

**T. M. R. Bastos** – thiagomrbastos@gmail.com (Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste - Brasil, Serviço de Análises Ambientais)

**J. D. S. Paiva** – daniel.paiva@pesqueira.ifpe.edu.br (Instituto Federal de Pernambuco - Brasil, Departamento de Pesquisa e Inovação)

**R. S. Cantinha** – rcantinha@gmail.com (Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste - Brasil, Serviço de Análises Ambientais)

**E. J. De França** – ejfranca@cnen.gov.br (Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste - Brasil, Serviço de Análises Ambientais)

PALAVRAS-CHAVE: EGAR, Marinelli, MDA, radionuclídeos, matrizes ambientais

RESUMO: A Espectrometria Gama de Alta Resolução (EGAR) é bastante utilizada na identificação e quantificação de radionuclídeos de diversas matrizes ambientais. No entanto, a determinação desses radionuclídeos em baixas concentrações de atividade nem sempre é possível. Este trabalho tem por objetivo propor uma geometria de análise que possibilite a otimização da determinação de radionuclídeos de baixa atividade. Para isso, foi analisado um padrão interno de

vegetação do Programa Nacional de Intercomparação - PNI, organizado pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Brasil, por EGAR utilizando-se da geometria Marinelli modificada. A amostra, após o equilíbrio secular, foi analisada no espectrômetro gama da Canberra, modelo 3018, com resolução de 1.9 keV no fotopico de 1.33 MeV do  $^{60}\text{Co}$ . Os resultados de concentração de atividade obtidos concordaram grandemente com os valores de referência para todos os radionuclídeos analisados. Os valores das atividades mínimas detectáveis para a quantificação de  $^{40}\text{K}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{214}\text{Pb}$  e  $^{214}\text{Bi}$  nessa condição analítica foram cerca de 22 vezes inferiores aos obtidos utilizando-se da geometria tradicional.

**KEYWORDS:** EGAR, Marinelli, MDA, radionuclides, environmental matrices.

**ABSTRACT:** High Resolution Gamma-Ray Spectrometry (HRGS) has been widely used for identifying and quantifying radionuclides in various environmental matrices. However, the determination of these radionuclides activity at low activity concentrations is not always possible. This work proposed geometry of analysis that enables the optimization of the low activity radionuclide determination. For this, an internal vegetation standard provided by the National Intercomparison Program – PNI from the Institute of Radiation Protection and Dosimetry, Brazil, was analyzed by HRGS using a modified Marinelli beaker. The sample radioactivity, after the secular equilibrium, was measured by means of a HPGe detector from Canberra, model 3018, with a resolution of 1.9 keV in photopeak 1.33 MeV from  $^{60}\text{Co}$ . The obtained activity concentration results agreed quite well with the reference

values for all radionuclides analyzed. The minimum detectable activity values for quantifying  $^{40}\text{K}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{214}\text{Pb}$  and  $^{214}\text{Bi}$  in this analytical condition were about 22 times lower than those obtained using the traditional geometry.

## 1. INTRODUÇÃO

A espectrometria de raios gama de alta resolução (EGAR) é uma técnica analítica nuclear utilizada na identificação e quantificação de radionuclídeos naturais ou artificiais de diversas matrizes ambientais, por meio de um detector de radiação acoplado a um sistema eletrônico de aquisição de dados. A técnica consiste na análise de um espectro de emissão específico de radiação gama, permitindo a identificação da natureza e a determinação da atividade dos radionuclídeos presentes na amostra, sem a necessidade de tratamento químico (Paiva et al, 2015).

A determinação de radionuclídeos quando em baixas concentrações por meio da técnica de EGAR nem sempre é possível, pois diversos parâmetros como massa, geometria, eficiência de detecção e homogeneidade influenciam diretamente os resultados analíticos e aumentam as atividades mínimas detectáveis. Variações de alguns milímetros nesses parâmetros fundamentais podem produzir oscilações de aproximadamente 15% nas eficiências de pico gama (Ferreira, 2012).

Diante do exposto, este trabalho tem por objetivo propor uma geometria que possibilite a otimização da determinação de radionuclídeos de baixa atividade, sem que haja impactos na vegetação pela retirada de grande quantidade de amostras. A geometria proposta consiste na redução das dimensões de um recipiente do tipo Marinelli (geometria Marinelli modificada).

## 2. MÉTODOS

### 2.1. Preparação da amostra para análise

A amostra utilizada para o desenvolvimento do trabalho foi o padrão interno de vegetação do Programa Nacional de Intercomparação – PNI, organizado pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria da Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN, Brasil. Esse material possui concentrações de atividades certificadas para os radionuclídeos  $^{40}\text{K}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  e  $^{137}\text{Cs}$ . Porção-teste de 170 g foi acondicionada em recipiente do tipo Marinelli, modificado por um cilindro de polietileno (Figura 1). As medidas do recipiente foram de 10,5 cm de diâmetro externo, 8,8 cm de diâmetro interno e 7,9 cm de altura, resultando em um volume de 76,3 cm<sup>3</sup>.



Figura 1. Adaptação de estrutura de recipiente Marinelli.

### 2.2. Determinação de radionuclídeos por egar

Depois de acondicionada e selada em recipiente do tipo Marinelli modificado, a amostra foi reservada para se estabelecer o equilíbrio secular por um período superior a 21 dias. A quantificação dos radionuclídeos foi realizada em espectrômetro de raios gama de alta resolução com detector de germânio hiper-puro (HPGe) da Canberra, modelo 3018, com resolução de 1,9 keV no fotopico de 1,33 MeV do  $^{60}\text{Co}$  (Canberra, 2009). Este detector teve seu cristal de germânio caracterizado pelo fabricante, o que permitiu a geração da curva de eficiência

por método de Monte Carlo (Ródenas, 2003). O tempo de contagem utilizado para análise das folhas foi 200.000 segundos e 1.000.000 segundos para o branco analítico. O tempo de contagem do branco analítico foi superior ao das amostras para melhorar as incertezas do branco nos cálculos de concentração de atividade dos radionuclídeos. A curva de eficiência gerada pelo método de Monte Carlo foi construída a partir do programa de computador ISOCALS, a partir da simulação da geometria de detecção no software Geometry Composer. Após as análises, foram calculadas as concentrações de atividade dos nuclídeos por meio do programa Genie (Canberra, 2009).

A avaliação da qualidade do procedimento de análise de folhas foi realizada a partir da análise por 5 vezes consecutivas de radionuclídeos do próprio padrão interno do PNI. O Número  $E_n$ , diferença entre os valores obtidos e os valores certificados dividido pela raiz quadrada da soma das incertezas expandidas em nível de confiança a 95% ao quadrado, foi empregado para averiguar a concordância dos valores obtidos e de referência conforme a ISO 13528 (2005) (International Organization For Standardization, 2005) em que valores entre -1 e 1 são indicativos de controle de qualidade do procedimento analítico em nível de 95% de confiança.

A atividade mínima detectável (MDA) para um espectrômetro gama representa a sua capacidade de detectar um fóton gama na presença de interferentes, tais como radiação de fundo, espalhamento e ruídos do sistema de medidas. O cálculo da atividade mínima detectável foi realizado por meio do programa Genie (Canberra, 2009).

### **3. RESULTADOS E DISCUSSÃO**

A Tabela 1 mostra os resultados das concentrações de atividades dos nuclídeos  $^{40}\text{K}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  e  $^{137}\text{Cs}$ , as respectivas incertezas

analíticas expandidas em nível de 95% de confiança e os valores do Número  $E_n$ , que estiveram na faixa entre -1 e 1.

Tabela 1. Resultados de concentrações de atividade obtidas e de referência com suas respectivas incertezas analíticas expandidas em nível de 95% de confiança e número En para o padrão interno de vegetação do PNI/IRD/CNEN.

Nuclídeo	Valor de referência (Bq kg <sup>-1</sup> )			Valor obtido (Bq kg <sup>-1</sup> )			Número $E_n$
		±			±		
<sup>40</sup> K	1132	±	196	1100	±	44	0,2
<sup>60</sup> Co	52,2	±	9,00	50,0	±	1,9	-0,3
<sup>65</sup> Zn	49,8	±	8,60	50	±	5,0	-0,2
<sup>134</sup> Cs	52,6	±	9,10	50	±	3,0	-0,6
<sup>137</sup> Cs	48,3	±	8,40	50	±	3,0	0,5

A nova geometria utilizada na análise de radionuclídeos vegetação por EGAR se mostrou eficiente na redução das atividades mínimas detectáveis. A Tabela 2 compara os valores das atividades mínimas detectáveis obtidos para os radionuclídeos <sup>40</sup>K, <sup>60</sup>Co, <sup>134</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs, <sup>214</sup>Pb e <sup>214</sup>Bi em vegetação analisadas por EGAR nas geometria Marinelli adaptada (este trabalho) e a geometria tradicional (placa de petri em poliestireno tipo cilíndrica 1,5 cm de altura; 8 cm de diâmetro; massa máxima de 7 g), utilizado pelo Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil.

Tabela 2. Comparação de atividades mínimas detectáveis para radionuclídeos em folhas analisadas por EGAR.

Nuclídeo	Atividade mínima detectável (Bq/kg)	
	Geometria Marinelli adaptada (este trabalho)	Geometria normalmente empregada
<sup>40</sup> K	4,5	111
<sup>60</sup> Co	0,7	12
<sup>134</sup> Cs	0,7	13
<sup>137</sup> Cs	0,6	12

Nuclídeo	Atividade mínima detectável (Bq/kg)	
	Geometria Marinelli adaptada (este trabalho)	Geometria normalmente empregada
$^{214}\text{Pb}$	1,1	39
$^{214}\text{Bi}$	0,8	21

As atividades mínimas detectável para a geometria empregada neste trabalho foram 22 vezes inferiores à geometria tradicional utilizada para análise de amostras de vegetação no CRCN-NE.

#### 4. Conclusões

- A geometria Marinelli adaptada se apresenta como uma boa alternativa para determinação de baixas concentrações de atividade em amostras de matrizes ambientais.
- Pesquisas que envolvem análises radiométricas de amostras com pouca massa podem ser viabilizadas com a utilização da geometria Marinelli adaptada.
- É possível obter melhoria na atividade mínima detectável a partir da combinação dos parâmetros geométrica e massa da amostra.

#### Agradecimentos

Os autores agradecem ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) e à Fundação de Amparo à Ciência e Tecnologia de Pernambuco (FACEPE).

#### Referências

- Canberra (2009). Genie 2000 2.3. Customization tools manual. Meriden: Canberra
- Ferreira, M. (2012). Study of the Efficiency of a HPGe detector semi-empirical and experimental methods, Post - Graduate Program in Science and Technology Radiation, Minerals and Materials.

- ISO. (2005). Statistical methods for use in proficiency testing by interlaboratory comparisons. International organization for standardization. Geneva: ISO, 66p
- Paiva, J. D. S., Sousa, E. E., de Farias, E. E., do Carmo, A. M., Silva Filho, C. A., & De França, E. J. (2015). Applied tools for determining low-activity radionuclides in large environmental samples. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 306(3), 631-636.
- Rodenas, J., Pascual, A., Zarza, I., Serradell, V., Ortiz, J., & Ballesteros, L. (2003). Analysis of the influence of germanium dead layer on detector calibration simulation for environmental radioactive samples using the Monte Carlo method. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 496(2), 390-399.

**AVALIAÇÃO DE DOSÍMETROS OSL NA DETERMINAÇÃO  
DE CURVAS DE ISODOSE DE UMA SIMULAÇÃO DE  
PLANEJAMENTO DE TRATAMENTO DE VÉRTEBRA COM  
PROTEÇÃO DA MEDULA ESPINHAL UTILIZANDO VMAT**

**EVALUATION OF OSL DOSIMETERS IN DETERMINING  
ISODOSE CURVES OF A VERTEBRA TREATMENT  
PLANNING SIMULATION WITH SPINAL CORD PROTECTION  
USING VMAT**

**A. BRAVIM – ambravim@hotmail.com (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Gerência de Metrologia das Radiações)**

**R. K. SAKURABA – rksakuraba@yahoo.com.br (Hospital Israelita Albert Einstein, Dep. de Radioterapia)**

**L. L. CAMPOS – lcrodri@ipen.br (Inst. de Pesquisas Energ. e Nucleares, Gerência de Metrologia das Radiações)**

**PALAVRAS-CHAVE:** VMAT, curvas de isodose, luminescência opticamente estimulada, fluoreto de lítio, dosimetria.

**RESUMO:** O objetivo deste trabalho foi avaliar a aplicabilidade de dosímetros e microdosímetros OSL de LiF:Mg,Ti (TLD-100) na determinação das curvas de isodose em planejamentos utilizando a técnica de VMAT. Foi simulado um planejamento de tratamento de vértebra com proteção da medula espinhal em que a dose média absorvida obtida através dos dosímetros OSL apresentou uma variação máxima de 3,85% em relação

aos valores calculados pelo sistema de planejamento Eclipse 11.0. A variação entre o intervalo de dose obtido com o emprego dos dosímetros OSL e fornecido pelo Eclipse 11.0 está de acordo com os limites aceitáveis para a área da radioterapia. Observou-se que, por serem de menor tamanho, os microdosímetros de LiF:Mg,Ti apresentam uma menor probabilidade de estarem posicionados em mais de uma curva de isodose ao mesmo tempo no planejamento. Sendo assim, apresentaram os melhores resultados.

**KEYWORDS:** VMAT, isodose curves, optically stimulated luminescence, lithium fluoride, dosimetry.

**ABSTRACT:** The objective of this study was to evaluate the applicability of OSL dosimeters and microdosimeters of LiF: Mg, Ti (TLD-100) in determining isodose curves in radiotherapy planning using the VMAT technique. A vertebra treatment plan with spinal cord protection was simulated; the mean absorbed dose obtained through the OSL dosimeters presented a maximum variation of 3.85% in relation to the values calculated by the Eclipse 11.0 planning system. The variation between the dose range obtained using the OSL dosimeters and provided by Eclipse 11.0 agrees with acceptable limits for the radiotherapy area. It was observed that because of their smaller size, LiF: Mg, Ti microdosimeters are less likely to be positioned in more than one isodose curve at the same time in the planning. Therefore, they presented the best results.

## **1. INTRODUÇÃO**

Uma nova técnica de IMRT que utiliza o movimento do gantry juntamente com a modulação da intensidade do feixe foi

lançada em 2008 e denominada como VMAT. Ao longo da irradiação em arco, a forma do campo é definida pelo movimento das lâminas e a intensidade modulada é obtida pelos múltiplos arcos rotacionais. Como principal vantagem da técnica VMAT, tem-se a obtenção de uma uniformidade na conformação das doses mais elevadas à área-alvo, através do uso de diversos arcos (Chin, 2008). Os campos de irradiação devem abranger de forma adequada todos os volumes do planejamento acrescidos de uma margem adequada que considere as características físicas do feixe de tratamento (Marques, 2010). Os sistemas de planejamento 3D têm um papel importante no processo de verificação de tratamentos de radioterapia. As radiografias reconstruídas digitalmente, a partir das imagens sequenciais da tomografia computadorizada, representam uma imagem de simulação virtual que pode ser utilizada para a localização de campos e comparada com os campos de tratamento para verificação da sua localização e geometria. A fim de representar a variação (volumétrica ou planar) da dose absorvida, as distribuições são representadas por meio de curvas de isodose. Essas curvas de isodose representam um conjunto de pontos em um plano em um determinado meio que tem o mesmo valor de dose absorvida para um feixe de tratamento específico e é uma poderosa ferramenta de trabalho na área de Radioterapia. As curvas são normalmente desenhadas em intervalos regulares de dose absorvida e expressadas como percentagem de dose de um ponto de referência. O objetivo deste trabalho foi avaliar a aplicabilidade de dosímetros e microdosímetros OSL de LiF:Mg,Ti (TLD-100) na determinação das curvas de isodose em uma simulação de um planejamento de vértebra com proteção da medula espinhal utilizando a técnica de VMAT.

## 2. MÉTODOS

Materiais dosimétricos: 45 dosímetros de LiF:Mg,Ti, (TLD-100) de 3,15 mm de lado, 0,9 mm de espessura (TLD-100); 45 microdosímetros de LiF:Mg,Ti, de 1,0 mm de lado, 1,0 mm de espessura fabricados pela Thermo Scientific.

Sistemas de Irradiação: Fonte panorâmica de radiação gama de  $^{60}\text{Co}$  do Centro de Tecnologia das Radiações (CTR/IPEN) com atividade de 12,21 TBq em abril de 2012; Acelerador linear de partículas Trubeam STx marca varian acoplado com colimador multileaf de 120 lâminas de 2,25 mm de largura com energia de 6 MV do Hospital Israelita Albert Einstein (HIAE).

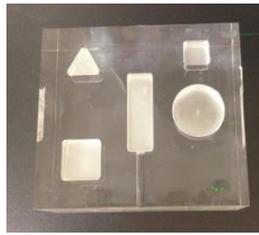
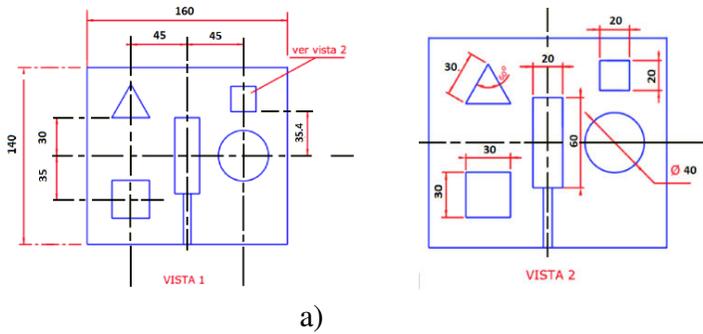
Objetos Simuladores: Placas de PMMA de dimensão 30x30 cm<sup>2</sup> e de 3 mm de espessura e comprimentos e larguras variados; Objeto simulador de PMMA com 5 geometrias distintas inseridas.

Sistema de leitura: Leitora TL/OSL Risø, modelo TL/OSL-DA-20 com uso de LED azul, modo de intensidade de iluminação constante (“Continuous wave – CW”) com pico de emissão de 470 nm e filtro Hoya U-340.

Sistema de planejamento de tratamento: Eclipse 11.0 do HIAE.

Metodologia: Para o selecionamento dos dosímetros em lotes, estes foram posicionados entre placas de PMMA de 3 mm de espessura e irradiados com uma dose padrão de 2 mGy na fonte de  $^{60}\text{Co}$  no ar e em condições de equilíbrio eletrônico. Os dosímetros foram divididos em lotes de acordo com seus valores de sensibilidade e com repetibilidade de  $\pm 5\%$  em relação à média. Os dosímetros foram divididos em 5 grupos de 8 dosímetros cada e 1 grupo de 5 dosímetros foi mantido para avaliação da radiação de fundo. A curva

de dose-resposta foi obtida utilizando a fonte de  $^{60}\text{Co}$  no intervalo de dose de 0,10 a 14 Gy e o feixe de fótons de 6MV. As irradiações foram feitas utilizando placas de PMMA com a dose absorvida corrigida para profundidade de máxima dose através do sistema de planejamento do equipamento. Para determinar as curvas de isodose de uma simulação de um planejamento de um tratamento de câncer pela técnica de VMAT, foi desenvolvido um objeto simulador com cavidades distintas. O objeto simulador foi produzido em PMMA com dimensões:  $16 \times 14 \times 14 \text{ cm}^3$ , Figuras 1 a e b.



b)

Figura 1. a) Projeto do objeto simulador demonstrando as dimensões das cavidades e das peças que são inseridas nelas; b) objeto simulador de PMMA com cinco cavidades inseridas.

A simulação de um planejamento de tratamento de vértebra com proteção da medula espinhal foi realizada com dose de 3 Gy

no acelerador linear Trubeam STx (6MV) com uma taxa de dose de 1400 MU/min utilizando o sistema de planejamento Eclipse 11.0. O planejamento foi transferido ao objeto simulador e com isso foi possível associar as cavidades com o tumor a ser tratado e os possíveis órgãos de risco da simulação do planejamento do tratamento em questão. As curvas de isodose foram avaliadas utilizando dosímetros OSL e os resultados comparados com as curvas fornecidas pelo sistema de planejamento. Para assegurar a confiabilidade do planejamento e garantir que não houvesse movimentação dos dosímetros durante e entre as irradiações foram feitos um molde de material termoplástico com densidade igual a  $1,15 \text{ g/cm}^3$  e posicionados nas cavidades (Figura 2). Os dosímetros foram irradiados um a um devido ao posicionamento dos mesmos no molde. As posições de cada dosímetro foram anotadas e armazenadas sempre na mesma sequência nas placas com cavidades enumeradas. Esse processo foi repetido 16 vezes para melhorar a estatística da pesquisa. Para o planejamento, o isocentro foi localizado a uma profundidade de 9 cm do objeto simulador de PMMA. Todas as leituras OSL foram realizadas utilizando a leitora TL/OSL RISO com uso de LED azul, o modo de intensidade de iluminação constante (“Continuous wave – CW”) com pico de emissão de 470 nm e o filtro Hoya U-340.

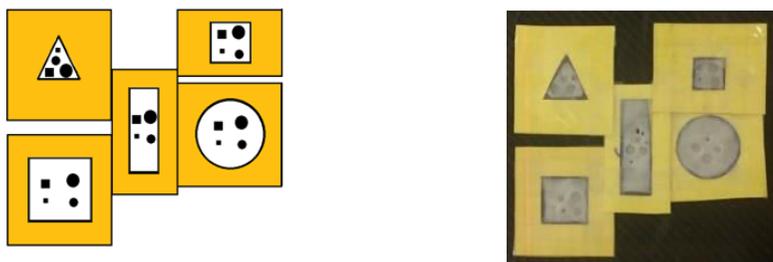


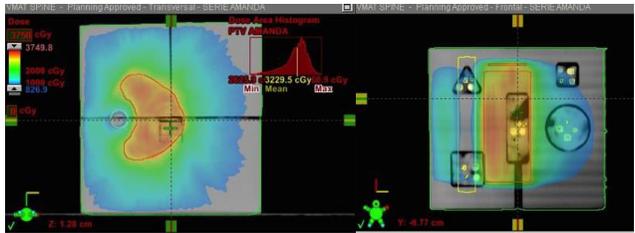
Figura 2. Confeção do molde – peça de material termoplástico + papel cartão – para posicionamento dos dosímetros durante as irradiações.

### 3. RESULTADOS

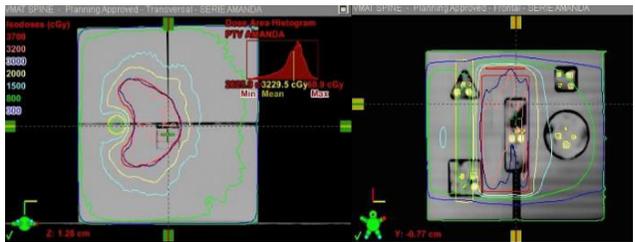
Todos os dosímetros foram selecionados de acordo com a sua repetibilidade e sensibilidade ao  $^{60}\text{Co}$ . As sensibilidades individuais ao  $^{60}\text{Co}$  dos dosímetros selecionados variaram no máximo em  $\pm 5\%$  em relação à sensibilidade média do lote. As curvas de resposta em função da dose apresentaram comportamento linear no intervalo de dose de 0,10 a 10 Gy. Após 10 Gy é possível notar uma tendência de saturação da resposta OSL.

Os valores de sensibilidade obtidos para cada tipo de dosímetro foram:  $2,7 \times 10^3$  u.a./Gy e  $2,6 \times 10^3$  u.a./Gy para o LiF:Mg,Ti e as fontes de  $^{60}\text{Co}$  e feixe de fótons de 6MV respectivamente;  $9,8 \times 10^1$  u.a./Gy e  $9,9 \times 10^1$  u.a./Gy para o microLiF:Mg,Ti e as fontes de  $^{60}\text{Co}$  e feixe de fótons de 6MV respectivamente.

No planejamento, a cavidade 1 (retângulo) simulou o tumor, a cavidade 2 (círculo) o rim, a cavidade 3 (quadrado menor) o esôfago, a cavidade 4 (triângulo) e a cavidade 5 (quadrado maior) a medula. As curvas de isodose do planejamento e o posicionamento dos dosímetros no objeto simulador podem ser observados na Figura 3. Nas Figuras 4 a e b são apresentados os histogramas da variação da dose absorvida obtida utilizando os dosímetros LiF:Mg,Ti e microLiF:Mg,Ti e a técnica OSL na simulação do planejamento de tratamento de vértebra com proteção da medula espinhal.

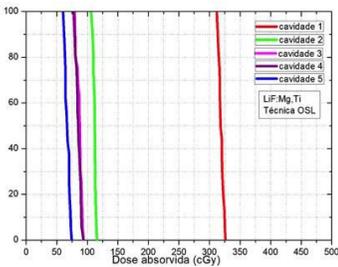


a)

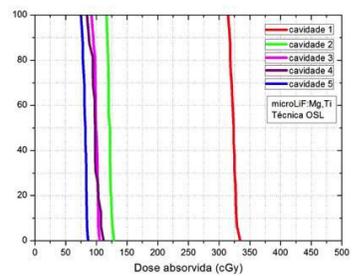


b)

Figura 3. a) Imagens do planejamento de tratamento de vértebra com proteção de medula espinhal simulado no objeto simulador de PMMA com 5 cavidades; b) Curvas de isodose calculadas pelo sistema de planejamento Eclipse 11.0 para o planejamento de vértebra com proteção da medula espinhal.



a)



b)

Figura 4. Histograma das variações das doses absorvidas nas 5 cavidades para os dosímetros de a) LiF:Mg,Ti e b) microLiF:Mg,Ti para a técnica OSL.

Na Tabela 1 podem ser observados os valores da dose absorvida mínima, máxima e média obtidas utilizando os dosímetros LiF:Mg,Ti e microLiF:Mg,Ti e a técnica OSL.

Tabela 1. Distribuição de dose obtida através do dosímetro e microdosímetro de LiF:Mg,Ti e fornecida pelo sistema de planejamento Eclipse 11.0.

Cavidade	Dose (Gy)	Órgão	LiF:Mg,Ti	Eclipse 11.0	microLiF:Mg,Ti	Eclipse 11.0
Retângulo (1)	Dose min.	Tumor	3,12	3,12	3,14	3,18
	Dose max.		3,26	3,26	3,34	3,30
	Dose média		3,19±0,04	3,18±0,02	3,22±0,05	3,24±0,03
Círculo (2)	Dose min.	Rim	1,06	1,08	1,16	1,19
	Dose max.		1,16	1,15	1,28	1,25
	Dose média		1,12±0,02	1,13±0,02	1,21±0,03	1,22±0,01
Quadrado menor(3)	Dose min.	Esôfago	0,79	0,81	0,92	0,95
	Dose max.		0,94	0,93	1,06	1,03
	Dose média		0,87±0,04	0,87±0,03	1,00±0,03	0,99±0,02
Triângulo (4)	Dose min.	Medula	0,78	0,79	0,85	0,88
	Dose max.		0,94	0,93	1,12	1,08
	Dose média		0,86±0,04	0,86±0,03	0,94±0,07	0,95±0,04
Quadrado maior (5)	Dose min.	Medula	0,60	0,61	0,75	0,78
	Dose max.		0,74	0,76	0,87	0,84
	Dose média		0,68±0,04	0,66±0,02	0,83±0,03	0,81±0,01

Em relação à dose absorvida média, obtida através dos dosímetros OSL, a maioria dos valores calculados está no intervalo de variação de dose absorvida fornecida pelo sistema de planejamento Eclipse 11.0 e apresentaram uma variação máxima de 3,85%.

#### 4. CONCLUSÕES

Considerando os resultados apresentados e que a avaliação da distribuição de dose é de extrema importância para o controle de qualidade dos equipamentos de VMAT e também dos planejamentos de tratamentos de pacientes, a técnica OSL se mostrou confiável para aplicação na dosimetria em VMAT. Os microdosímetros de LiF:Mg,Ti apresentaram os melhores resultados em relação ao LiF:Mg,Ti, que apesar de menor sensibilidade, esses dosímetros apresentam uma menor probabilidade de estarem posicionados em mais de uma curva de isodose ao mesmo tempo no planejamento devido à sua pequena dimensão.

## Agradecimentos

Os autores agradecem à CNEN, CNPq e FAPESP Projeto no. 2010/16437-0 pelo apoio financeiro e à equipe do Departamento de Radioterapia do Hospital Israelita Albert Einstein e Centro de Tecnologia das Radiações (CTR) do IPEN pelas irradiações.

## Referências

Chin, L., Regine, W. (2008) - Principles and Practice of Stereotactic Radiosurgery, Springer, New York.

Marques, S.S. (2010) - Estudo dosimétrico prévio de irradiação da próstata com arco conformacional dinâmico. Dissertação (Mestrado) - Faculdade de Ciências e Tecnologia da Universidade Nova de Lisboa, Lisboa.

**PLASTIC SCINTILLATOR DETECTORS FOR REAL-TIME  
PATIENT DOSE CONTROL**

**DETETORES DE PLÁSTICO CINTILANTE PARA CONTROLO  
DA DOSE DO PACIENTE EM TEMPO REAL**

**J. ANTUNES – joaob@lip.pt (Universidade de Lisboa, Faculdade de Ciências,  
Departamento de Física, Laboratório de Instrumentação e Física Experimental  
de Partículas)**

**J. MACHADO – joana.canejo.machado@gmail.com (Universidade de Lisboa, Fa-  
culdade de Ciências, Departamento de Física, Laboratório de Instrumentação  
e Física Experimental de Partículas)**

**L. PERALTA – luis@lip.pt (Universidade de Lisboa, Faculdade de Ciências, De-  
partamento de Física, Laboratório de Instrumentação e Física Experimental  
de Partículas)**

**KEYWORDS:** scintillator; dosimetry; tomosynthesis; photodetector.

**ABSTRACT:** Plastic scintillators detectors (PSDs) have been studied as dosimeters, since they provide a cost-effective alternative to conventional ionization chambers. On the other hand, several articles have reported undesired response dependencies on beam energy and temperature, which enhances the necessity to determine appropriate correction factors. In this study, we exploit the energy and temperature dependencies of BC-404 and BCF-60 scintillators from Saint-Gobain. Measurement and analysis of energy dependency were performed on a Siemens Mammomat tomograph for two different peak kilovoltages: 26

kV and 35 kV. Both PSD displayed good linearity for each energy considered and almost no energy dependence. Measurements were made at 50 kVp to study the temperature dependence of the scintillators response. In the 0 to 40 °C range a temperature coefficient less than 0.6% °C<sup>-1</sup> was measured.

**PALAVRAS-CHAVE:** cintilador; dosimetria; tomossíntese; fotodetector.

**RESUMO:** Os detetores cintiladores de plástico (PSDs) têm sido estudados como dosímetros, uma vez que proporcionam uma alternativa de baixo custo às câmaras de ionização. Por outro lado, vários artigos têm mencionado dependências indesejadas em energia e temperatura, o que reforça a necessidade de determinar fatores de correção apropriados. Neste estudo, foram exploradas as dependências em energia e temperatura dos cintiladores BC-404 E BCF-60 da Saint-Gobain. Foram realizadas medições e análises da dependência em energia no Tomógrafo Mammomat da Siemens para dois potenciais de pico: 26 kV e 35 kV. Ambos os cintiladores apresentaram uma boa linearidade para cada potencial considerado e baixa dependência da sensibilidade em energia. Foram obtidas medidas do sinal dos cintiladores em função da temperatura sendo a irradiação feita por um tubo de raios-X de 50 kVp. No intervalo de temperatura entre 0 e 40 °C foi obtido um coeficiente de temperatura menor que 0.6% °C<sup>-1</sup>.

## **1. INTRODUCTION**

Despite not being the most lethal cancer type, breast cancer is highly incident among female population worldwide. Particularly, in Portugal 4500 new cases are currently being diagnosed each year,

in a universe of about 5 million women. Breast cancer diagnose techniques, such as mammography and tomosynthesis, make use of X-ray beams with kilovoltage peaks ranging from 26 kV to 35 kV to obtain digital images of the organ.

Tomosynthesis constitutes a diagnose method that enables breast reconstruction from different radiographic projections. This technique uses ionizing radiation and so it is necessary to monitor the dose delivered to the patient avoiding over-exposure (Dobbins et al 2003).

In recent years there has been increasing interest in the use of plastic scintillation detectors (PSD) due to its favorable characteristics compared with other systems (Lambert et al. 2006). In spite of this, there are no commercial systems in use for radiology application. Plastic scintillator-based dosimeters exhibit a linear relation between deposited dose and produced signal, have good sensitivity and dose rate independence, possibility of direct readout and can be made quite small (Beddar et al. 2004, Beierholm et al. 2008). It has been shown that some plastic scintillators have small temperature dependence (Nowotny et al. 2009, Whelehan 2010 , Buranurak et al. 2013).

Diagnostic radiology typically uses X-rays beams between 25 and 150 kVp (Lessard et al. 2012). Studies of scintillator properties in this range have been done in recent years (Peralta et al. 2014, Lambert et al. 2006). These works have shown that PSDs are good candidates for real-time dosimetry in limited energy ranges. Based on this concept a PSD with a photomultiplier (PMT) readout was developed for radiology application. In particularly this device was tested on a beam delivered by a Tomosynthesis machine. The PSD consists of a blue-emitting, plastic scintillator coupled to a clear PMMA optical fiber read by a photomultiplier (Hamamatsu R647P). The signal produced by the photomultiplier feeds a charge amplifier.

The aim of this study is to validate the device for tomosynthesis applications (26-35 kVp) using two plastic scintillators, BC404 and BCF-60. Previous prototype tests were conducted in the laboratory using 50 kVp X-ray beam followed by clinical validation on Mammomat Inspiration Tomograph from Siemens.

## **2. METHODS**

### **2.1. Dosimeter**

Two dosimeters were built and evaluated, one using BC-404 scintillator and the other using BCF-60 scintillator. The choice to use these scintillators was based on previous studies made on the scintillators performances (Peralta et al. 2014). The signal is transmitted through a clear PMMA optical fiber, 2 mm in diameter (ESKA SK-80 from Mitsubishi), to a PMT (Hamamatsu R647P). The optical fiber was placed inside a black plastic jacket for isolation from room light. The PMT signal is amplified by charge amplifier read by a digital voltmeter. The charge amplifier was developed by our group and is based on the LCM6001 ultra-low input current integrated amplifier.

Dose measurements were made in a slab PMMA phantom  $10.2 \times 10.8 \text{ cm}^2$  on the side and 1.5 cm thick each slab. The phantom is assembled for the measurements with 3 slabs in a total thickness of 4.5 cm. Special slabs with holes for holding the PSD or an ionization chamber were foreseen. For absolute dose measurements, a Farmer ionization chamber (PTW TM30013) read by a PTW UNIDOS E electrometer was used.

### **2.2. Temperature dependence**

Ideally, the response from the dosimeter should be constant for a sufficiently wide range of temperatures. However, several

studies suggest that dosimeters present temperature dependency (Buranurak et al. 2013, Wootton et al. 2013). In order to correct the dosimeter reading value, it becomes important to study the scintillator's temperature dependence.

For the selected scintillators the study of the signal temperature dependence was made. The PSD was placed inside a beaker filled with distilled water. The setup was irradiated with a 50 kVp X-ray beam delivered by a clinical tube. The beaker was gradually heated from 0 to 40 °C with the help of a heating pad. Temperature readings were performed using a probe connected to a digital voltmeter (Tenma 72-7730). The PSD was coupled to the PMT readout by the UNIDOS E electrometer. The beam stability was controlled using a X-ray monitor based on the S8193 Hamamatsu photodiode.

### **2.3. Clinical tests**

Tomosynthesis is a technique that improves upon conventional mammography allowing a set of reconstructed planes acquired during a single motion of the X-ray tube (Dobbins et al 2003). Clinical tests were conducted at Hospital da Luz in Lisbon with a Mammomat Inspiration Tomograph from Siemens. The Mammomat Inspiration Tomograph X-ray tube has molybdenum and tungsten targets and molybdenum and rhodium filters (Whelehan 2010). Acquisitions were made at 26 and 35 kVp using the molybdenum anode and rhodium filter for a charge of 56 mAs.

The slab phantom was placed on the selenium detector with the compression plate on top of the phantom. The slabs holding PSD or ionization chamber could be moved to three different positions allowing three different dose measurements.

### 3. RESULTS

#### 3.1. Temperature dependence

There is a clear dependence on temperature of BCF-60 and BC-404 scintillator. Figure 1 shows the signal variation in the two scintillators as a function of temperature. In each case a linear fit was performed to the data in measured range. For the BC-404 scintillator a temperature coefficient (Buranurak et al. 2013) of  $(-0.36 \pm 0.01)\% \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$  was obtained while for the BCF-60 a slightly higher  $(0.6\% \pm 0.1)\% \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$  was seen. A recent study by Buranurak et al. 2013, shows a variation of approximately  $0.58\% \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$  increase in the signal read by the BCF-60 scintillator compatible with our results.

A study by Wootton & Beddar 2013, obtained a slightly lower variation of  $0.50\%$  for the same scintillator still compatible within experimental uncertainties. All three studies were made using  $50 \text{ kVp}$  X-ray beams. On what concerns to BC-404 scintillator there is no other study that we can compare with.

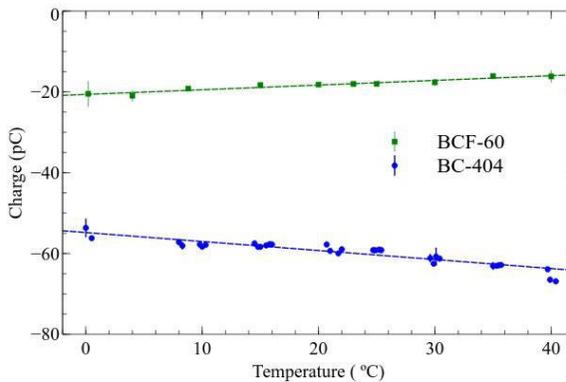


Figure 1. Signal from PSDs measured by electrometer as a function of temperature for BCF-60 and BC-404 scintillators. The straight lines are linear fits to data points.

### 3.2. Clinical tests

The results obtained in the clinical tests are presented in Figure 2 (BCF-60) (BC-404) for the PSD signal as a function of dose measured by the ionization chamber, and for two X-ray tube voltages. Experimental uncertainties are lower than 2% both for PSD signal and ionization chamber. For each set of values, a linear fit was performed to the data and the slope (sensitivity) extracted. Results are presented in table 1.

For the BC-404 scintillator the straight line slopes for 26 and 35 kV are identical within the experimental uncertainties. We thus conclude that the energy dependence of the PSD is small in the measurement range. Comparing the slopes for both scintillators we conclude that BC-404 has a better performance.

Table 1. Straight line slope from linear fit to PSDs signal as a function of dose inside a PMMA phantom when irradiated at Mammomat Inspiration Tomograph.

BC-404: Slope (V/mGy)		BCF-60: Slope (V/mGy)	
26 kV	35 kV	26 kV	35 kV
0.81+0.01	0.82+0.02	0.281+0.005	0.267+0.006

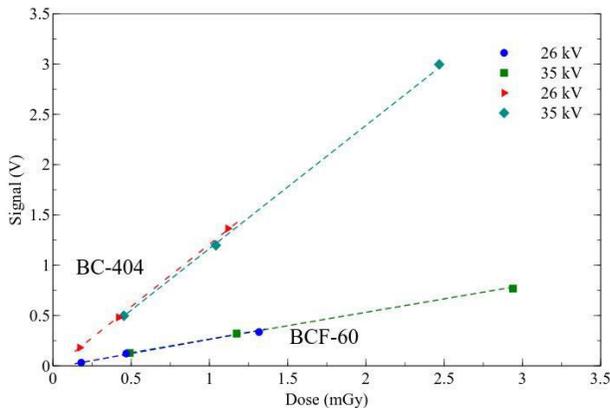


Figure 2. Signal from PSDs as a function of dose measured by an ionization chamber in a PMMA phantom irradiated at the Mammomat Inspiration Tomograph. Results are presented for BCF-60 and BC-404 scintillators and two X-ray tube peak voltages.

## 4. CONCLUSION

A dosimetry system based on plastic scintillator has been successfully tested for 26 and 35 kVp in tomography system. The PSD energy dependence of the sensitivity is small in the measured range making it suitable for dose measurements in this radiological application. PSDs provide a low cost alternative for dose monitoring, and may be manufactured in a wide variety of shapes and dimensions.

### Acknowledgements

This work was funded by Project PTDC/BBB-IMG/3310/2012 and project "QREN RAD4LIFE" CENTRO-07-ST24-FEDER-002007. We are thankful to Hospital da Luz in Lisbon for the opportunity of performing the clinical tests and to the LIP workshop in Coimbra for the manufacture of the phantom. We also acknowledge the assistance of Prof. Nuno Matela on the data acquisition.

### References

- J.T. Dobbins et al., "Digital tomography of the chest for lung nodule detection: Interim sensitivity results from an ongoing NIH-sponsored trial", *Phys. Med. Biol.* 48 (2003) 2554-2557.
- J. Lambert et al. "A plastic scintillation dosimeter for high dose rate brachytherapy", *Phys. Med. Bio.* 51, (2006) 5505-5516.
- S. Beddar, N. Suchowerska, S.H. Law, "Plastic scintillation dosimetry for radiation therapy: minimizing capture of Cerenkov radiation noise", *Phys. Med. Biol.* 49 (2004) 783.
- A.R. Beierholm, C.E. Andersen, L.R. Lindvold, F. Kjær-Kristoffersen, J. Medin, "A comparison of BCF-12 organic scintillators and Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:C crystals for real-time medical dosimetry", *Radiat. Meas.* 43 (2008) 898.
- R. Nowotny, A. Taubeck, "A method for the production of composite scintillators for dosimetry in diagnostic radiology", *Phys. Med. Biol.* 54 (2009) 1457.
- P. Whelehan, Evaluation and Clinical Assessment of the Siemens Mammomat Inspiration Full Field Direct Digital Mammography Unit. NHSBSP Equipment Report (May 2010).

- S. Buranurak , C.E. Andersen et al., “Temperature variations as a source of uncertainty in medical fiber-coupled organic plastic scintillator dosimetry”, *Radiation Measurements* 56 (2013) 307-311.
- F. Lessard et al.,”Validating plastic scintillation detectors for photon dosimetry in the radiologic energy range”, *Med. Phys.* 39 5308–16 (2012).
- L. Peralta, F. Rêgo, “Response of plastic scintillators to low-energy photons”, *Phys. Med. Biol.* 59 (2014) 4621–4633.
- L.Wootton, S. Beddar, “Temperature dependence of BCF plastic scintillation detectors”, *Phys. Med. Biol.* 58 (2013) 2955–2967.

(Página deixada propositadamente em branco)

**CONSTRUÇÃO E ESTUDO DE UM DETETOR DE  
CINTILAÇÃO PARA MEDIDAS DE ATIVIDADE DE FONTES  
NATURAIS EXTENSAS**

**CONSTRUCTION AND STUDY OF A SCINTILLATION  
DETECTOR FOR ACTIVITY MEASUREMENT OF EXTENDED  
NATURAL SOURCES**

**P. BRASIL – brasilpedro1980@live.com.pt (Universidade de Lisboa, Faculdade de Ciências, Departamento de Física)**

**L. PERALTA – luis@lip.pt (Universidade de Lisboa, Faculdade de Ciências, Departamento de Física e Laboratório de Instrumentação e Física Experimental de Partículas)**

**PALAVRAS-CHAVE:** Detetor de cintilação, Radioatividade natural, Fontes radioativas extensas.

**RESUMO:** Neste estudo foi realizada a construção de um detetor de cintilação, com um cristal de NaI:Tl lido por um fotomultiplicador. Para o estudo e determinação da atividade de uma fonte extensa recorreu-se à utilização de cloreto de potássio. Nesta experiência, uma massa de 7,50 kg de cloreto de potássio foi misturada com areia do rio (numa proporção de 1:5). A eficiência de deteção da radiação gama do nuclideio  $^{40}\text{K}$  foi obtida por simulação Monte Carlo, permitindo obter um valor de actividade medida. Este estudo visa estabelecer alguns procedimentos experimentais e computacionais que permitam a determinação da atividade por

unidade de massa de fontes radioativas extensas de grandes dimensões.

**KEYWORDS:** Scintillation detector, Natural radioactivity, Large radioactive sources.

**ABSTRACT:** In this study a scintillation detector was constructed using a NaI:Tl crystal read by a photomultiplier. For the study and determination of the activity of an extended source potassium chloride was used. In this experiment, a mass of 7.50 kg of potassium chloride was mixed with river sand (in a 1:5 ratio). The radiation detection efficiency for  $^{40}\text{K}$  gamma-rays was obtained by Monte Carlo simulation, allowing the determination of the source activity value. This study aims to establish some experimental and computational procedures to determine the activity per unit mass of (large) extended radioactive sources.

## 1. INTRODUÇÃO

São inúmeras as situações em que somos confrontados com fontes radioativas naturais extensas, quer sejam depósitos de urânio ou tório existentes no solo ou em minas quer seja a radioatividade no ar devida ao radão e seus descendentes. A determinação ou estimativa da atividade destas fontes não é trivial afigurando-se geralmente uma tarefa complicada, quer do ponto de vista físico quer instrumental. Devido a estas questões alguns autores apresentam os seus resultados em valores de contagem por unidade de tempo e não em termos de atividade. Isto leva a que apenas seja possível a intercomparação entre estudos em que sejam utilizados os mesmos equipamentos e, por vezes, em que subsistam as mesmas condições, o que constitui uma evidente limitação.

No caso geral a determinação da atividade de uma fonte extensa vai depender de múltiplos factores como sejam a geometria da fonte, posição relativa detetor-fonte, absorção da radiação no material entre a fonte e o detetor, geometria do detetor, materiais usados no detetor, etc.

## 2. MÉTODOS

Neste estudo procedeu-se à construção de um detetor de cintilação, constituído por um cristal cilíndrico de NaI:Tl de  $7,6 \times 7,6 \text{ cm}^2$  lido por um fotomultiplicador R1307 da Hamamatsu. O conjunto foi colocado numa caixa de PVC construída de forma a ser estanque à humidade. A saída do fotomultiplicador foi ligada a um amplificador NIM (Ortec 575A), sendo a aquisição de dados efetuada por um multicanal MC8000A da Amptek.

Utilizou-se o programa de Monte Carlo Penelope (Sempau et al. 1997) para simular a deteção da radiação gama pelo detetor de cintilação. Para a realização da simulação procurou-se fazer uma representação tão realista quanto possível do detetor e fontes utilizadas, quer quanto à descrição geométrica quer no que diz respeito aos materiais que os constituem. Relativamente ao detetor foram utilizados os materiais NaI e PVC pré-existentes na base de dados de materiais do Penelope. Já para as fontes radioativas extensas foram criados materiais específicos utilizando a ferramenta disponibilizada no programa Penelope para esse efeito.

Para o estudo e determinação da atividade de fontes extensas criaram-se duas situações distintas, em que se utiliza cloreto de potássio (KCl) como fonte radioativa. O potássio natural contém o isótopo radioactivo  $^{40}\text{K}$  numa abundância de 0,0117%, cujo tempo de meia-vida é de  $1,277 \times 10^9$  ano e apresenta um fotão de 1460 keV em 11% dos decaimentos (Chu e tal. 1999). Para um primei-

ro cenário, construiu-se uma fonte homogênea constituída por  $2,600 \pm 0,005$  kg de cloreto de potássio colocados num contentor cilíndrico com  $24,0 \pm 0,2$  cm de diâmetro. O detetor foi inserido num orifício aberto no centro da massa de KCl ficando a região onde se encontra o cristal cintilador completamente coberta pela fonte radioativa.



Figura 1. Fotografia do contentor com uma mistura de areia do rio e cloreto de potássio, onde foi colocado o detetor de NaI:TI.

Uma segunda fonte radioativa extensa foi construída a partir de uma mistura homogeneizada de  $(37,24 \pm 0,01)$  kg de areia de rio com  $(7,45 \pm 0,01)$  kg de cloreto de potássio. A mistura foi colocada num contentor de forma aproximadamente cilíndrica sendo o detetor colocado num orifício circular aberto no centro da massa da mistura. O contentor apresenta um diâmetro médio de  $(40,5 \pm 0,5)$  cm tendo o detetor sido colocado a uma profundidade de  $(22,7 \pm 0,5)$  cm da superfície da mistura. Na simulação Monte Carlo para a areia usou-se a seguinte composição química aproximada: SiO<sub>2</sub> 94% e CaO 6%. As densidades dos vários materiais foram medidas no nosso laboratório tendo-se obtido os seguintes valores médios: areia  $(1,56 \pm 0,01)$  g/cm<sup>3</sup>, mistura de areia e cloreto de potássio  $(1,25 \pm 0,01)$  g/cm<sup>3</sup>, cloreto de potássio  $(0,93 \pm 0,01)$  g/cm<sup>3</sup>.

Das simulações Monte Carlo de cada um dos cenários é possível extrair a eficiência de detecção, que permite obter em conjunto com os dados experimentais as atividades presentes em cada uma das situações. A eficiência de detecção é definida como a razão entre o número de eventos aceitos no fotopico de 1460 keV pelo número total de eventos simulados. Para a determinação do número de eventos no fotopico estabeleceu-se uma região de interesse (ROI) de quatro desvios padrão à esquerda e à direita do centroide do pico.

De forma a compreender o comportamento do valor medido da atividade por unidade de massa (atividade específica) realizou-se um estudo por simulação Monte Carlo de uma fonte extensa quando o seu volume tende para infinito.

### 3. RESULTADOS

No caso da fonte cilíndrica contendo apenas KCl calculou-se por simulação Monte Carlo que a eficiência de detecção para a situação experimental seria de  $(0,152 \pm 0,003)\%$  estando neste valor incluído o efeito da auto-absorção da radiação na massa de KCl. O valor da atividade  $A$  devido ao decaimento do  $^{40}\text{K}$  da massa  $m_{\text{KCl}}$  de cloreto de potássio utilizado pode ser calculado a partir de (Turner 2007)

$$A = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}} \cdot \frac{m_{\text{KCl}} \cdot B}{A_{\text{KCl}}} N_A \quad (1)$$

onde  $T_{1/2}$  é o tempo de meia-vida do  $^{40}\text{K}$ ,  $A_{\text{KCl}}$  a massa molar do cloreto de potássio,  $B$  a abundância do isótopo  $^{40}\text{K}$  e  $N_A$  a constante de Avogadro. Por outro lado a atividade da fonte pode ser obtida a partir do valor do número de contagens medido por unidade de tempo  $n$  na região do fotopico a partir da expressão (Duggan 1987)

$$A = \frac{n}{\varepsilon} \quad (2)$$

em que  $\varepsilon$  é a eficiência global de detecção, estando neste valor incluídos todos os fatores físicos envolvidos na detecção da radiação gama de 1460 keV por este detetor. A atividade calculada a partir da equação (1) para os 2,600 kg de KCl foi de 42,2 kBq. O valor medido da atividade obtido com base na equação (2) foi de  $(41,3 \pm 0,5)$  kBq, apresentado assim apenas um desvio de 2% relativamente ao valor calculado com base na massa de KCl.

No caso do contentor com a mistura de areia com KCl usou-se igualmente a equação (1) para se calcular a atividade presente devido ao isótopo  $^{40}\text{K}$  tendo-se obtido o valor de 121 kBq. Para este caso a eficiência global de detecção calculada por simulação foi de  $(0,0354 \pm 0,002)\%$  tendo-se obtido um valor de  $(117 \pm 5)$  kBq para o valor medido da atividade, portanto apresentando um desvio de 3% para o valor calculado.

Analisando a equação (2) verificou-se que no caso de uma fonte extensa homogénea de densidade  $\rho$  e volume  $V$  pode-se rescreve-la como

$$\frac{A}{V\rho} = \frac{n}{\varepsilon V\rho} \quad (3)$$

onde o termo do lado esquerdo da equação representa a atividade específica.

Foram então realizadas várias simulações Monte Carlo de uma fonte de areia misturada com KCl na proporção de 5:1 em que o volume da fonte foi aumentado sucessivamente. O resultado obtido do produto  $\varepsilon V$  em função do volume da fonte é apresentado na Figura 2, onde se pode inferir que para fontes de dimensões apreciavelmente grandes o valor  $\varepsilon V$  tende para uma constante. Nesta situação (fonte extensa homogénea de volume a tender para

infinito) é possível obter a atividade específica a partir da medida da taxa de contagens obtida no detetor.

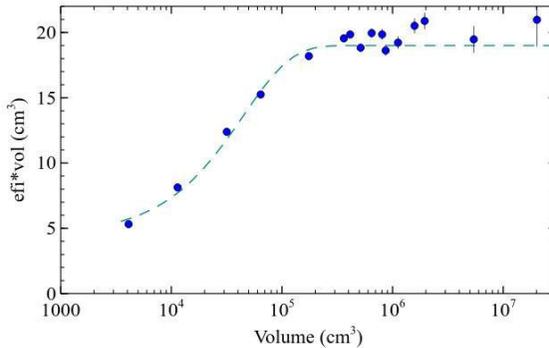


Figura 2. Produto eficiência×volume em função do volume da fonte extensa para o caso descrito no texto. A linha a tracejado apenas pretende guiar o olhar, não representado um ajuste aos dados.

#### 4. CONCLUSÕES

Neste trabalho mostrou-se que é possível recorrendo à simulação Monte Carlo obter atividades de fontes extensas e homogêneas com incertezas relativas inferiores a 5% a partir da medição realizada com um detetor de cintilação. Mostrou-se igualmente que no caso de uma fonte extensa de grandes dimensões (com o seu volume tendendo para infinito) e homogênea, o produto da eficiência pelo volume da fonte tende para um valor limite, sendo possível calcular a sua atividade específica.

#### Agradecimentos

Agradecemos à oficina do LIP-Coimbra a fabricação da caixa do detetor de cintilação e ao LIP-Lisboa o suporte dado a este trabalho.

## Referências

- J. Sempau, E. Acosta, J. Baro, J.M. Fernandez-Varea and F. Salvat (1997), An algorithm for Monte Carlo simulation of the coupled electron-photon transport, Nuclear Instruments and Methods B 132 pp. 377-390
- S.Y.F. Chu, L.P. Ekström and R.B. Firestone (1999), The Lund/LBNL Nuclear Data Search, <http://nucldata.nuclear.lu.se/toi/> (acedido em abril 2016)
- <http://www.google.com/patents/WO2013112847A1?cl=en> (acedido em abril 2016)
- J. Turner (2007), Atoms, Radiation, and Radiation Protection, 3<sup>rd</sup> edition, Wiley
- J.L. Duggan (1987), Experiments in Nuclear Science, AN34 Laboratory Manual Third Edition, Revised,
- <http://web.mit.edu/22.09/ClassHandouts/Ortec%20AN34/an34-front.htm> (acedido em abril 2016)

**APLICAÇÃO DA TÉCNICA DE LUMINESCÊNCIA  
OPTICAMENTE ESTIMULADA (OSL) NA MONITORAÇÃO DE  
ÁREA DE UMA SALA DE EXAME DE MAMOGRAFIA**

**APPLICATION OF OPTICALLY STIMULATED  
LUMINESCENCE (OSL) ON AREA MONITORING OF A  
MAMMOGRAPHY EXAMINATION ROOM**

**D. VILLANI – [dvillani@ipen.br](mailto:dvillani@ipen.br) (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Gerência de Metrologia das Radiações. SAPRA Landauer)**

**L. L. CAMPOS – [lcrodri@ipen.br](mailto:lcrodri@ipen.br) (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Gerência de Metrologia das Radiações)**

PALAVRAS-CHAVE: dosimetria OSL,  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C}$ , monitoração de área, mamografia

RESUMO: O objetivo deste trabalho é avaliar o desempenho dos dosímetros OSL nanoDot™ para a monitoração de área de uma sala de mamografia. Os testes foram realizados primeiramente em laboratório, para caracterização dosimétrica, avaliação da repetibilidade e estabilidade do sistema utilizado e, posteriormente, na sala de mamografia para avaliar as doses dispersas no ambiente, bem como a dose de entrada na pele. Os resultados mostraram que os nanoDots™ apresentam boa repetibilidade e estabilidade tanto nos testes laboratoriais como nos de campo, o que permite sua aplicação na dosimetria de área.

**KEYWORDS:** OSL dosimetry,  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C}$ , area monitoring, mammography

**ABSTRACT:** The aim of this study is to evaluate the performance of nanoDot™ OSL dosimeters for area monitoring of a mammography examination room. The tests were first performed in laboratory, for dosimetric characterization, evaluation of repeatability and stability of the reading system, and later in the mammography room to assess doses dispersed in the environment, as well as the entrance skin dose. The results showed that the nanoDots™ have good repeatability and stability for both laboratory and in field tests, which allows its application on area dosimetry.

## 1. INTRODUÇÃO

A Luminescência Opticamente Estimulada (Optically Stimulated Luminescence – OSL) é um dos muitos fenômenos que podem ser induzidos em sólidos por radiações ionizantes. Os cristais  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C}$  têm proporcionado bons resultados como detectores luminescentes (Akselrod et al., 2007). Os processos eletrônicos e características são relativamente semelhantes aos da dosimetria termoluminescente (TL), havendo considerável diferença no método de leitura: a avaliação de detectores OSL é realizada por laser ou diodo emissor de luz em um comprimento de onda específico, em vez de calor. O método de leitura óptica é rápido, relativamente simples, e permite repetidas leituras da mesma amostra.

A utilização dessa técnica já se consolidou como uma ferramenta bem sucedida para muitas aplicações na área de dosimetria das radiações, tais como: dosimetria clínica, in vivo, retrospectiva, datações arqueológicas e monitoração individual para fins de proteção radiológica (McKeever, 2001; Perks et al., 2007). Contudo, há

poucos relatos na literatura sobre sua aplicabilidade em monitoração de área. Os dosímetros OSL do tipo nanoDot™, fabricados e comercializados pela Landauer Inc. são referidos como tendo um elevado grau de estabilidade ambiental e sensibilidade, bem como fornecer amplo intervalo de linearidade de medição de doses (de 5 µGy a 10 Gy).

O objetivo deste trabalho é avaliar o desempenho dos dosímetros OSL do tipo nanoDot™, fabricados e comercializados pela Landauer Inc., para a monitoração de área de raios x de energia diagnóstica, em diferentes pontos, em uma sala de exame de mamografia, bem como estimar o perfil do espalhamento do feixe.

## **2. MÉTODO**

### **2.1 Materiais**

Dosímetros do modelo nanoDot™ (disco de Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:C de 5 mm de diâmetro e 0,2 mm de espessura envoltos em uma capa plástica a prova de luz de 10 x 10 x 2 mm<sup>3</sup>), disponibilizados pela SAPRA Landauer.

### **2.2 Equipamentos**

Leitora OSL microStar™ reader, pertencente ao InLight™ System do Laboratório de Materiais Dosimétricos – LMD/IPEN.

Notebook associado a leitora OSL microStar™ reader, com o microStar™ Software para as caracterizações sistêmicas da leitora.

### **2.3 Sistemas de Irradiação**

Fonte de radiação gama de geometria 4 π de <sup>137</sup>Cs de atividade de 38,11 GBq em 17 de Abril de 2014 do LMD/IPEN.

Mamógrafo da marca VMI, modelo Graph Mammo AF, pertencente ao Laboratório de Calibração de Instrumentos – LCI/IPEN.

Sistema Raios X Pantak/Seifert ISOVOLT 160 HS, pertencente ao LCI/IPEN, com as qualidades de feixe utilizadas nesse trabalho descritas na Tabela 1.

Tabela 1. Especificações das qualidades de feixe de raios X utilizadas

Qualidade	Voltagem (kVp)	HVL (mm)	Filtração (mm)	Energia Efetiva (keV)
RQR-2M <sup>a,b</sup>	28	0,37 (Al)	0,07 (Mo)	15,7
RQR-4M <sup>a,b</sup>	35	0,41 (Al)	0,07 (Mo)	16,25
RQR7 <sup>b</sup>	90	2,95 (Al)	2,5 (Al)	33,05
N-60 <sup>b</sup>	60	0,25 (Cu)	0,6 (Cu)	48
N-80 <sup>b</sup>	80	2,0 (Cu)	0,58 (Cu)	65
N-150 <sup>b</sup>	150	0,733 (Pb) +3,0 (Sn)	2,36 (Cu)	118

<sup>a</sup>Qualidades utilizadas para caracterização; <sup>b</sup>Qualidades utilizadas para obtenção da curva Tandem

## 2.4 Método

O InLight™ System foi avaliado para utilização em monitoração de área de uma sala de exames de mamografia no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN). Aos nanoDots™ são atrelados fatores de sensibilidade e separados em lotes. Para avaliação da sensibilidade, repetibilidade e estabilidade do sistema, todos os nanoDots™ foram irradiados com 2.0 mGy em uma fonte gama de geometria  $4\pi$  de <sup>137</sup>Cs livre no ar e em equilíbrio eletrônico. Todos foram lidos 5 vezes e, entre uma irradiação e outra, tratados com LED azul por 20 minutos.

Três curvas de resposta em função da dose foram obtidas: uma curva-padrão para 662 keV de <sup>137</sup>Cs livre no ar e em equilíbrio eletrônico ( $H_x$ ); e duas qualidades de mamografia disponíveis no Sistema Pantak. Por meio do ajuste linear na curva de resposta em função da dose, cuja inclinação é igual a 1, os fatores de calibração,  $F_{cal}$ , foram obtidos e, portanto, o limite inferior de detecção, LID, foi calculado pela Eq. 1

$$LID = (\overline{OSL}_0 + 3 \cdot \overline{\sigma_{OSL}_0}) \cdot F_{cal} \quad (1)$$

onde  $\overline{OSL}_0$  é o valor médio de leituras OSL dos dosímetros não irradiados, corrigidas pela sensibilidade individual, e  $\sigma_{OSL0}$  o valor do desvio padrão da média correspondente.

A estabilidade do sistema de leitura e a sua eficiência intrínseca foi avaliada pelo cálculo do coeficiente de variância,  $CV(\%)$ , que considera a repetibilidade dos dosímetros e da mecânica da leitora, dado pela Eq. 2.

$$CV(\%) = \sigma_{\overline{OSL}_d} / \overline{OSL}_d \cdot 100 \quad (2)$$

onde  $\sigma_{OSL_d}$  é o desvio padrão de 10 leituras consecutivas do mesmo dosímetro, e  $\overline{OSL}_d$  a média das respostas das 10 leituras.

Foi avaliada a dependência angular dos nanoDots™, e um sistema Tandem foi criado com perfil de dependência energética das respostas OSL com e sem filtro de cobre (Precision Brand™, espessura nominal de 0,127 mm) relativas a  $^{137}\text{Cs}$ , para auxiliar na estimativa de energias efetivas. As especificações das irradiações estão descritas na Tabela 1.

As medições foram realizadas em um mamógrafo VMI Graph Mammo AF. Para obtenção do perfil de campo de entrada, os dosímetros foram posicionados de forma matricial sobre placas de PMMA simuladoras de mama. Para medir espalhamento, os nanoDots™ foram posicionados a 53 cm de distância na altura da bandeja de exames ao redor do equipamento, na parte traseira, e na posição do operador. Placas de PMMA simuladoras de mama foram utilizadas como espalhadores. Os valores de dose foram obtidos após 25 disparos no equipamento utilizando a técnica manual de 28 kVp de tensão, 80 mA de corrente e 110 mAs, sem o uso do colimador de campo.

### 3. RESULTADOS

Para os testes de repetibilidade, todos os nanoDots™ utilizados apresentaram valores melhores que  $\pm 3\%$ . A estabilidade e eficiência intrínseca média do sistema de leitura, para 5 dosímetros irradiados com 10 mGy foi de  $\sim 1,5\%$ . As curvas de resposta em função da dose, com as qualidades de mamografia e a qualidade de referência  $H_x$ , com respectivos ajustes lineares, são apresentadas na Figura 1.

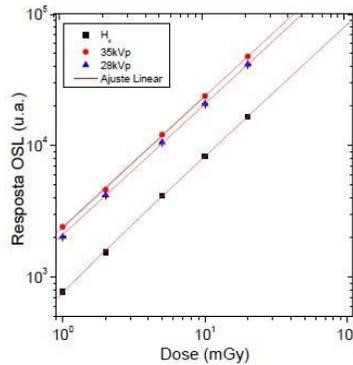


Figura 1. Curvas de resposta em função da dose para as qualidades RQR-2M (28 kVp); RQR-4M (35 kVp) e referência  $H_x$ .

Como esperado, fica evidenciado o comportamento linear da resposta OSL para o intervalo estudado de 1 a 20 mGy, e, as três qualidades plotadas juntas no gráfico, respeitando as unidades, mostram existência de dependência energética. Para a qualidade de radiação de referência ( $H_x$ ), os dosímetros apresentaram limites inferiores de detecção de  $0,045 \pm 0,002$  mGy.

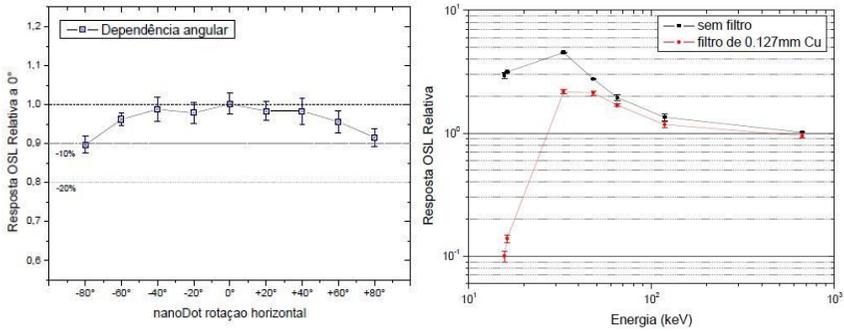


Figura 2. (a) Dependência angular da resposta OSL dos nanoDots™ para a qualidade N-80. (b) Resposta OSL do sistema Tandem em função da energia – relativa à <sup>137</sup>Cs.

As variações de resposta OSL dos dosímetros, para diferentes inclinações, relativas a 0°, estão demonstradas na Figura 2a. Pode ser observado que a dependência angular da resposta não superara  $11,9 \pm 2,3$  % para feixe diagnóstico. Na Figura 2b pode ser observado o perfil Tandem de dependência energética da resposta OSL dos nanoDots™ relativa a <sup>137</sup>Cs, que apresenta comportamento de acordo com o fabricante (Perks et al., 2007). A Figura 3 demonstra os resultados obtidos com os nanoDots para o perfil de distribuição de dose no campo do mamógrafo.

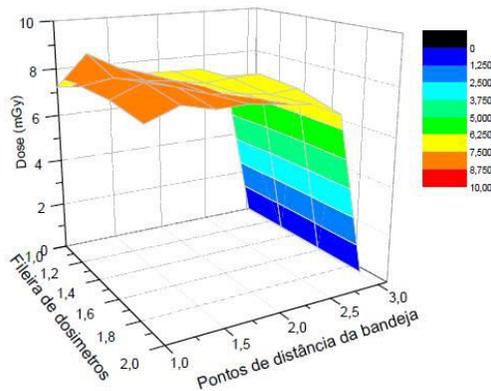


Figura 3. Perfil de distribuição da dose de entrada.

Analisando a Figura 3, o perfil de distribuição do campo de radiação do mamógrafo está dentro do esperado, podendo ser observado o Efeito Heel causado pela posição catodo-anodo do arranjo do mamógrafo. Esse mesmo comportamento foi obtido experimentalmente por Corrêa et al. (2013), utilizando dosímetros de  $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ .

Os valores de dose de entrada na pele e de espalhamento obtidos são apresentados na Tabela 2. Pode ser observado que na frente do mamógrafo foi avaliado um valor de dose maior que nas laterais, justificáveis pelo Efeito Heel do arranjo, e pela não utilização do cone colimador durante os disparos.

Tabela 2. Dose de entrada na pele (DEP) e radiação espalhada para os pontos de medida

	Dose de entrada (mGy)	Direita (mGy)	Esquerda (mGy)	Frente (mGy)	Trazeira (mGy)	Posição do Operador (mGy)
Média de 4 leituras	8,283	1,558	1,538	1,956	0,119	0,077
$\sigma$ de 4 leituras	0,006	0,020	0,020	0,018	0,004	0,002

No cálculo das energias efetivas por meio da curva Tandem, as incertezas totais foram de  $\pm 26\%$ , que denota a sua eficácia no auxílio da estimativa da energia efetiva do feixe pelo qual os dosímetros foram expostos.

#### 4. CONCLUSÕES

Considerando os resultados podemos concluir que os nanoDots, junto com o sistema comercial OSL Inlight System apresentam comportamento linear no intervalo de dose estudado, com dependência energética na região de Efeito Fotoelétrico. A dependência angular da resposta não superara  $11,9 \pm 2,1\%$ . A curva tandem obtida concorda com a do fabricante, e auxilia na avaliação da energia efetiva do fei-

xe. O perfil de distribuição do campo de radiação do mamógrafo está dentro do esperado, podendo ser observado o Efeito Heel causado pela posição catodo-anodo.

A dose de entrada na pele, na técnica escolhida, foi de  $8,283 \pm 0,006$  mGy. As doses médias obtidas foram: laterais,  $1,545 \pm 0,02$  mGy, na frente  $1,956 \pm 0,018$  mGy, valores justificáveis pelo Efeito Heel e a não utilização do cone colimador para os disparos, na parte trazeira,  $0,119 \pm 0,04$  mGy e na posição do operador, valores de medidas de fundo ambiental. Por fim, pode-se concluir também que o sistema apresenta valores de estabilidade e repetibilidade que atendem as exigências nacionais (CASMIE/IRD) para serem aplicados para monitoração de área de feixe de radiodiagnóstico.

### Agradecimentos

Os autores agradecem à CNEN, CNPq e FAPESP Projeto no. 2010/16437-0 pelo apoio financeiro; à SAPRA Landauer pelas amostras OSL e suporte técnico científico; e ao LCI /IPEN pelas irradiações.

### Referências

- Akselrod, M.S. et al. (2007) – Optically stimulated luminescence and its use in medical dosimetry. *Radiation Measurements*. v. 41, pp. 78-99.
- CASMIE/IRD (1995) – Desempenho de sistemas de monitoração individual – Critérios e Condições. Instituto de radioproteção e dosimetria. Comissão Nacional de Energia Nuclear. 01/10/95 IRD-RT N°002.01/95. 38 p.
- Corrêa, E.L. et al. (2013) – Intensity variation study of the radiation field in a mammographic system using thermoluminescent dosimeters TLD-900 (CaSO<sub>4</sub>:Dy). *Radiat. Phys. Chem.* 95. pp. 116-118.
- McKeever S.W.S. (2011) – Optically stimulated luminescence: A brief overview. *Radiation Measurements*. v. 46, pp. 1336-1342.
- Perks, C. A., Le Roy, G. and Prugnaud, B. (2007) – Introduction of the InLight monitoring service. *Radiat. Prot. Dosimetry* 125(1-4), pp. 220-223.

(Página deixada propositadamente em branco)

**CAPÍTULO 3**  
**PROTEÇÃO RADIOLÓGICA**  
**EM SAÚDE**

(Página deixada propositadamente em branco)

**A INFLUÊNCIA DA TEMPERATURA E DO POTENCIAL  
HIDROGENIÔNICO DAS SOLUÇÕES QUÍMICAS  
RADIOGRÁFICAS NA DOSE DE ENTRADA NA PELE**

**INFLUENCE OF TEMPERATURE AND HYDROGENIONIC  
POTENTIAL OF RADIOGRAPHIC CHEMICAL  
AT THE ENTRANCE SKIN DOSE**

**R. VASCONCELOS** – beca.vasconcelos@yahoo.com.br (Graduada em Tecnologia em Radiologia pelo Insituto Federal da Bahia - IFBA, Campus Salvador)

**M. OLIVEIRA** – marcusradiology@gmail.com (Insituto Federal da Bahia - IFBA, Departamento de Tecnologia Aplicada a Saúde e Biologia)

**F. RAMOS** – fernando\_siramos@hotmail.com (Graduado em Tecnologia em Radiologia pelo Insituto Federal da Bahia - IFBA, Campus Salvador)

**G. LOPÉZ** – guillermolopez@ifba.edu.br (Insituto Federal da Bahia - IFBA, Departamento de Tecnologia Aplicada a Saúde e Biologia)

**P. GEAMBASTIANI** – paulogeambastiani@hotmail.com (Insituto Federal da Bahia - IFBA, Departamento de Tecnologia Aplicada a Saúde e Biologia; Tecnólogo Líder do Hospital Português da Bahia – Grupo Delfin)

**PALAVRAS-CHAVE:** imagem radiográfica, processamento químico, dose de entrada na pele.

**RESUMO:** O objetivo do presente estudo foi identificar a influência da alteração do potencial hidrogeniônico (pH) e da temperatura das soluções químicas, em exames que utilizam os sistema tela-filme, na dose de entrada na pele (DEP). O estudo foi realizado com as soluções químicas já utilizados em 02 instituições públicas

que dispunham de revelação automatizada (processadora). Foi utilizado um pHmêtro com termômetro da marca HANNA, modelo 21 pH/mV meter, calibrado em solução própria para medições alcalinas (pH 10) e ácidas (pH 4), um phantom antropomórfico, modelo PIXY RS-111, Radiology support devices, utilizado para simular técnicas radiológicas para estudo do tórax, software Caldose\_X versão 5.0 para quantificar a dose de entrada na pele (DEP) e software Image J, versão 1.49e para avaliação da qualidade da imagem. Os critérios observados foram: mensuração da temperatura e pH das soluções químicas saturadas, devido à utilização e imediatamente após sua troca; parâmetros técnicos utilizados nas exposições; valores de DEP e razão sinal-ruído das imagens resultantes de cada uma das aquisições. A utilização das soluções químicas com o pH e os valores de temperatura diferentes resultaram no prejuízo da qualidade da imagem demandando incremento nos fatores de exposição para garantir-lhes maior nitidez e contraste na imagem. As doses na entrada da pele variaram entre as instituições e também se mostraram dependentes do pH e da temperatura. A alteração da temperatura e do pH, indicam a saturação das soluções químicas, exigindo como fator compensatório, a elevação dos fatores de exposição, resultando em maior DEP. É necessário a realização periódica do controle da temperatura e do pH das soluções químicas radiográficas.

**KEYWORDS:** radiographic image, chemical processing, entrance skin dose.

**ABSTRACT:** The aim of this study was to identify the influence of the change in hydrogenionic potential (pH) and temperature of radiographic chemical, in exams using the screen-film system, at the entrance skin dose (ESD). The study was conducted

with the chemicals used in 02 public institutions that had automated revelation (processing). A pH meter was used with HANNA thermometer 21pH/mV meter model, calibrated in own solution for alkaline measurements (pH 10) and acidic (pH 4), an Antropomorphic phantom, PIXY RS-111 model, Radiology support devices used to simulate radiological techniques to study the chest, Caldose\_X version 5.0 software to quantitate the entrance dose in the skin (ESD) and image J software version 1.49e to evaluate image quality. The criteria used were: measurement of temperature and pH of the saturated due to chemical use and immediately after his change, technical parameters used in radiographs, ESD values and signal to noise ratio of the resulting images of each acquisition. The use of chemicals with different pH and temperature resulted in the loss of image quality demanding increase in exposure factors to make them more sharpness and contrast in the image. Doses in the skin entry varied between institutions and also showed pH dependent and temperature. The change of temperature and pH indicate saturation of chemicals, requiring a compensatory factor, the increase in exposure factors, resulting in higher ESD. The periodic holding of the temperature control and pH of radiographic chemical is required.

## **1. INTRODUÇÃO**

A imagem radiográfica é uma importante ferramenta complementar utilizada em diagnósticos na área da saúde, devido à baixa complexidade é indicada para diferentes suspeitas patológicas. Porém, apesar do advento dos sistemas radiográficos digitais, muitos serviços públicos de saúde no Brasil ainda fazem uso do sistema tela filme (Grigoletto et al., 2011), por conta de seu baixo custo e ampla disponibilidade comercial do equipamento (Mota et al., 2012).

O processamento das imagens geradas em sistemas radiológicos que utilizam a combinação tela/filme, ocorre mediante a utilização de duas substâncias químicas, que proporcionam como resultado, a transformação dos cristais de íons de prata expostos do filme em prata metálica (Ues et al., 2008). Logo, a qualidade destas soluções químicas implicará diretamente na qualidade da imagem visível (Pistóia et al., 2004), tendo em vista que a escolha adequada dos fatores de exposição não será o único atenuante na formação da imagem convencional (Junior, 2010).

Entretanto, para que o processamento químico da imagem convencional ocorra de forma adequada, faz-se necessário levar em consideração critérios estabelecidos pelos fabricantes para estas substâncias, dentre estes o potencial hidrogeniônico (pH) e a temperatura, pois a qualidade da imagem, a reprodutibilidade de resultados e as doses fornecidas aos pacientes dependem do tempo de processamento, da preparação e temperatura corretas dos produtos químicos (Osibote et al., 2007).

O pH é definido como concentração de íons de hidrogênio presentes em uma solução, quando igual ao logaritmo negativo ( $10^{-7}$ ) é classificado como neutro, pois permite que os íons hidrogênio sejam neutralizados pelos íons hidroxila. O termo “pH” expressa a intensidade da condição ácida ou básica de um determinado meio. É definido como o cologarítmo decimal da concentração efetiva ou atividade dos íons hidrogênio (Monteiro et al., 2012). Sendo assim, o pH fornece indícios sobre a qualidade hídrica e indica a acidez ou a alcalinidade das soluções químicas (Matheus et al., 1995).

Por outro lado, a temperatura altera o equilíbrio de dissociação da água, facilitando a quebra da ligação entre oxigênio e hidrogênio. O aumento da temperatura aumenta a atividade dos íons hidrogênio e desloca o equilíbrio químico da água, tornando-a mais ácida. Logo, a redução da temperatura, resulta em aumento do pH,

pois a velocidade de declínio do pH está diretamente relacionada com a variação da temperatura (Cunha et al., 2010).

A dose de entrada na pele (DEP), por sua vez, é uma grandeza de avaliação de dose que é definido como a dose absorvida na superfície de um paciente, medida no centro do feixe incidente e levando em consideração o retroespalhamento. Trata-se de uma ferramenta relativamente fácil de estimativa acerca da dose que o paciente ou phantom (simulador) recebe durante uma exposição, servindo para avaliar o quanto a modificação de protocolos pode diminuir ou crescer numericamente esta dose, ou seja, é uma grandeza intimamente relacionada com os fatores de exposição (Bushong, 2007).

É importante a preocupação com a correta técnica durante a incidência radiográfica, assim como o processamento das películas. Entretanto, algumas instituições não se mostram atentas ao controle de qualidade necessário ao processamento químico da imagem convencional, encontrando-se este inexistente em alguns serviços (Pacheco et al., 2007).

Assim, o objetivo do presente estudo foi identificar a influência da alteração do potencial hidrogeniônico (pH) e da temperatura das soluções químicas radiográficas, em exames que utilizam os sistema tela-filme, na dose de entrada na pele (DEP).

## **2. MÉTODOS**

O estudo foi realizado com soluções químicas utilizadas em 02 instituições públicas que dispunham de revelação automatizada (processadora). Os modelos dos equipamentos de raios X neste estudo foram: RC 300D, fabricado pela marca RAEX e SHIMADZU RADspeed MF. Ambos estavam em condições de uso, devidamente calibrados. Foram feitas imagens na incidência póstero-anterior (PA) de um simulador antropomórfico

de tórax modelo PIXY RS-111, Radiology Support Devices utilizando os protocolos com controle automático de exposição (CAE), caso o equipamento possuísse esta configuração, e sem o CAE.

As aquisições das imagens foram realizadas de acordo com as seguintes ações: inicialmente os parâmetros que estavam sendo utilizados pelo serviço foram adotados e a imagem foi processada com as soluções químicas que já estavam em uso durante período mínimo de uma semana; no segundo momento, as soluções químicas foram trocadas em seguida adquirida uma nova imagem utilizando os mesmos parâmetros da primeira. Após análise subjetiva da qualidade da imagem - em ambos momentos-, foram realizados incrementos ou modificações nos fatores técnicos, com devidos ajustes na tensão e no produto corrente-tempo, objetivando o alcance das condições de imagens com contraste e resolução espacial razoáveis para o diagnóstico.

Para a avaliação das soluções químicas foi retirada uma amostra do revelador e do fixador pré e pós troca no intuito de medir o potencial hidrogeniônico (pH) e a temperatura nas duas condições. O instrumento utilizado para este fim foi o pHmêtro com termômetro da marca HANNA, modelo 21 pH/mV meter, calibrado em solução própria para medições alcalinas (pH 10) e ácidas (pH 4).

Os parâmetros técnicos de tensão e corrente aplicada foram utilizados antes e depois da troca das soluções químicas dos componentes revelador e fixador, os quais geraram imagens satisfatórias, sendo repetidos com o objetivo de medir a dose absorvida na entrada da pele. Utilizamos um multimedidor da marca RADCAL, modelo Accu-Gold Radiation Meter, o qual mede apenas dose absorvida e não leva em consideração o fator de retroespalhamento. Tendo em vista a definição de que a dose de entrada na pele é a dose absorvida no ponto central de incidência de raios X, levando em consideração o fator de retroespalhamento, foi necessário inserir os valores medidos pelo multimedidor no software Caldose X versão 5.0 para obter e assim levar em consideração este fator.

Por fim, a qualidade da imagem foi avaliada a partir de dois instrumentos quantitativos: o cálculo da razão sinal-ruído, sendo realizado o delineamento de uma região de interesse (ROI) e calculada a razão entre o desvio padrão e o valor médio do pixel e a elaboração de um histograma que é uma curva que descreve o valor médio dos tons de cinza presentes na imagem. Todas essas análises foram realizadas através do software ImageJ versão 1.49e.

### 3. RESULTADOS

Os dados abaixo apresentam as informações coletadas nas instituições estudadas, classificadas aleatoriamente como A e B, sendo as medições e as imagens adquiridas antes e após a troca dos químicos radiológicos.

Tabela 1. pH e temperatura das soluções químicas radiográficas da Instituição A, antes (amostra 1) e após a troca (amostra 2) das soluções reveladoras e fixadoras e as recomendações do fabricante.

INSTITUIÇÃO A							
	Químicos	pH	Recomendado	Temperatura (°C)	Recomendado (°C)	Fatores técnicos	DEP (μGy)
Velhos	Revelador	10,05	10.22 a 10.38	33,5	27	84 kVp e 12 mAs	650,12
	Fixador	4,57	4.25 a 4.45	32,0			
Novos	Revelador	10,32	10.22 a 10.38	27,3	27	70 kVp e 12 mAs	450,38
	Fixador	4,14	4.25 a 4.45	31,1			

Fonte Dados da pesquisa, 2015

Tabela 2. pH e temperatura das soluções químicas radiográficas da Instituição B, antes (amostra 1) e após a troca (amostra 2) das soluções reveladoras e fixadoras e as recomendações do fabricante.

INSTITUIÇÃO B							
	Químicos	pH	Recomendado	Temperatura (°C)	Recomendado (°C)	Fatores técnicos	DEP (μGy)
Velhos	Revelador	10,26	10.22 a 10.38	33,9	27	84 kVp e 12,5 mAs	349,16
	Fixador	5,81	4.25 a 4.45	31,5			
Novos	Revelador	10,42	10.22 a 10.38	32,0	27	72 kVp e 12,5 mAs	247,38
	Fixador	4,10	4.25 a 4.45	31,6			

Fonte: Dados da pesquisa, 2015.

Percebeu-se que o pH e a temperatura das soluções químicas que haviam maior tempo de utilização (soluções velhas) da Instituição A estavam fora dos limites estabelecidos pelo fabricante. Por outro lado, durante as medições realizadas com as soluções químicas mais novas da mesma instituição, percebeu-se que apenas o pH e a temperatura do revelador encontravam-se dentro dos limites recomendados, contudo a amostra do fixador (novo) demonstrou ainda estar distante do esperado.

Os dados coletados pela na Instituição B revelam que a temperatura recomendada não foi atingida em nenhuma das amostras coletadas. Consequentemente, todas as medidas mostraram-se estar fora dos limites trazidos pelo fabricante do material, com exceção do pH do revelador velho (10,26). Notou-se também que, embora a amostra coletada fosse de um fixador novo, as propriedades demonstradas apresentavam sugestiva alteração.

Observando ainda as Tabelas 1 e 2 evidenciamos a variação sofrida na DEP quando os químicos são trocados. Em situações que são necessárias modificações – aumento – dos fatores técnicos, é possível que sejam atribuídas causas diversas para tal. Entretanto, os resultados obtidos a partir deste estudo demonstram que existe uma influência significativa da qualidade dos químicos sobre qualidade da imagem, e consequentemente na dose recebida pelo paciente.

As soluções químicas radiográficas do revelador e do fixador representam a base formadora do processamento da imagem radiográfica convencional. Desta forma, estar atento as condições de armazenamento, preparo e utilização desses insumos são fatores indispensáveis para a garantia de um rigoroso programa de controle de qualidade. Uma imagem mal processada contribui para um diagnóstico impreciso e posterior tomada de decisões duvidosas (Furquim e Costa, 2009).

De acordo com Stears, Gray e Winbler (1979) apud Magalhães, Azevedo e Carvalho (2002), a medida do pH é utilizada para ava-

liar a atividade química do revelador e fixador, sendo os valores recomendados respectivamente, entre 10 e 11 para o revelador e entre 4 e 5 para o fixador. Entretanto, no estudo em questão, percebeu-se que o fabricante recomendava que os pH's estivessem de 10.22 a 10.38 e 4.25 a 4.45, para estas mesmas soluções citadas (revelador e fixador).

A temperatura ideal para o revelador e fixador está associada a diversos fatores, dentre esses, o tipo de filme, do ciclo de processamento e das recomendações do fabricante. No entanto, é de extrema importância seguir atentamente as instruções dos fabricantes, mantendo a temperatura do revelador dentro dos limites de tolerância de  $\pm 0,3^{\circ}\text{C}$  (Magalhães, Azevedo e Carvalho, 2002). Não foi constatada uma tolerância de desvio da temperatura fornecida pelo fabricante, compreende-se que cada fabricante possui suas próprias indicações e limites de pH e temperatura.

Entretanto, a fuga dos limites estabelecidos pelo fabricante e a presença de alteração das propriedades físico-químicas, foram melhor percebidas após a aquisição das imagens radiográficas, com a aplicação dos parâmetros descritos acima. Os resultados das imagens radiográficas adquiridas associados a variação de saturação dos químicos e os critérios de qualidade observados em tais imagens, podem ser percebidos abaixo (Figura 1 e 2):



Figura 1. Imagens adquiridas durante a coleta de dados. Da esquerda para a direita: 84 kVp e 12 mAs revelada com soluções químicas antes da troca; 84 kVp e 12 mAs revelada com soluções químicas recém trocados; 70 kVp e 12 mAs, protocolo otimizado.

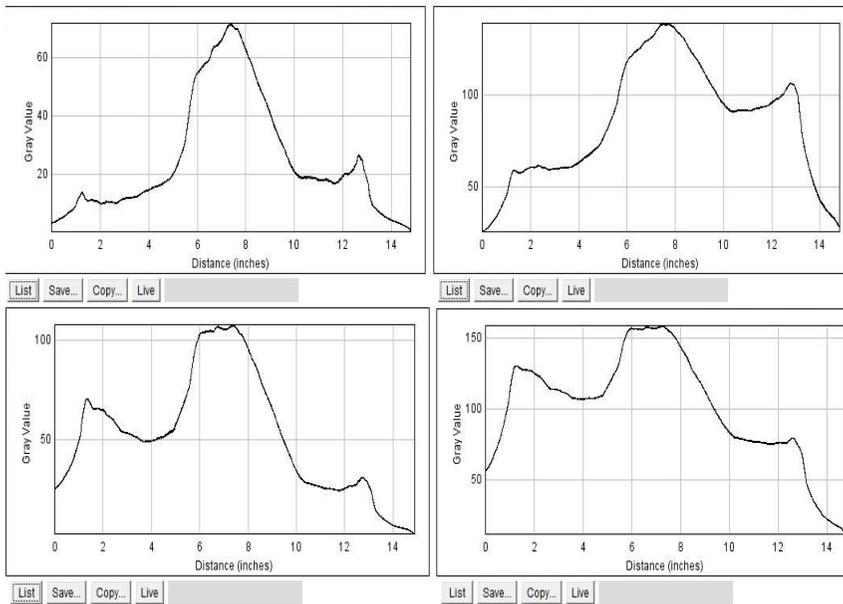


Figura 2. Histogramas adquiridos por meio do software imageJ versão 1.49e. Na porção superior observamos a análise das imagens adquiridas na primeira instituição, antes (A1 com  $RSR_{A1} = 0,55$ ) e depois (A2 com  $RSR_{A2}=1,21$ ) da troca dos químicos, respectivamente. Na porção inferior observamos a análise das imagens adquiridas na segunda instituição, antes (B1 com  $RSR_{B1} = 0,66$ ) e depois (B2 com  $RSR_{B2} = 1,10$ ) das trocas dos químicos, respectivamente.

Tabela 3. Valores de razão sinal-ruído (RSR) obtidos através de análises dos histogramas A (A1 e A2) e B (B1 e B2), classificados como antes e depois.

Histograma	RAZÃO SINAL RÚIDO	
	$RSR_1$ (antes)	$RSR_2$ (depois)
A	0,55	1,21
B	0,66	1.10

Fonte: Dados da pesquisa, 2015.

Os dados observados na Figura 2 e na tabela 3 permitem destacar um aumento na razão sinal-ruído (RSR) das imagens em ambas as instituições após a troca dos componentes químicos. A relação

sinal-ruído representa a informação requerida pelo sistema radiográfico e a incerteza aleatória do sinal, o ruído em excesso prejudica a informação contida em uma imagem (Botelho, 2015). Quanto maior o for o ruído, maior será a perda da qualidade da imagem. Porém, quanto maior for a exposição, maior será o sinal gerado para atribuímos uma variabilidade da representação radiográfica. Notamos que mesmo após diminuição dos parâmetros técnicos de exposição, as imagens apresentaram menor ruído – melhor qualidade-, principalmente por conta da troca das soluções químicas.

Desta forma, é factível perceber a influência proporcional que o pH e a temperatura possuem sobre o processamento radiográfico convencional. Suleiman et al (1992) apud Magalhães, Azevedo e Carvalho (2002), afirmam que de acordo com dados da literatura, erros devidos ao processamento incorreto podem representar 13% dos filmes rejeitados em um serviço.

No Brasil, a Portaria nº 453/98 SVS/MS, determina a obrigatoriedade da implantação de um programa de garantia de qualidade (PGQ) em toda instituição que faça uso de radiações ionizantes (BRASIL, 1998). Um PGQ possui 03 objetivos principais: melhorar a qualidade da imagem radiográfica, reduzir os custos e as doses fornecidas aos pacientes (PAPP, 1998).

Diante disso, é possível afirmar que as imagens radiológicas proporcionam informações importantes para a decisão dos futuros passos de um diagnóstico, um tratamento ou acompanhamento de um procedimento. Entretanto, o nível necessário de qualidade de imagem para o correto diagnóstico tem que ser obtido na mais baixa dose de radiação possível ao paciente (Furquim e Costa, 2009).

Salienta-se que diversas variáveis podem estar associadas ao nível de degradação dos químicos radiológicos, dentre essas, citam-se: a temperatura da sala, umidade relativa do ar do ambiente, sistema de exaustão do ambiente, termoestato da processadora, armazenamento,

preparo, uso e tempo de troca das soluções químicas, etc. Como estas variáveis não faziam parte dos objetivos deste trabalho - por se tratar de um estudo piloto -, já há uma proposta para que outro estudo seja realizado com a adição destes demais parâmetros.

Contudo, os resultados deste estudo nos permitiram perceber que a utilização das soluções químicas com o pH e a temperatura diferentes resultaram no prejuízo da qualidade da imagem demandando incremento nos fatores de exposição para garantir-lhes maior nitidez e contraste na imagem. As doses na entrada da pele variaram entre as instituições e também se mostraram dependentes do pH e da temperatura.

#### **4. CONCLUSÃO**

Concluimos que alteração da temperatura e do pH indicam a saturação das soluções químicas dos componentes revelador e fixador, exigindo como ação compensatória a elevação dos fatores de exposição, para garantir obtenções de imagens radiográficas em níveis satisfatórios de diagnóstico. Ademais, o aumento da kVp e mAs permitirá correção da insuficiência do perfil de sensibilidade provocada pela degradação dos agentes reveladores, durante o processo de revelação. Em contrapartida, a elevação desses fatores resulta em uma maior DEP. Logo, é necessário haver um controle periódico da temperatura e do pH desses componentes, para que não seja necessário o incremento nas constantes físicas e conseqüentemente promover o aumento da exposição radiológica no paciente.

#### **Agradecimentos**

Ao Instituto Federal de Educação, Ciência e Tecnologia da Bahia – IFBA, Campus Salvador, pelo apoio e incentivo a pesquisa, assim como as Instituições participantes do estudo.

## Referências

- Azevedo, ACP. Mohamadain, KEM. Osibote, AO et al. (2005) – Estudo Comparativo das técnicas radiográficas e doses entre o Brasil e a Austrália. *Revista Radiol Bras.*, Vol. 38(5) pp. 343-346.
- Botelho, MZ. (2015) – Controle de qualidade em sistemas digitais. Anais/apresentação do XX Congresso Brasileiro de Física Médica e Simpósio Internacional de Proteção Radiológica em Medicina; 12 a 15 de agosto de 2015; Rio de Janeiro, RJ, Brasil.
- Bushong, SC. (2007) – *Ciência Radiológica para Tecnólogos: física, biologia e proteção*. Editora Elsevier. RJ
- Carlson, AM. (2007) – Gerenciamento de resíduos químicos em ambientes hospitalares: necessidades e dificuldades: estudo de caso: Hospital Universitário localizado no Estado do Rio de Janeiro [Dissertação]. Rio de Janeiro, RJ: Universidade do Estado do Rio de Janeiro.
- Fernandes, GS. Carvalho, ACP. Azevedo, ACP. (2005) – Avaliação dos riscos ocupacionais de trabalhadores de serviços de radiologia. *Revista Radiol Bras.*, Vol. 38(4) pp. 279-281.
- Furquim, TAC. Costa, PR. (2009) – Garantia de qualidade em radiologia diagnostic. *Revista Brasileira de Física Médica*. Vol. 3(1), pp. 91-9.
- Grigoletto, JC. Santos, CB. Albertini, LB. Takayanagui, AMM. (2011) – Situação do gerenciamento de efluentes de processamento radiográfico em serviços de saúde. *Revista Radiol Bras.* Vol. 44(5), pp. 301-307.
- Magalhães, LAG. Azevedo, ACP. Carvalho, ACP. (2002) – A importância do controle de qualidade de processadoras automáticas. *Revista Radiol Bras.* Vol. 35(6), pp. 357-363.
- Pacheco, JG. Santos, MB. Neto, JT. (2007) – Avaliação dos serviços de radiodiagnóstico convencional de dois hospitais da rede pública estadual de rio branco, acre. *Revista Radiol Bras.* Vol. 40(1) pp. 39-44.
- Papp, J. (1998) – *Quality management in the imaging sciences*. St. Louis: Mosby.
- Osibote, AO. Azevedo, ACP. Carvalho, ACP et al. (2007) – Exposição de pacientes e qualidade da imagem em radiografias de tórax: uma avaliação crítica. *Revista Radiol Bras*, Vol. 40(2), pp.119-122.
- Sales, CCL. Spolti, GP. Lopes, MSB et al. (2009) – Gerenciamento dos resíduos sólidos dos serviços de saúde: aspectos do manejo interno no município de Marituba, Pará, Brasil. *Revista Ciência Saúde Coletiva*. Vol. 14, pp. 2231 –2238.
- Stears, JG. Gray, JE. Winkler, NT. (1979) – Evaluation of pH monitoring as a method of processor control. *Radiol Technol*, Vol. 50, pp. 657-663.
- Suleiman, OH. Conway, BJ. Reuter, FG. Slayton, RJ. (1992) – Automatic film processing: analysis of 9 years of observations. *Radiology*, Vol. 185, pp. 25-28.
- Ues, K. Piaia, L. Schweickardt, M et al. (2008) – Uso de processos avançados de oxidação na degradação dos resíduos de revelador e fixador de raio-x. Anais do XVI Encontro de Química da Região Sul; 13 a 15 de novembro de 2008; Blumenau, SC, Brasil.

(Página deixada propositadamente em branco)

**CAPÍTULO 4**  
**PROTEÇÃO RADIOLÓGICA**  
**DOS TRABALHADORES E DO PÚBLICO**

(Página deixada propositadamente em branco)

**IMPLANTAÇÃO DE PROGRAMAS DE MONITORAÇÃO DA  
EXPOSIÇÃO OCUPACIONAL INTERNA EM SERVIÇOS  
DE MEDICINA NUCLEAR NO BRASIL: SITUAÇÃO  
ATUAL E PERSPECTIVAS FUTURAS NO ESCOPO  
DO PROJETO IAEA RLA 9075**

**IMPLEMENTATION OF OCCUPATIONAL INTERNAL  
EXPOSURES MONITORING PROGRAMMES IN NUCLEAR  
MEDICINE CLINICS IN BRAZIL: CURRENT STATUS AND  
FUTURE PERSPECTIVES IN THE SCOPE OF THE IAEA  
PROJECT RLA 9075**

**B. M. DANTAS – bmdantas@ird.gov.br (Instituto de Radioproteção e Dosimetria)**

**A. A. REIS – arlene@ird.gov.br (Instituto de Radioproteção e Dosimetria)**

**A. L. A. DANTAS - adantas@ird.gov.br (Instituto de Radioproteção e Dosimetria)**

**E. A. LUCENA - eder@ird.gov.br (Instituto de Radioproteção e Dosimetria)**

**S. M. OLIVEIRA - salomao@aluno.ird.gov.br (Instituto de Radioproteção e Dosimetria)**

**PALAVRAS-CHAVE:** iodo 131, medicina nuclear, dosimetria, radioproteção, monitoração in vivo

**RESUMO:** No Brasil são realizados anualmente cerca de 33 milhões de procedimentos de diagnóstico e terapia na área de

medicina nuclear. O  $^{131}\text{I}$  é utilizado em cerca de 350 clínicas no país e destaca-se entre outros radionuclídeos do ponto de vista dos riscos de exposição ocupacional interna. O iodo elementar é volátil e pode ser inalado livre ou agregado a particulados em suspensão no ambiente. De acordo com o modelo biocinético sugerido pela ICRP, o vapor de iodo, quando inalado, é transferido, por difusão, da região pulmonar-alveolar diretamente à corrente sanguínea e, posteriormente, cerca de 30% são absorvidos pela glândula tireoide. Embora a maioria dos trabalhadores que manipulam radionuclídeos na área de saúde seja monitorada rotineiramente para avaliação de sua exposição externa à radiação, com relação à exposição interna, e apesar da existência de claras recomendações internacionais e normativas nacionais, poucos trabalhadores têm sido monitorados de forma sistemática na América Latina. Assim, foi constituído, no escopo do Projeto Regional IAEA RLA 9075, um Grupo de Trabalho composto de especialistas em dosimetria interna, cujo objetivo principal é a disseminação das metodologias de monitoração e cálculo de dose interna entre os profissionais que atuam em serviços de medicina nuclear. A execução dos procedimentos deve ser coordenada por um profissional que atua como ponto de contato entre a clínica e o Grupo de Trabalho em nível nacional. Esta estratégia visa descentralizar os planos de monitoração interna de forma que um maior número de trabalhadores ocupacionalmente expostos seja controlado e que os riscos de incorporação sejam reduzidos a níveis aceitáveis nos serviços de medicina nuclear.

**KEYWORDS:** iodine 131, nuclear medicine, dosimetry, radiation protection, in vivo monitoring

ABSTRACT: In Brazil about 33 million procedures of diagnostic and therapy in nuclear medicine are carried out annually.  $^{131}\text{I}$  is used in about 350 clinics over the country and should be highlighted among other radionuclides because of the risk of occupational internal exposure. The elemental iodine is volatile and can be inhaled as a free gas or as a particulate in suspension in the workplace. According to the biokinetic model suggested by the ICRP, when iodine vapor is inhaled, it is transferred by diffusion from pulmonary-alveolar region directly to the blood stream and, subsequently, about 30% are absorbed by the thyroid gland. Although most of the workers who handle radionuclides in medical facilities are monitored routinely to the control of external exposure to radiation, in relation to internal exposure, and despite the existence of clear international recommendations and national regulations, few workers have been monitored in a regular basis in Latin America. Thus, a working group of experts on internal dosimetry has been established in the scope of the IAEA Regional Project RLA9075, with the main objective of disseminating the methodologies of monitoring and internal dose estimation among nuclear medicine professionals. The implementation of the internal monitoring procedures should be conducted by a professional of the clinic under supervision of the working group at the national level. Such strategy aims to disseminate internal monitoring plans so that a higher number of occupationally exposed workers should be controlled and the risks of intakes are reduced to acceptable levels in nuclear medicine services.

## 1. INTRODUÇÃO

O Brasil possui atualmente em funcionamento cerca de quatrocentos e vinte Serviços de Medicina Nuclear autorizados pela

Comissão Nacional de Energia Nuclear [CNEN, 2016]. A manipulação de fontes abertas em medicina nuclear constitui um risco de incorporação via inalação e ingestão e, conseqüentemente, exposição interna. Dependendo do cenário de exposição e baseado em critérios internacionais de avaliação, o risco de incorporação de radionuclídeos torna necessário que os trabalhadores sejam monitorados de forma individual e periódica, visando manter o controle sobre as doses internas [IAEA, 1999; Dantas et al, 2008; CNEN, 2011].

Ao longo dos últimos dez anos foram desenvolvidos estudos no IRD propondo a utilização de equipamentos de diagnóstico como gama-câmaras e captadores de tireoide, além de monitores de contaminação superficial, disponíveis nos próprios serviços de medicina nuclear, como alternativas simples e economicamente viáveis para a monitoração interna de profissionais que manipulam fontes abertas de  $^{131}\text{I}$  [Dantas et al, 2010; Lucena et al, 2007; Vidal et al, 2007; Oliveira et al, 2015]. As alternativas propostas fornecem subsídios para a implantação de programas de monitoração interna e contribuem para um maior controle das exposições ocupacionais.

Assim, um dos objetivos do projeto IAEA RLA 9075, a ser executado até o final de 2017 consiste na disseminação das técnicas de monitoração de  $^{131}\text{I}$  na tireoide e das metodologias de cálculo de dose interna em um grupo de instalações médicas onde são manipuladas atividades significativas de  $^{131}\text{I}$ , com prioridade para os hospitais públicos onde são realizados procedimentos de iodoterapia.

## 2. MÉTODOS

O trabalho é executado a partir de visitas técnicas aos serviços de medicina nuclear convidados a participar voluntariamente do

projeto. Nestes, são implantadas as metodologias de monitoração in vivo de  $^{131}\text{I}$  na tireoide e cálculo de dose interna.

As técnicas de medição e interpretação dos dados de bioanálise são apresentadas aos profissionais envolvidos no processo, sendo o SPR do serviço o responsável pela manutenção e avaliação da rotina de monitoração.

As sondas de captação, gama-câmaras e monitores de contaminação de superfície pertencem aos hospitais e os simuladores de tireoide-pescoço pertencem ao IRD.

O simulador de tireoide-pescoço consiste de uma peça de papel de filtro com formato da tireoide humana, impregnado com solução-padrão de  $^{133}\text{Ba}$ , selada com filme de polietileno, fixada em um suporte de acrílico, e encaixada em um cilindro de poliuretano com formato do pescoço humano [Dantas et al, 2007].

Os monitores de contaminação de superfície são usualmente constituídos por detectores Geiger-Muller, dado que estes robustos, versáteis no tipo de radiação que detectam e são adquiridos a um baixo custo em relação a detectores constituídos por cintiladores.

A gama-câmara é um equipamento usado na medicina nuclear para gerar imagens funcionais dos órgãos por meio da detecção de raios gama emitidos pelos radiofármacos administrados aos pacientes. Geralmente as gama-câmaras são constituídas por detectores de cristais de  $\text{NaI(Tl)}$ .

O captador de tireoide é basicamente um detector de  $\text{NaI(Tl)}$  montado em um suporte articulado, conectado a um sistema eletrônico de análise de pulsos e acoplado a um microcomputador.



Figura 1. Calibração de detector de contaminação de superfície (direita) e Gama-câmara (esquerda) utilizando simulador de tireoide-pescoço do IRD



Figura 2. (Acima) Medição in vivo utilizando captador de tireoide; (Esquerda) Montagem do simulador de tireoidepescoço desenvolvido no IRD

### 3. RESULTADOS

Até o momento, os equipamentos disponíveis em quatro hospitais públicos localizados na cidade do Rio de Janeiro foram calibrados visando à monitoração in vivo de  $^{131}\text{I}$  na tireoide.

Ao longo dos últimos 12 anos, foram promovidas pelo IRD três intercomparações de medição in vivo envolvendo vinte laboratórios de dosimetria interna localizados em treze países da América

Latina. A Figura 3 apresenta um resumo do resultado da última intercomparação.

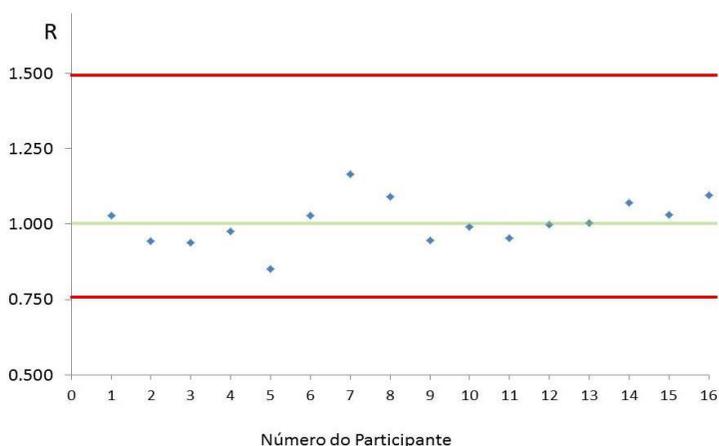


Figura 3. Desempenho dos participantes de acordo com o critério de aceitação ANSI ( $0.75 < R < 1.5$ )

Foi realizada também uma intercalibração e uma intercomparação nacional envolvendo cinco Laboratórios de Dosimetria Interna do Brasil [Dantas et al, 2013].

Em uma etapa posterior ao final do projeto espera-se que os procedimentos de monitoração interna sejam implantados em outros SMN do país e, assim, contribuir para melhorar o controle de exposições dos trabalhadores que manipulam fontes abertas no Brasil.

#### 4. CONCLUSÕES

Os sistemas de detecção disponíveis nos hospitais participantes do projeto (Gama câmaras, Sondas de captação e monitores de contaminação superficial) foram considerados adequados para a implementação de programas rotineiros de monitoração interna

dos trabalhadores que manipulam atividades significativamente elevadas de  $^{131}\text{I}$  para fins de terapia.

Os laboratórios participantes das intercomparações apresentaram resultados satisfatórios, considerando os limites de aceitação adotados nos exercícios promovidos pelo IRD, os quais se baseiam em critérios recomendados por órgãos internacionais da área de metrologia.

### Agradecimentos

Os autores agradecem ao Setor de Mecânica do IRD pelo apoio no desenvolvimento do simulador de tireoide; ao Laboratório de Ciências Radiológicas da UERJ pela disponibilização de monitores de contaminação superficial para os testes de calibração e aos hospitais públicos do Rio de Janeiro pela disponibilização de equipamentos para realização dos testes de aplicabilidade de gama-câmaras e sondas de captação.

### Referências

- CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. Instalações Autorizadas. Disponível em: < <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/entidades-aut-cert.asp>>. Último acesso: 09 Dez. 2015
- IAEA - International Atomic Energy Agency. Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides. Safety Guide No. RS-G-1.2, 1999.
- CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. Diretrizes Básicas de Radioproteção. Norma CNEN-NE-3.01. Rio de Janeiro: RJ, 2011.
- CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. Critérios para cálculo de dose efetiva, a partir da monitoração individual. Posição Regulatória 3.01/005, 2011.
- Dantas, B.M.; Dantas, A.L.A.; Lucena, E.A.; et al. A Protocol for the Calibration of Gamma Cameras to Estimate Internal Contamination in Emergency Situations. Radiation Protection Dosimetry, V. 127, p. 253-257, 2007
- Dantas, B.M.; Lucena, E.A. and Dantas, A.L.A. Internal Exposure in Nuclear Medicine: Application of IAEA Criteria to Determine the Need for Internal Monitoring. BABT, v.51, p.103-107, 2008.

- Dantas, B.M.; Cardoso, J.S.; Dantas, A.L.A.; et al. Intercomparação Nacional de Medição In Vivo de Iodo-131 na Tireoide – Projeto TC IAEA BRA 9055. *Scientia Plena*, v. 9, 2013.
- Dantas, B.M.; Dantas, A.L.A.; Acar, M.E.D.; et al. Accreditation and Training on Internal Dosimetry in a Laboratory Network in Brazil: An Increasing Demand. *Radiation Protection Dosimetry*, v. 114, p. 124-129, 2010.
- Lucena, E.A.; Rebelo, A.M.O.; Araújo, F.; et al. Evaluation of Internal Exposure of Nuclear Medicine Staff Through in Vivo and in Vitro Bioassay Techniques. *Radiation Protection Dosimetry*, v. 127, p. 465-468, 2007.
- Oliveira, S.M.; Assis, J.C.; Dantas, A.L.A. e Dantas, B.M. Avaliação da sensibilidade de monitores de contaminação para aplicação em monitoração da exposição interna de trabalhadores em medicina nuclear. *Brazilian Journal of Radiation Sciences*. 03-1. 01-12, 2015
- Vidal, M.V.S.; Dantas, A.L.A. and Dantas, B.M. A Methodology for Auto-Monitoring of Internal Contamination by  $^{131}\text{I}$  in Nuclear Medicine Workers. *Radiation Protection Dosimetry*, v. 125, p. 483-487, 2007.

(Página deixada propositadamente em branco)

**A AVALIAÇÃO DE DOSE DE RADIAÇÃO  
IONIZANTE PELA CPR**

**THE EVALUATION OF IONIZING RADIATION DOSE  
BY THE CPR**

**A. MONTEIRO – anara.monteiro@gmail.com (Téc. Radiologia, Centro Hospitalar do Porto)**

**C. MACHADO – claudiacarvalhomachado@gmail.com (Téc. Radiologia, Centro Hospitalar do Porto)**

**F. MESQUITA – filomenaoliveira.di@chporto.min-saude.pt (Téc. Radiologia, Centro Hospitalar do Porto)**

**I. PINTO – ildefonso.pinto@medicalconsult.pt (Físico Médico, Medical Consult)**

**PALAVRAS-CHAVE:** proteção radiológica, radiação, monitorização de dose, efeito estocástico, efeito determinístico.

**RESUMO:** Nos últimos 100 anos, os meios complementares de diagnóstico e terapêutica transformaram-se em ferramentas essenciais para todos os ramos e especialidades da medicina. Devido às suas propriedades únicas, a radiação ionizante apresenta múltiplas aplicações terapêuticas. Contudo, pode também originar potenciais danos para os profissionais e pacientes.

A quantificação do valor de dose de radiação para os pacientes e o tempo de exposição dos procedimentos são uma preocupação crescente dos profissionais. Na radiologia de intervenção, as

boas práticas recomendam a monitorização e registo de dose no processo clínico dos pacientes. Os pacientes expostos a doses elevadas devem ser sinalizados e acompanhados, avaliando o aparecimento de efeitos resultantes da exposição à radiação. Este trabalho tem como objetivo dar a conhecer o papel da Comissão de Proteção contra Radiações (CPCR) no contexto do Centro Hospitalar do Porto.

**KEYWORDS:** Radiation protection, radiation, dose monitoring, stochastic effect, deterministic effect.

**ABSTRACT:** In the last 100 years, auxiliary diagnostic and therapeutic means have become essential tools for all sectors and medical specialties. Due to its unique properties, ionizing radiation has multiple therapeutic applications. However, it can also cause potential harm to users and patients.

Quantification of radiation dose to the patient and the exposure time of the procedures are a growing concern for the users of ionising radiation. In interventional radiology, good practice recommends the monitoring and dose registration in the clinical record of patients. Being that patients exposed to high dose must be monitored and followed to evaluate the appearance of effects resulting from radiation.

This paper aims to present the side effects from the use of ionizing radiation in patients, and the importance of the Committee on Radiation Protection (CPCR) in Centro Hospitalar do Porto.

## **1. INTRODUÇÃO**

Os riscos associados à radiação ionizante são conhecidos há quase tanto tempo como a própria radiação. Um ano após a des-

coberta da radiação X por Röntgen, foi relatada a primeira morte relacionada com a exposição à radiação. Clarence Dally, assistente de Thomas Edison, que passava horas a conceber experiências em frente ao fluoroscópio, desenvolveu uma dermatite aguda que resultou na sua morte (Brodsky and Kathren 1989).

Diariamente, a nível mundial, a radiação ionizante é utilizada para geração de imagens de pacientes, intervindo na realização de mais de 10 milhões de procedimentos na área da radiologia de diagnóstico (Holmberg et al. 2010). Nos Estados Unidos da América (EUA) o valor médio de exposição da sua população à radiação ionizante, com fins médicos, aumentou cerca de sete vezes no período compreendido entre 1980 e 2006 (Johnson 2015). De acordo com o relatório Dose Datamed 2 de Abril de 2012, a dose média anual em Portugal encontrava-se a meio da tabela entre os países Europeus (de acordo com a classificação da RP 154, em termos de dose média anual, Portugal situa-se em linha com a média europeia).

O Centro Hospitalar do Porto, em 2006, criou a CPRC cujo objetivo é o de assegurar o desenvolvimento e implementação de políticas e procedimentos de proteção contra radiações ionizantes, assim como, garantir a existência de um fórum institucional de consulta, comunicação e disseminação de informação em matéria de radiação. Perante um relatório de uma dose elevada anormal, quer nos profissionais quer nos pacientes, a CPRC desencadeia um processo de averiguação do evento e uma monitorização e acompanhamento do mesmo.

O conhecimento dos mecanismos de ação da radiação ionizante é fundamental para a gestão do risco radiológico. O conhecimento de fatores como a utilização apropriada dos equipamentos de radioproteção, o tipo e o tempo de exposição utilizada, e a correta avaliação dos seus efeitos secundários a nível biológico, são indispensáveis na monitorização e controlo da exposição à radiação (Mahesh 2001a).

Tabela 1. A relação entre os potenciais efeitos da exposição à radiação e os limiares de dose associados (Wagner et al 1998).

Efeitos potenciais da exposição à radiação ionizante		
Efeito	Limiar de dose (Gy)	Tempo de latência
Eritema transitório	2	2-24h
Eritema grave	6	~ 1.5 semanas
Epilação temporária	3	~ 3 semanas
Epilação permanente	7	~ 3 semanas
Descamação seca	14	~ 4semanas
Descamação húmida	18	~ 4 semanas
Ulceração secundária	24	≥ 6 semanas
Eritema tardio	15	8-10 semanas
Cancro de pele	Desconhecido	≥ 15 anos

Os efeitos da radiação ionizante podem dividir-se em estocásticos e determinísticos. O princípio ALARA (as long as reasonably achievable) deve estar sempre presente na mente nos utilizadores de radiação ionizante. Este princípio defende que a exposição à radiação deve ser tão baixa quanto razoavelmente exequível, mantendo o valor diagnóstico. Desta forma, devem-se adotar medidas e procedimentos que minimizem a dose de radiação ionizante absorvida pelos doentes e profissionais de saúde, nunca ultrapassando os limites estabelecidos pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) (Vano et al. 2015).

A limitação das doses é imposta com o objetivo de se reduzir os efeitos determinísticos e estocásticos da radiação. Os limites estabelecidos são considerados suficientemente baixos para evitar os efeitos mutagénicos e carcinogénicos. A tabela 1 apresenta a relação entre os potenciais efeitos da exposição à radiação e os limiares de dose associados a cada um (Balter et al. 2012).

## 2. MÉTODOS

Este trabalho fundamenta-se numa revisão da literatura especializada, no qual se consultaram as diretivas internacionais e artigos de referência na área investigada, e nos procedimentos da CPR do Centro Hospitalar do Porto (CHP).

A CPR nasceu em 2006 através da colaboração de uma equipa multidisciplinar constituída por técnicos e médicos de Radiologia e de Medicina Nuclear e de uma assessoria em física médica. A sua génese centrou-se na necessidade de promover a reflexão mais constante, sistemática e atenta sobre as questões relacionadas com a proteção radiológica.

Atenta ao aumento do número e complexidade dos procedimentos na área de intervenção, que por vezes implicam tempos de exposição superiores a uma hora, a Comissão sentiu necessidade de desenvolver e implementar um sistema que permita sinalizar os doentes que tenham sido expostos a doses elevadas de radiação durante um procedimento, ou outros eventos que necessitem ser investigados, de forma a desencadear o processo de avaliação de danos diretamente relacionados com os mesmos.

### **Sistemas de Proteção Radiológica**

O objetivo da gestão de dose é minimizar o risco de radiação para o paciente, sem aumentar outros riscos, tais como complicações nos procedimentos.

Os procedimentos de intervenção são muitas vezes complexos e podem envolver mudanças dinâmicas no tamanho do campo de exposição, geometria, posição, pico kilovolt e modo de aquisição de imagem. Além destes fatores, a dose de radiação recebida pelo paciente depende também do equipamento utilizado bem como da experiência do utilizador (Mahesh 2001a).

Devido à variabilidade da espessura do paciente e ao facto destes exames serem tão dinâmicos durante a sua execução, podendo envolver diferentes tipos de aquisição (fluoroscopia normal, alta dose, fluoroscopia cine, fluoroscopia pulsada) por vezes é difícil quantificar a dose recebida pelo paciente (Mahesh 2001a, Stecker et al. 2009, Miller et al. 2010).

O princípio de ALARA e o de justificação e otimização, são os pilares fundamentais que influenciam a proteção radiológica. No entanto, outros fatores como o tempo, a distância e a blindagem constituem os aspetos-chave dos princípios de proteção gerais:

Tempo: minimizar o tempo de utilização da radiação num procedimento (isto pode reduzir a dose de radiação por um fator de 2 a 20 ou mais). Importante se o objetivo for minimizar o tempo de fluoroscopia ou o número imagens adquiridas;

Distância: O aumento da distância do foco à pele do doente é uma medida eficaz de redução da dose à entrada (dose na pele do doente).

Blindagem: uso de blindagem eficiente. A blindagem é mais eficaz como uma ferramenta para a proteção pessoal, esta tem um papel limitado na proteção de partes específicas do corpo dos pacientes como a mama, gónadas femininas, olhos e tireoide (Mahesh 2001a, Rehani et al. 2010).

Há muitos fatores comuns que afetam a dose de radiação dos pacientes e dos utilizadores. Toda a ação que reduz a dose do paciente também irá reduzir a dose do utilizador, mas o inverso não é verdadeiro. Os profissionais podem utilizar os aventais de chumbo, óculos plumbíneos ou outros tipos de proteção, podendo reduzir a sua própria dose de radiação, mas esses dispositivos de proteção não reduzem a dose do paciente. Em algumas situações, uma sensação de segurança por parte dos utilizadores pode levar à negligência de proteção dos pacientes (Mahesh 2001b, Rehani et al. 2010).

Na preparação dos procedimentos, todos os envolvidos devem receber formação relativamente à proteção radiológica de acordo com a política institucional e regulamentação governamental que, geralmente, deve incluir avaliação dos potenciais efeitos adversos da radiação em pacientes, a utilização do equipamento fluoroscópico da instituição, fatores que afetam a dose do paciente, e as medidas que podem ser tomadas para reduzir a dose (Stecker et al. 2009). De acordo com alguns autores e prática em alguns países, deve ser ainda dado ao paciente um consentimento informado sobre os efeitos da radiação, em particular quando a dose esperada do procedimento possa ser elevada.

A radiação é apenas um item no planeamento do procedimento de intervenção. Outros riscos devem ser considerados, tais como efeitos secundários ao iodo e agentes de contraste, a idade e a história clínica do paciente (doenças como anemia Fanconi, xeroderma pigmentoso, síndrome de Bloom, escleroderma, lúpus eritematoso sistémico, artrite reumatoide, diabetes mellitus e hipertireoidismo aumentam a sensibilidade do tecido no desenvolvimento de efeitos a radiação). Estas questões devem ser cuidadosamente ponderadas para cada paciente e cada situação clínica (Stecker et al. 2009, Miller et al. 2010, Balter 2014).

Durante o procedimento a monitorização da radiação é da responsabilidade do técnico, enfermeiro ou outro pessoal dependendo da política e as necessidades da instituição e de acordo com as leis e regulamentos pertinentes (Stecker et al. 2009, Balter 2014). Em Portugal, esta responsabilidade é do técnico de radiologia e do radiologista. No caso do CHP encontra-se em fase de implementação a notificação de dose pelo técnico de radiologia.

Para a monitorização de radiação o operador é notificado quando o paciente atinge 2 Gy, uma vez que de acordo com os dados atuais, as reações da pele podem ocorrer em pacientes sensíveis dentro de horas após ter recebido essa dose. Para as

unidades que só podem monitorizar tempo de fluoroscopia, o operador é notificado quando o total de tempo de fluoroscopia chegou a 30 minutos, sendo referenciado que em alguns casos há lesões quando se refere tempo de exposição de 60 minutos. Intervalos de notificação devem ser reduzidos para os procedimentos que envolvem um número relativamente grande de aquisição de imagens (Stecker et al. 2009, Balter et al. 2010).

A interrupção de um procedimento devido ao cuidado com a dose de radiação é pouco provável que aconteça, uma vez que o benefício clínico de um procedimento bem sucedido quase sempre é superior a qualquer prejuízo para o paciente devido à radiação (Stecker et al. 2009, Balter 2014).

No fim do procedimento o responsável pela monitorização da dose deve escrever uma nota adequada no processo do paciente, se qualquer um desses valores forem ultrapassados, o que indica que uma dose significativa de radiação foi administrada. O paciente é instruído para notificar o responsável se notar alguma alteração na área irradiada. O seguimento clínico é o passo seguinte, caso no auto - exame surjam achados de efeitos determinísticos. (Stecker et al. 2009, Balter 2014).

### **Dosimetria**

As medições de radiação são fundamentais para os programas de controlo de qualidade dos equipamentos de raios X e para medir ou estimar doses a que estão submetidos os pacientes, ou seja, na dosimetria do paciente.(Chida et al. 2010)

A dosimetria do paciente é um processo complexo devido ao tipo de radiação utilizada, à diversidade de técnicas para obtenção da imagem e às diferentes modalidades e duração de exposição. Os relatórios de dosimetria são por vezes um verdadeiro desafio, devido às várias unidades e grandezas utilizadas (Scott 2014).

A definição de dose é geralmente utilizada para designar a dose absorvida que se refere à quantidade de radiação depositada no corpo ou numa parte anatómica particular. É também usado para determinar se as alterações específicas nos tecidos podem resultar de radiação. No SI (Sistema Internacional) a sua unidade é J/kg a que foi dado o nome de Gray (Gy), sendo que 1 Rad corresponde a 0,01Gy (Stecker et al. 2009).

Para fins de proteção contra a radiação e avaliação da dose ou risco para os seres humanos, em termos gerais, a quantidade normalmente calculada é a dose média absorvida num órgão ou tecido (Chida et al. 2010).

Por esse motivo, as definições de grandezas dosimétricas básicas são o *air kerma* e a dose absorvida que levam em conta as condições em que as medições são realizadas (livre no ar, no paciente ou no simulador) e o meio em que são expressos os valores da grandeza (no ar, na pele, ou no tecido mole) (Chida et al. 2010).

O *air kerma* consiste na energia extraída a partir de um feixe de raios-x por unidade de massa de ar em um pequeno volume de ar irradiado. O *air kerma* é medido em grays. Para raios X de diagnóstico, *air kerma* é a dose administrada a esse volume de ar.(Stecker et al. 2009)

Exposição é a palavra frequentemente utilizada para descrever um paciente submetido a radiação ionizante. Contudo, a exposição consiste em diversos fatores técnicos envolvidos na construção da imagem durante um determinado exame (Stecker et al. 2009).

Nem a exposição nem o *air kerma* medem com precisão o efeito da radiação sobre os seres humanos porque ambos são medidas de ionização no ar. (Scott 2014).

### 3. RESULTADOS

A CPRC deve garantir um nível adequado de recursos, tais como pessoal, instalações e equipamentos, para garantir que as doses de radiação são controladas adequadamente. A monitorização de dose não se deve cingir à blindagem das instalações e dos equipamentos, mas também à monitorização de radiação. A garantia da qualidade é um componente essencial de qualquer programa de monitorização.

Encontra-se em fase de implementação institucional um sistema que é desencadeado através de uma notificação por parte dos técnicos de radiologia, sempre que se observar pelo menos um dos pressupostos constantes da tabela 2.

Tabela 2. Tabela de monitorização de doses utilizada pela CPRC no CHP. Baseada em Safrad International Atomic Energy Agency

"Trigger Values"	
Tempo de fluoroscopia	> 60 minutos
Dose Area Product (DAP)	> 500 Gy.cm <sup>2</sup> e > 50000 µGy.m <sup>2</sup>
Dose na pele	> 2Gy
"Trigger Events"	
Lesão visível desencadeada por radiação	
Paciente Errado	
Gravidez desconhecida	
Vários procedimentos nos últimos 12 meses	

Foi ainda definida a sequência de procedimentos a seguir de forma a registar e avaliar os efeitos secundários da radiação ionizante (Esquema 1).



Esquema 1. Sequência de procedimentos de notificação de doses desde o paciente até à avaliação e resposta da CPR. (Elaborado pelos autores)

O papel da CPR é fundamental em qualquer organização que realize procedimentos com radiação ionizante. A Comissão garante a monitorização dos procedimentos radiológicos realizados. Desempenha o papel de supervisão sobre todos os fatores envolvidos na exposição à radiação, tais como: a proteção radiológica dos profissionais pré, peri e após os procedimentos; a proteção dos pacientes desenvolvendo ferramentas para garantir que o princípio ALARA é aplicado; verificar se o registo de dose da exposição é efetuado, desencadeando um alerta sempre que os limites de dose estabelecidos são atingidos ou ultrapassados. Garante, ainda, que são desencadeadas ações de averiguação na presença de exposições indevidas, de forma a avaliar a gravidade das mesmas, e desenvolver medidas corretivas e/ou preventivas a implementar.

À CPR compete, ainda, assegurar a existência de programas anuais de controle de qualidade dos equipamentos e avaliação da proteção radiológica das instalações, licenciamento de equipamentos, dosimetria individual para todos os profissionais expostos, formação

em proteção radiológica e, mais recentemente, promover a definição de níveis de referência de diagnóstico para a instituição.

#### **4. CONCLUSÃO**

Com o crescente desenvolvimento das novas tecnologias, bem como, o aumento de rastreios com a utilização de fontes de radiação ionizante, a exposição da população cresceu exponencialmente. Assim, a proteção radiológica assume um papel preponderante na gestão hospitalar.

A atribuição à CPR da competência de identificação, acompanhamento e avaliação das exposições dos doentes sinalizados sujeitos a procedimentos de fluoroscopia, permitiu reforçar a sensibilização dos profissionais para a cuidada gestão da dose para o paciente e os seus efeitos. A implementação dos procedimentos referidos no artigo permitiu assegurar um melhor acompanhamento dos doentes em risco, uma maior acuidade na monitorização das doses e uma otimização dos protocolos. A CPR tem como projeto futuro a criação de um registo de dose no processo clínico do doente.

#### **Referências**

- Balter, S., et al. (2012). "Radiation dose measurements and monitoring for fluoroscopically guided interventional procedures." *J Am Coll Radiol* 9(8): 595-597.
- Balter, S. and D. L. Miller (2014). "Patient skin reactions from interventional fluoroscopy procedures." *AJR Am J Roentgenol* 202(4): W335-342.
- Brodsky A, Kathren RL(1989)." Historical development of radiation safety practices" *Radiographics*; 9(6):1267-1275.
- Chida, K., et al. (2010). "Radiation dose and radiation protection for patients and physicians during interventional procedure." *J Radiat Res* 51(2): 97-105.
- Holmberg, O.,Malone., et al. (2010). "Current issues and actions in radiation protection of patients." *Eur J Radiol* 76(1): 15-19.

- Johnson, M. M. (2015). "Radiation protection education in fluoroscopy." *Radiol Technol* 86(5): 511-528; quiz 528-532.
- Mahesh, M. (2001a). "Fluoroscopy: patient radiation exposure issues." *Radiographics* 21(4): 1033-1045.
- Mahesh, M. (2001b). "The AAPM/RSNA physics tutorial for residents - Fluoroscopy: Patient radiation exposure issues." *Radiographics* 21(4): 1033-1045.
- Miller, D. L., et al. (2010). "Clinical radiation management for fluoroscopically guided interventional procedures." *Radiology* 257(2): 321-332.
- Rehani, M. M., et al. (2010). "ICRP Publication 117. Radiological protection in fluoroscopically guided procedures performed outside the imaging department." *Ann ICRP* 40(6): 1-102.
- Wagner LK, Archer BR.(1998) "Minimizing Risks from fluoroscopic X- rays", 2nd ed. Houston, TX:Partners in Radiation Management.
- Scott, A. M. (2014). "Current issues in radiation dose monitoring and reporting." *Radiol Technol* 85(5): 501-516; quiz 517-520.
- Stecker, M. S., et al. (2009). "Guidelines for patient radiation dose management." *J Vasc Interv Radiol* 20(7 Suppl): S263-273
- Vano, E., et al. (2015). "Implications in medical imaging of the new ICRP thresholds for tissue reactions." *Ann ICRP* 44(1 Suppl): 118-128.
- <http://rpop.iaea.org/safрад>, acedido em 2/2/2016.
- Relatório sobre o projecto Dose Datamed 2 Portugal. In [portugal/Relatorio\\_Dose\\_Datamed2\\_Portugal.pdf](#), acedido em 29/01/2016.

(Página deixada propositadamente em branco)

**UTILIZAÇÃO DE LINHAS DE TENDENCIA PARA  
ESTIMATIVA DE TAXA DE DOSE EM TRATAMENTOS  
AMBULATORIAIS  
DE RADIOIODOTERAPIA COM <sup>131</sup>I**

**UTILIZATION OF TRENDLINES FOR DOSE RATE ESTIMATE  
IN OUTPATIENT TREATMENTS OF RADIOIODINE  
THERAPY WITH <sup>131</sup>I**

**C. RODRIGUES JÚNIOR – claudio.rd.ifpe@gmail.com (Instituto Federal de Educação Ciência e Tecnologia de Pernambuco – IFPE, Recife)**

**J. VIEIRA – jose.wilson59@uol.com (IFPE, Recife)**

**F. LOPES FILHO – ferdinand.lobes@oi.com.br (IFPE, Recife)**

**J. LIMA FILHO – josedemelo@gmail.com (IFPE, Recife)**

**F. LIMA – falima@cnen.gov.br (Centro Regional de Ciencias Nucleares do Nordeste)**

**I. SILVA – islanecristina94@gmail.com (IFPE, Recife)**

**J. BARROS – julianaabarros lucena@gmail.com (IFPE, Recife)**

**K. GONZALEZ – mayara\_kt@hotmail.com (IFPE, Recife)**

**C. OLIVEIRA – claudiamoura.042@gmail.com (IFPE, Recife)**

**C. MORAIS – carol.smorais@hotmail.com (IFPE, Recife)**

**PALAVRAS-CHAVE: radioiodoterapia, <sup>131</sup>I, Doses ambulatoriais, Taxa de Dose, Linhas de Tendências.**

RESUMO: A radioiodoterapia é um procedimento terapêutico com a finalidade de combater diversas patologias que acomete a tireoide, sendo realizada a partir da administração, por via oral, do radioisótopo  $^{131}\text{I}$  e/ou  $^{123}\text{I}$ . Segundo a Norma brasileira da Comissão Nacional de Energia Nuclear a administração de doses ao paciente injetado submetido à terapia utilizando  $^{131}\text{I}$  com atividade inferior a 1850 MBq é considerada ambulatorial, logo não se faz necessária a internação do mesmo, porém, este só poderá ser liberado após ser verificado que o valor da taxa de dose é inferior a 0,03 mSv/h, medido a 2 metros do paciente. O objetivo deste trabalho foi estimar a taxa de dose emitida pelo paciente a dois metros de distância do mesmo quando este for submetido a tratamentos ambulatoriais de radioiodoterapia. Para a pesquisa foram avaliados pacientes submetidos à realização do tratamento em questão em um serviço de medicina nuclear localizado no Recife. Como instrumento de mensuração foi utilizado um contador do tipo Geiger-Muller digital e para a estimativa dosimétrica foram realizadas linhas de tendências comparando-as no intuito de escolher a que melhor representa a estimativa dosimétrica. Os resultados encontrados foram apresentados em gráficos mostrando a variação das taxas de dose de acordo com a atividade do radionuclídeo administrado.

KEYWORDS: Radioiodine therapy,  $^{131}\text{I}$ , Outpatient Dose, Rate Dose, Trendlines.

ABSTRACT: Radioiodine therapy is a treatment procedure in order to combat many diseases that affect the thyroid, being held from the oral administration of the  $^{131}\text{I}$  and / or  $^{123}\text{I}$  radioisotope. According to the Brazilian Norm of National Commission of Nuclear Energy the dose administration to the injected patient submitted of the treatment using  $^{131}\text{I}$  with activity less than

1850 MBq is considered outpatient because the hospitalization is not necessary, however, he can only be released after being checked that the value of the dose rate is less than 0.03 mSv / h, measured at 2 meters of the patient. The objective of this study was to estimate the dose rate emitted by the patient measured in two meters away when subjected to outpatient treatment of radioiodine therapy. For this research, were evaluated patients submitted to the treatment in question in a nuclear medicine service located in Recife. As measurement instrument was used a counter digital Geiger-Muller type, and for dosimetry estimates, were made trendlines comparing them in order to choose the one that best represents the dosimetric estimate in relation to dose rate. The obtained results were presented in graphs showing the variation of the dose rates according to the radionuclide activity administered.

## **1. INTRODUÇÃO**

Atualmente com o avanço da radiologia em diversas áreas médicas, o número de possibilidades de tratamentos utilizando a radiação ionizante aumentou consideravelmente. A medicina nuclear, por exemplo, está entre as principais aplicações da radiação ionizante, que faz uso de fontes abertas de radiação, a qual é depositada seletivamente em tumores ou órgãos específicos, sendo muitas vezes uma alternativa ao tratamento médico cirúrgico em casos de doenças benignas, como o hipertireoidismo e a artrite (CHATAL, 1999).

O hipertireoidismo é uma disfunção na glândula tireoide, que se caracteriza pela produção excessiva dos hormônios T3 e T4, devido ao excesso de iodo na alimentação, ao aparecimento de nódulos na glândula, ao funcionamento mais acelerado da tireoide ou à ingestão dos hormônios da tireoide (FILHO, 2006).

Atualmente os principais tratamentos para combater o hipertireoidismo consistem na administração de drogas antitireoidianas (DAT), cirurgia de remoção total ou parcial da glândula tireoide, também denominada tireoidectomia e o tratamento com iodo radioativo mais conhecido como radioiodoterapia (SINGER et al, 2005).

A Radioiodoterapia é um procedimento terapêutico com a finalidade de combater diversas patologias que acomete a tireoide, sendo realizada a partir da administração, por via oral, do radioisótopo  $^{131}\text{I}$  e/ou  $^{123}\text{I}$ . Devido ao fato do iodo ser absorvido pelas células da tireoide e ao efeito biológico da radiação emitida pelo  $^{131}\text{I}$ , este radioisótopo pode ser utilizado para reduzir o número de células funcionais, no tratamento do hipertireoidismo. (ROCHA, 1976).

Quando o paciente é submetido a um tratamento com o radioisótopo  $^{131}\text{I}$ , o mesmo é considerado como sendo uma fonte radioativa, pois o seu corpo emitirá radiação gama proveniente do decaimento do  $^{131}\text{I}$  (CARVALHO JÚNIOR, 2007). Neste caso o Serviço de Medicina Nuclear deverá seguir as recomendações determinadas pela CNEN, órgão brasileiro que regulamenta as aplicações nos serviços de medicina nuclear do país, pela norma 3.05 (Requisitos de segurança e proteção radiológica para serviços de medicina nuclear), de que ao administrar doses em pacientes submetidos à terapia utilizando  $^{131}\text{I}$  com atividade superior a 1850 MBq (50 mCi) é necessário a internação do paciente em um quarto blindado, porém para doses abaixo de 50 mCi não se faz necessária a internação do mesmo, devendo este ser liberado após verificação que a taxa de dose emitida é inferior a 0,03 mSv/h, medido a 2 (dois) metros (m) do paciente.

Devido à recente atualização da norma regulamentadora do Brasil é difícil avaliar a taxa de dose emitida em pacientes submetidos a tratamentos ambulatoriais com mais de 30 mCi de atividade, pois até o ano de 2013 este era o limiar da atividade a ser considerada ambulatorial, logo faz-se necessária a utilização de meios de estimar a taxa de dose emitida por esses pacientes.

Uma das formas mais simples de se estimar algo é a utilização de linhas de tendências disponíveis em softwares estatísticos comuns como o Excel, que a partir de alguns dados pode-se prever valores superiores ou inferiores por meio de linhas de tendências dispostas em determinados tipos de gráficos. O objetivo deste trabalho foi estimar através de linhas de tendências logarítmica e linear a taxa de dose emitida pelo paciente a dois metros de distância do mesmo quando este for submetido a tratamentos ambulatoriais de radioiodoterapia com o radioisótopo  $^{131}\text{I}$ .

## **2. MÉTODOS**

Para a pesquisa foram avaliados pacientes submetidos à realização de radioiodoterapia em um serviço de medicina nuclear com a utilização de doses ambulatoriais do radioisótopo  $^{131}\text{I}$ . Como instrumento para a mensuração da taxa de dose, foi utilizado um contador Geiger-Muller do tipo digital do fabricante Inspector Alert com precisão de 15%. É válido ressaltar que todas as medidas de proteção radiológicas foram tomadas assim como a utilização dos itens individuais de radioproteção, tais como, protetor de tireoide e avental plumbífero; como também a utilização de uma trena (espécie de fita métrica), sendo esta, para uma maior veracidade dos dados.

Para a coleta e controle dos dados obtidos, foi elaborada uma tabela utilizando o programa Microsoft Excel 2013, em que foi destacado os seguintes itens: atividade do radionuclídeo administrado, e as taxas de dose proveniente da radiação, que fora emitida pelo paciente.

Após a elaboração da tabela foi desenvolvido um gráfico utilizando a função “Inserir Gráfico” do programa Microsoft Excel 2013, onde foram utilizadas apenas as médias dos valores adquiridos com as mensurações feitas com o Geiger-Muller.

A estimativa dosimétrica deu-se pelo uso da função linhas de tendências do programa Microsoft Excel 2013, onde formam construídas linhas de tendências logarítmica e linear no intuito de comparar e escolher a que melhor representa a estimacão dosimétrica referente à taxa de dose emitida pelos pacientes em questão.

Após a elaboração do gráfico foi utilizada a função formatar linha de tendência e posteriormente na função previsão foi atribuído o valor de 20, que corresponde ao acréscimo de 20 mCi no período do gráfico, totalizando um valor de 50 mCi de administração que é o valor máximo a ser administrado como dose ambulatorial.

### 3. RESULTADOS

A amostra do estudo teve uma composição de 24 pacientes que realizaram o tratamento de radioiodoterapia com a utilização de doses ambulatoriais de  $^{131}\text{I}$ , sendo 8 (oito) pacientes tratados com 15 mCi 8 com 20 mCi e 8 com 30 mCi. Na tabela 1 constam os valores das taxas de dose medida a 2 metros dos pacientes de acordo com a atividade do radionuclideo administrado.

Tabela 1. Resultados da mensuração da taxa de dose (mSv/h) feita em pacientes submetidos a radioiodoterapia com doses ambulatoriais de  $^{131}\text{I}$

Taxa de dose 15 mCi	Taxa de dose 20 mCi	Taxa de dose 30 mCi
0,012	0,014	0,019
0,019	0,022	0,023
0,009	0,017	0,018
0,011	0,017	0,02
0,009	0,019	0,014
0,008	0,018	0,028
0,01	0,016	0,019
0,008	0,015	0,02

Com base nos valores demonstrados na tabela 1 foi elaborado um gráfico utilizando a média das taxas de dose obtidas de acordo com a atividade administrada. Após feito o gráfico foi criada uma linha de tendência para entender o comportamento

do gráfico e assim estimar valores quando administrada doses de  $^{131}\text{I}$  acima de 30 mCi.

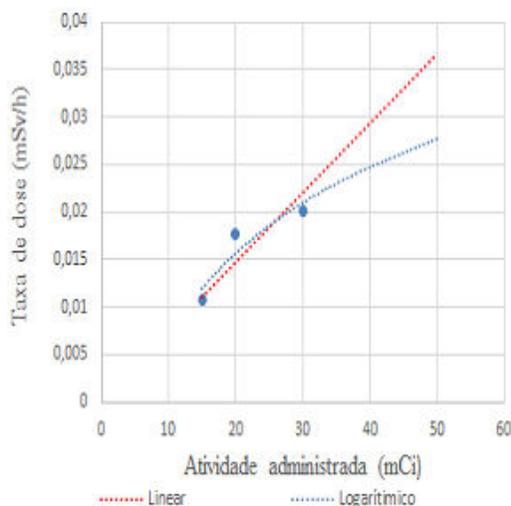


Figura 1. Gráfico das linhas de tendências Linear e Logarítmica simulando a taxa de dose em pacientes submetidos a radioiodoterapia.

Com base nos resultados demonstrados no gráfico da Figura 1 é possível observar que os valores obtidos quando administradas doses de até 30mCi encontram-se abaixo do limite estabelecido pela norma vigente no país, porem esse limite é ultrapassado quando simulamos essas doses para 50mCi utilizando a função linha de tendência linear. Por outro lado, a linha de tendência que melhor representa o comportamento do gráfico é a logarítmica, logo é com base nesta que devemos nos basear para obtermos um valor mais aproximado da realidade.

#### 4. CONCLUSÃO

Os valores obtidos com base na linha de tendência Logarítmica mostrou que mesmo administrando doses de 50mCi do radioiodo

o paciente pode ser liberado, pois o mesmo encontra-se emitindo uma taxa de dose inferior a 0,03mSv/h medidos a 2 metros. Este valor respeita os padrões exigidos pela norma CNEN NN 3.05 que regulamenta os serviços de medicina nuclear no país.

### Agradecimentos

Ao Instituto Federal de Educação Ciência e Tecnologia de Pernambuco, aos professores José Wilson Vieira, Ferdinand Lopes Filho e Jose de Melo pela paciência e dedicação, aos amigos e familiares.

### Referências

- Chatal, J.F. Hoefnagel, C.A. (1999) - Radionuclide therap. The Lancet, pp. 354.
- Filho, G.B.F. (2006) Patologia, Guanabara Koogan, Vol. 7, pp. 1082.
- Singer P.A. Cooper D.S. Levy E.G. Ladenson P.W. Braverman L.E. Daniels G. et al. (1995) Treatment guidelines for patients with hyperthyroidism and hypothyroidism. Jama, pp. 273-808.
- Rocha, A.F.G, (1976) Estudo da função tireoidiana, Medicina Nuclear, pp. 253-271.
- Júnior, A.B.C. (2007) Aplicação do método Monte Carlo para cálculo da dose efetiva em indivíduos expostos a pacientes submetidos a radioiodoterapia, Tese apresentada a COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro Univ. Federal do Rio de Janeiro.
- NN CNEN 3.05 Requisitos de proteção radiológica para serviços de medicina nuclear (2013)
- Spallation Neutron Source: Nuclear Radiation Monitor Operating Manual, (2005) [https://medcom.com/downloads/Inspector\\_Alert\\_Manual.pdf](https://medcom.com/downloads/Inspector_Alert_Manual.pdf).

**ESTUDO DA DOSIMETRIA DE PULSO, DEDO E  
CRISTALINO  
EM RADIOFARMACÊUTICOS E AUXILIARES DE  
ENFERMAGEM PARA AJUSTE DE UM FATOR  
PERCENTUAL ENTRE AS EXTREMIDADES**

**STUDY OF WRIST, FINGER AND CRYSTALLINE  
DOSIMETRY IN RADIOPHARMACEUTICALS AND NURSING  
AUXILIARIES  
TO ADJUST A PERCENTAGE FACTOR  
BETWEEN THE EXTREMITIES**

**M. I. C.C. Guimarães – micguima@usp.br (Universidade de São Paulo, Centro de Medicina Nuclear do Instituto de Radiologia do Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina)**

**K. A. K. Sato – karen.aksato@hc.fm.usp.br (Universidade de São Paulo, Centro de Medicina Nuclear do Instituto de Radiologia do Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina)**

**L. F. Souza – leandro.souza@hc.fm.usp.br (Universidade de São Paulo, Centro de Medicina Nuclear do Instituto de Radiologia do Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina)**

**L. R. Jesus – lia.roque@hc.fm.usp.br (Universidade de São Paulo, Centro de Medicina Nuclear do Instituto de Radiologia do Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina)**

**E. C. Santos – elaine.cristina@hc.fm.usp.br (Universidade de São Paulo, Centro de Medicina Nuclear do Instituto de Radiologia do Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina)**

**I. B. Melo – ivani.melo@hc.fm.usp.br (Universidade de São Paulo, Centro de Medicina Nuclear do Instituto de Radiologia do Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina)**

**H. S. Videira – heberdosax@gmail.com (Cyclopet Radiofármacos)**

**J. A. Gonzalez – j.gonzalez@hc.fm.usp.br (Universidade de São Paulo, Centro de Medicina Nuclear do Instituto de Radiologia do Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina)**

**C. A. Buchpiguel – buch@usp.br (Universidade de São Paulo, Centro de Medicina Nuclear do Instituto de Radiologia do Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina)**

**J. S. Santos – jolissas@gmail.com (Universidade de São Paulo, Centro de Medicina Nuclear do Instituto de Radiologia do Hospital das Clínicas da Faculdade de Medicina)**

**PALAVRAS-CHAVE:** dosimetria, extremidades, cristalino, radiofármacos, otimização

**RESUMO:** O objetivo do trabalho é obter a dosimetria das extremidades e do cristalino, dos trabalhadores que injetam e retiram radiofármacos, e encontrar um fator de correlação que ajuste um percentual entre a diferença dos valores obtidos nas extremidades. Estão sendo estudados 4 trabalhadores que manuseiam o material radioativo e estão utilizando um dosímetro anel e um de pulso, com exceção da radiofarmacêutica, que possui um em cada pulso e um anel na mão direita. Os dosímetros TLDs foram colocados em um óculos, um dosímetro em cada haste para a medida no cristalino. Os resultados mostram que para o radioisótopo  $^{99m}\text{Tc}$  foi realizado um total de 20 eluições; 49 marcações e 199 fracionamentos. Quatorze fracionamentos para o  $^{18}\text{F}$ , 4 com  $^{131}\text{I}$ , 3 com  $^{67}\text{Ga}$  e 1 para o  $^{111}\text{In}$ . O anel da radiofarmacêutica apresentou dose de 11 mSv, enquanto o pulso da direita 7,78 mSv e o da esquerda 5,40 mSv. O óculos apresentou 0,43 mSv do lado esquerdo e 0,52 mSv do lado direito. Para a equipe de enfermagem obteve-se: enfermeira A: 1,13 mSv no anel, e 0,23 no pulso; enfermeiro B: 1,11 mSv

anel e 0,90 mSv pulso, enfermeira C: 0,73 mSv no anel e 0,56 mSv no pulso. O óculos usado pelo enfermeiro B registrou 0,19 mSv do lado direito e BG do lado esquerdo. A diferença entre as doses recebidas nos pulsos e nos anéis ficou entre 20% e 30%. Esse fator obtido nestes dados preliminares incentiva a continuidade da pesquisa e mostra que é viável a dosimetria de pulso, respeitando-se a proporcionalidade.

**KEYWORDS:** dosimetry, extremity, crystalline, radiopharmaceuticals, optimization.

**ABSTRACT:** The aim of the work is to get the dosimetry of the extremities and the lens, from workers who inject and withdraw radiopharmaceuticals, and find a correlation factor setting a percentage of the difference between the values obtained at the ends. The study includes 4 workers handling radioactive material who use ring and a wrist dosimeter, with the exception of radiopharmaceutical that has one on each wrist and a ring on his right hand. The TLDs were placed in a glass, a dosimeter in each rod to measure the lens. The results show that for the radioisotope  $^{99m}\text{Tc}$  were carried out a total of 20 elutions; 49 marks and 199 fractionations. Fourteen fractionations to  $^{18}\text{F}$ , 4  $^{131}\text{I}$ ,  $^{67}\text{Ga}$  with 3 and 1 to  $^{111}\text{In}$ . The radiopharmaceutical ring showed dose of 11 mSv, while the pulse presented 7.78 mSv at right and 5.40 mSv at left. The glasses showed 0.43 mSv at left and 0.52 mSv at right side. For the nursing team the results were follows: Nurse A: 1.13 mSv in the ring, and 0.23 on the wrist. Nurse B: 1.11 mSv and 0.90 mSv ring and wrist, Nurse C: 0.73 mSv and 0.56 mSv in the ring on the wrist. The glasses used by nurse B recorded 0.19 mSv on the right and BG on the left. The difference between the dose received at wrists and rings was between 20% and 30%. This factor obtained in these

preliminary data encourages continuing research and shows that pulse dosimetry is feasible, respecting the proportionality.

## 1. INTRODUÇÃO

Para o trabalhador em Medicina Nuclear, principalmente o radiofarmacêutico e os técnicos em enfermagem que aplicam a medicação no paciente, as doses que recebem nas extremidades é um fator de preocupação, e embora o limite de dose equivalente anual para estas regiões seja elevado (500 mSv/ano), essas doses têm que ser controladas e atreladas às boas práticas de trabalho [IAEA-SSS, 1999].

Atualmente, no Brasil, existem 11 laboratórios certificados para a prestação de serviço de monitoração individual externa, sendo que nem todos oferecem dosimetria de dedo. Este tipo de dosímetro também não é bem aceito pela maioria dos trabalhadores, que alegam sentir muita dificuldade em se adaptar ao anel com o uso da luva, além de ocorrer o receio em esquecer-se de retirá-lo ao dispensar a luva, jogando-o no lixo ou contaminando-o.

A dosimetria de pulso é uma alternativa para esse tipo de avaliação, mas muitos organismos de radioproteção [ICRP-103, 2008; ICRP-60-1990] acham que essa avaliação da dose equivalente recebida pelo trabalhador nas extremidades não é suficiente para avaliar a dose nas extremidades finais, ou seja, os dedos, e que existe uma diferença potencial entre esses valores referidos por estudos competentes.

Com o intuito de melhorar a qualidade da dosimetria desenvolvida nos serviços de medicina nuclear e obter uma potencial diferença de porcentagem entre essas medidas nos dedicamos a obter a dosimetria das extremidades (dedos e pulsos), e do cristalino dos trabalhadores, que injetam ou retiram, marcam e distribuem os

radiofármacos, e encontrar um fator de correlação, que ajuste um percentual entre a diferença dos valores obtidos nessas extremidades. Com esses dados poderemos escolher entre o uso da dosimetria de anel ou a possibilidade da continuidade da dosimetria de pulso pois, conhecida a percentualidade dessa diferença poderemos otimizar a dosimetria e assim melhorar a qualidade das medidas dosimétricas nos serviços.

## 2. MÉTODOS

Estão sendo estudados quatro trabalhadores que manuseiam diretamente o material radioativo e estão utilizando, cada um, nas extremidades: um dosímetro tipo anel e um de pulso, com exceção da radiofarmacêutica que está usando um dosímetro em cada pulso e um anel. Os dosímetros são TLD e foram adaptados para uso no dedo. Os Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOE's) utilizam também o dosímetro TLD de tórax, além dos de extremidades.

Também foi colocado em um óculos para proteção contra material biológico, um dosímetro em cada haste para a medida da radiação que pode chegar até o cristalino. Cada equipe possui um óculos desse tipo, mas somente um trabalhador o utiliza em cada equipe.

Os radionuclídeos utilizados no período foram:  $^{99m}\text{Tc}$ ,  $^{67}\text{Ga}$ ,  $^{18}\text{F}$ ,  $^{131}\text{I}$  e  $^{111}\text{I}$ .

## 3. RESULTADOS E DISCUSSÕES

Os resultados são preliminares uma vez que a leitura dos dosímetros é mensal.

A radiofarmacêutica contabilizou para o período, com relação ao radioisótopo  $^{99m}\text{Tc}$ , um total de 20 eluições (504.384 MBq ou

13.632 mCi); 49 marcações (258.075 MBq ou 6.975 mCi) e 199 fracionamentos (143.346,51 MBq ou 3.874,23 mCi). Foram realizados 14 fracionamentos para o radioisótopo  $^{18}\text{F}$  (3.774,74 MBq ou 105,02 mCi);, 4 procedimentos com  $^{131}\text{I}$  (266,4 MBq ou 7,2 mCi), 3 fracionamentos do radioisótopo  $^{67}\text{Ga}$  (886,89 MBq ou 23,97mCi) e 1 para o  $^{111}\text{In}$  (185 MBq ou 5mCi). O dosímetro tipo anel utilizado pela trabalhadora apresentou a dose de 11 mSv, enquanto o pulso da direita apresentou a dose de 7,78 mSv e o da esquerda, 5,40 mSv. A radiofarmacêutica é destra. O óculos utilizado apresentou a dose de 0,43 mSv do lado esquerdo e 0,52 mSv do lado direito. O tempo registrado de trabalho realizado pela profissional ficou entre 30 segundos na retirada do material e 1 minuto nas eluições.

A equipe de enfermagem, para as mesmas quantidades de atividade, excetuando a marcação e as eluições apresentaram os seguintes resultados: enfermeira A: 1,13 mSv no anel e 0,23 mSv no pulso; enfermeiro B: 1,11 mSv anel e 0,90 mSv pulso; enfermeira C: 0,73 mSv no anel e 0,56 mSv no pulso. O óculos foi usado somente pelo enfermeiro B e registrou 0,19 mSv do lado direito e BG do lado esquerdo. A distância entre a posição dos olhos do IOE, e o material radioativo a ser aplicado o braço do paciente, foi aproximadamente entre 30 e 40 cm. O tempo de duração da aplicação foi de aproximadamente 1 minuto.

Tabela 1. Apresentação das doses obtidas para pulso, anel e cristalino medidas durante um mês, para Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOE's) em Medicina Nuclear.

IOE	PULSO DIREITO (mSv)	PULSO ESQUERDO (mSv)	ANEL (mSv)	ÓCULOS DIREITO (mSv)	ÓCULOS ESQUERDO (mSv)
RADIOFARMA/ ENFERME: A	7,78	5,40	11	0,52	0,43
ENFERME: B	0,23		1,13		
ENFERME: B	0,90		1,11	0,19	BG
ENFERME: C	0,56		0,73		

A diferença entre as doses recebidas pelos trabalhadores nos pulsos e nos anéis ficou entre 20% e 30% o que já mostra um

bom padrão para utilização da dosimetria de pulso utilizando-se esse fator de correção se as doses futuras se apresentarem dentro desses limites.

A dosimetria do cristalino se manteve baixa e sem problemas com o limite de dose adotado no país que é de 20 mSv/ano [NORMA CNEN-NN-3.05, 2013, NORMA CNEN-3.01, 2014].

#### **4. CONCLUSÃO**

Os dados mostram que existe uma boa eficiência técnica dos trabalhadores [EUROPEAN COMMISSION, 2013] e que as doses obtidas se apresentam dentro dos padrões estabelecidos pelas Normas vigentes no País e pelas recomendações apresentadas pelas organizações de radioproteção mundiais.

Achar um fator de confiabilidade entre dosimetria de pulso e dedo facilitará a otimização dessa dosimetria e ajudará os trabalhadores e serviços que encontram dificuldade em adotar essa metodologia a ter um maior controle sobre suas exposições.

É imprescindível que haja uma boa dosimetria no serviço para a garantia da segurança e da confiabilidade dos IOE's em seus supervisores de Radioproteção e superiores imediatos para que, possam transmitir calma e tranquilidade aos pacientes.

#### **Referências**

- European Commission - Joint Research Centre, Ispra, Italy, Teófilo Moltó Caracena, João G. M. Gonçalves, Paolo Peerani, Eduardo Vendrell. Virtual Reality Based Accurate Radioactive Source Representation And Dosimetry For Training Applications, 2013.
- IAEA- Safety Standarts Series Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation Jointly Sponsored By The International Atomic Energy Agency And The International Labour Office Safety Guide No. RS-G-1.3 (1999).
- International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Recommendations of the ICRP. Annals of the ICRP, vol. 37/2-4. Elsevier; 2008.

International Commission on Radiological Protection. Recommendations of the International Commission on radiological Protection. ICRP Publication 60 (Oxford Pergamon) (1990).

Norma CNEN-NN 3.05 - Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Serviços de Medicina Nuclear (Resolução CNEN 159/13). Dezembro de 2013.

Norma CNEN-NN 3.01 – Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. Resolução 164/14. Março de 2014.

**CAPÍTULO 5**  
**EMERGÊNCIAS RADIOLÓGICAS**

(Página deixada propositadamente em branco)

**GESTÃO DE BENS DE CONSUMO CONTAMINADOS  
E COMUNICAÇÃO DE RISCO APÓS UM ACIDENTE  
RADIOLÓGICO OU NUCLEAR: ENVOLVIMENTO DOS  
“STAKEHOLDERS”**

**STAKEHOLDER’S INVOLVEMENT IN THE MANAGEMENT  
OF CONTAMINATED CONSUMER GOODS AND RISK  
COMMUNICATION AFTER A RADIOLOGICAL OR NUCLEAR  
ACCIDENT**

**M. BATISTA** – marianabaptista@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares (C2TN), Instituto Superior Técnico, Universidade de Lisboa)

**O. M. GIL** – ogil@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares (C2TN), Instituto Superior Técnico, Universidade de Lisboa)

**I. LOPES** – ilopes@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares (C2TN), Instituto Superior Técnico, Universidade de Lisboa)

**M. J. MADRUGA** – madrug@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares (C2TN), Instituto Superior Técnico, Universidade de Lisboa)

**J. O. MARTINS** – joao.martins@apambiente.pt (Agência Portuguesa do Ambiente)

**I. PAIVA** – ipaiva@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares (C2TN), Instituto Superior Técnico, Universidade de Lisboa)

**L. PORTUGAL** – luis.portugal@apambiente.pt (Agência Portuguesa do Ambiente)

**M. REIS** – mcapucho@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares (C2TN), Instituto Superior Técnico, Universidade de Lisboa)

**P. VAZ** – pedrovaz@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares (C2TN), Instituto Superior Técnico, Universidade de Lisboa)

**PALAVRAS-CHAVE:** emergência radiológica ou nuclear, contaminação, bens de consumo, alimentos, comunicação de risco.

**RESUMO:** Após um acidente radiológico ou nuclear (RN) pode ocorrer contaminação de alimentos e de outros bens de consumo, o que requer o desenvolvimento de estratégias para a gestão de produtos contaminados. Durante uma emergência ou numa fase de pós-emergência outro aspeto importante é a relevância e a veracidade da informação disponibilizada ao público. No âmbito do projeto PREPARE FP7-EURATOM organizaram-se dois painéis nacionais (um sobre gestão de alimentos contaminados para consumo humano e animal e outro sobre bens de consumo contaminados) nos quais participaram peritos de organizações governamentais, indústrias e associações de consumidores, para discutir questões relacionados com emergências RN. Realizaram-se ainda entrevistas a peritos institucionais e não institucionais, envolvidos no acompanhamento a nível nacional do acidente nuclear de Fukushima. As conclusões dos painéis e das entrevistas serão apresentados e será discutida a necessidade de se desenvolverem ações a adotar na preparação da resposta a uma situação de emergência.

**KEYWORDS:** radiological or nuclear emergency, contamination, consumer goods, foodstuff, risk communication.

**ABSTRACT:** After a nuclear or radiological (RN) accident, foodstuff, feedstuff and others consumer goods may be contaminated, requiring the development of strategies for the management of contaminated products. Other important aspect during a RN emergency and in a post-emergency phase is the relevant and trustworthy information that is available to the public. In the framework of FP7-EURATOM project PREPARE, two National

panels (one dedicated to contaminated foodstuff/feedstuff and another to other contaminated consumer goods) were organized with experts from governmental organizations, industries and consumers rights associations to discuss different issues related with RN emergencies. Interviews were conducted with Portuguese institutional and non-institutional experts involved at a national level in the follow-up of the Fukushima nuclear accident. The conclusions of the panels and the results of the interviews will be presented. The need to further develop actions to be adopted in an emergency preparedness and response will be discussed.

## **1. INTRODUÇÃO**

O acidente nuclear de Fukushima permitiu promover um debate nacional sobre as capacidades que o país possui para enfrentar uma emergência radiológica ou nuclear (RN) e sobre o envolvimento dos diferentes intervenientes nacionais na gestão de uma situação de pós-emergência. A nível europeu foram identificadas lacunas relacionadas com a capacidade de resposta a uma situação de crise provocada por um acidente RN. O projeto PREPARE (“Innovative integrative tools and platforms to be prepared for radiological emergencies and post-accident response in Europe”: FP7-FISSON2012-3.3.1) surge neste contexto. A equipa que constitui o consórcio tem como objetivos rever os procedimentos operacionais transfronteiriços para a monitorização e segurança de alimentos e outros bens de consumo e atualizar os processos de gestão de emergência e pós-emergência, através do desenvolvimento de funcionalidades ausentes nos sistemas de apoio à decisão (PREPARE Project, 2012).

As atividades do PREPARE WP3 (“Consumer Goods”) incluem o desenvolvimento de estratégias para a gestão de alimentos contami-

nados para consumo humano ou animal, tendo em conta as opiniões de intervenientes considerados relevantes, tais como autoridades nacionais, produtores, indústrias agroalimentares e associações de consumidores (PREPARE, 2012).

Durante uma emergência ou numa fase de pós-emergência é importante avaliar a pertinência e a veracidade da informação disponibilizada ao público, no momento adequado e de acordo com as suas necessidades. Esta questão é abordada no PREPARE WP6 (“Information and Participation of the Public”) onde se analisaram as interações das redes de emergência e pós-emergência existentes entre os diferentes peritos, no contexto do evento de Fukushima (PREPARE, 2012).

Neste trabalho serão apresentadas as conclusões de dois painéis nacionais, organizados no âmbito do PREPARE WP3, nos quais participaram diversos especialistas que abrangeram diversos stakeholders nacionais. No contexto do PREPARE WP6 realizaram-se entrevistas a peritos, envolvidos no acompanhamento do acidente nuclear de Fukushima, e cujos resultados serão igualmente discutidos.

## **2. MÉTODOS**

Realizaram-se 2 painéis nacionais, um relativo à “Gestão de Alimentos Contaminados para Consumo Humano e Animal após um Acidente Radiológico ou Nuclear” e o outro sobre “Gestão de Bens de Consumo Contaminados após um Acidente Radiológico ou Nuclear”.

Nestes painéis participaram peritos de diversas instituições governamentais e não-governamentais: autoridades nacionais e regionais relacionadas com o controlo de produtos alimentares, reguladores, autoridades portuárias, centros de investigação, universidades, associações de indústrias agroalimentares, empresas transportadoras rodoviárias, associações de consumidores, associações de

grupos profissionais e organizações não-governamentais (ONGs). Os intervenientes foram escolhidos tendo em conta as funções que possam desempenhar numa emergência RN. Em ambos os painéis participaram peritos (35) de instituições governamentais (10 e 12 no 1º e 2º painel respetivamente) e não-governamentais (6 e 4 no 1º e 2º painel respetivamente). A organização dos painéis teve como objetivo reunir diferentes “stakeholders” nacionais e promover a discussão de assuntos relacionados com cenários de emergência RN: questões científicas e técnicas, práticas de gestão, legislação, perceção e comunicação de risco.

Para a metodologia adotada para as entrevistas assumiu-se que um perito institucional é um especialista reconhecido a nível técnico e científico numa área específica e que reúne a opinião da instituição que representa. Por sua vez, um perito não-institucional é aquele que é técnico e cientificamente reconhecido num determinado campo, cujas opiniões distanciam-se das vinculadas pela organização. Considerando esta observação, foram contactados 7 especialistas de 7 instituições diferentes: especialistas não institucionais - Imprensa (1) e Universidade (1); especialistas institucionais - Reguladores (2), Proteção Civil (2) e Laboratórios do Estado (1).

As entrevistas foram desenvolvidas tendo em conta o papel do entrevistado no acompanhamento da situação radiológica decorrente do acidente nuclear de Fukushima. As respostas foram da exclusiva responsabilidade do entrevistado e poderão não corresponder à visão das organizações que representam.

### **3. RESULTADOS**

A organização dos painéis nacionais foi uma iniciativa pioneira em Portugal. Todos os intervenientes participaram ativamente na discussão e saudaram a iniciativa. A análise dos resultados dos

painéis encontra-se dividida em quatro temas: Práticas de Gestão; Economia e Políticas; Saúde e Ambiente; Comunicação, Educação e Treino.

- Práticas de Gestão:

Os participantes revelaram um conhecimento incompleto das competências das diversas organizações numa situação de emergência. Alguns intervenientes desconheciam os procedimentos específicos relacionados com a gestão de alimentos contaminados e solicitaram a definição de protocolos. Referiram ainda que existem limitações para a implementação de recomendações nacionais e internacionais, como a insuficiência de recursos humanos e técnicos, a inexistência de financiamento estatal e o desconhecimento da existência de redes de apoio.

Os “stakeholders” mencionaram que faltam procedimentos claros sobre como gerir os bens de consumo contaminados, não existindo harmonização nas práticas de gestão. Alertaram para o facto do equipamento de monitorização ser adequado para situações de rotina, mas que poderá não ser suficiente/adequado para casos de emergência. De salientar que as mercadorias importadas que chegam através do Porto de Lisboa são facilmente controladas pela alfândega devido à iniciativa MEGAPORTS, mas os restantes portos podem estar mais vulneráveis.

- Economia e Políticas:

Os “stakeholders” referiram que a contaminação de alimentos e outros bens de consumo poderá ter um impacto negativo nas economias regional e nacional. Demonstraram também preocupações relativamente a uma possível existência de produtos contaminados não controlados em circulação a nível nacional e sobre questões relacionadas com a logística de contentores que precisem de ser retidos devido a contaminação.

As empresas privadas mencionaram que não têm capacidade (a nível económico/técnico) de monitorização. No entanto, reconheceram a importância do seu papel social durante e após uma situação de emergência, mostrando disponibilidade em investir em equipamento de monitorização para o controle de seus produtos. As empresas de transporte mostraram-se dispostas a assumir alguns custos de automonitorização, se tal trazer vantagens competitivas.

- Saúde e Ambiente:

Os “stakeholders” estão cientes dos regulamentos europeus sobre os níveis máximos permitidos para contaminação radioativa de alimentos para o consumo humano e animal, mas manifestaram preocupações sobre a implementação de harmonização para os níveis de referência na UE. Enquanto membros do público não se mostraram recetivos a consumir produtos contaminados, independentemente do cumprimento dos níveis legalmente estabelecidos. Verificou-se que os intervenientes de entidades governamentais estão conscientes dos problemas envolvidos no “follow up” de um acidente RN e da sua capacidade em lidar com o mesmo. Já os participantes do setor industrial expressaram algumas dúvidas em relação à capacidade do país, em lidar com as consequências diretas e indiretas de uma emergência radiológica.

- Comunicação, Educação e Treino:

Os “stakeholders” consideraram que o público é sensível a questões relacionadas com a contaminação radioativa e a sua perceção depende da forma como o assunto é comunicado. Deste modo, informações contraditórias comunicadas por diferentes instituições dão uma imagem errada sobre as competências de gestão em situações de emergência e pós-emergência.

O primeiro contacto com os meios de comunicação é fundamental para o desenvolvimento de um diálogo aberto, na medida em

que o público confiará mais facilmente na informação fornecida por peritos científicos e técnicos de instituições governamentais e públicas. As atividades de formação e treino em percepção do risco, situações de emergência e pós-emergência são fundamentais para técnicos, académicos, media e membros do público.

Relativamente às entrevistas efetuadas aos peritos nacionais, a sua análise global sugere que é importante implementar medidas harmonizadas a nível europeu, em termos de regulamentos e procedimentos, em caso de uma emergência RN. Tal contribuirá para mostrar ao público que, mesmo na ausência de harmonização dos valores, existe um nível de proteção implementado.

Todos os entrevistados concordaram que é fundamental a existência de uma entidade reguladora independente. No entanto, a implementação de um organismo deste tipo e a definição clara das suas responsabilidades, o seu campo de ação e o seu papel na gestão das emergências radiológicas ainda não está plenamente concretizado.

Caso ocorra uma emergência RN que afete Portugal, os entrevistados identificaram alguns desafios, nomeadamente a insuficiência de recursos humanos treinados (para assegurar a rotação na aquisição e análise de informações), a inexistência de equipamento de monitorização suficiente e a generalizada falta de procedimentos de emergência.

Os entrevistados consideraram que o público confia nas informações vindas das autoridades oficiais em Portugal, tal como se verificou durante o evento de Fukushima. A credibilidade da informação é fundamental para que o público confie nas decisões das autoridades.

Foi mencionado que a divulgação da informação necessita de uma melhor coordenação, o que exige um diálogo permanente entre todas as partes envolvidas na gestão de uma crise de emergência e pós-emergência. Foi ainda sugerido que se desenvolvesse e implementasse

um plano estratégico de educação e treino e que este fosse expandido a uma audiência profissional mais ampla a nível nacional.

#### **4. CONCLUSÕES**

Com a realização desta iniciativa, concluiu-se que a credibilidade da informação e de quem a comunica são fundamentais para que exista confiança nas decisões adoptadas pelas autoridades. Como tal, é necessário um diálogo constante entre todos os potenciais intervenientes na gestão de situações de emergência e na pós-emergência. Todas as partes envolvidas devem ter a preocupação em conseguir comunicar de forma clara e eficaz, através de uma linguagem comum, questões técnicas e científicas, incluindo os media.

Identificou-se ainda a necessidade de promover a realização de ações de formação nas áreas da percepção do risco e na gestão de situações de emergência, que incluam a execução de exercícios envolvendo todos os stakeholders.

##### **Agradecimentos**

O projeto PREPARE – “ Innovative integrative tools and platforms to be prepared for radiological emergencies and post-accident response in Europe” recebeu financiamento do 7º Programa-Quadro EURATOM ao abrigo do contrato nº 323287.

##### **Referências**

- PREPARE Project (2012), [Online], Available: <http://www.prepare-eu.org/index.php?action=prepare&title=objctives> [28 Apr 2016].
- PREPARE (2012), Description of Work: “PREPARE - Innovative integrative tools and platforms to be prepared for radiological emergencies and post-accident response in Europe”, 7th Framework Programme, pp. 3-61, 2012

(Página deixada propositadamente em branco)

**CAPÍTULO 6**  
**RADIOATIVIDADE NATURAL**

(Página deixada propositadamente em branco)

**HIGH-FREQUENCY VARIABILITY OF RADON IN  
A STABLE INDOOR ENVIRONMENT**

**VARIABILIDADE DE ALTA FREQUÊNCIA DO RADÃO  
NUM AMBIENTE INTERIOR ESTÁVEL**

**S. M. BARBOSA – susana.a.barbosa@inesctec.pt (INESC Tecnologia e Ciência)**

**F. LOPES – (IDL, Universidade de Lisboa, Portugal)**

**A. C. PEREIRA – (CEMUC, Department of Earth Sciences, Univ. Coimbra, Portugal)**

**L. F. NEVES – (CEMUC, Department of Earth Sciences, Univ. Coimbra, Portugal)**

**KEYWORDS:** gamma radiation, radon progeny, time series, indoor air quality.

**ABSTRACT:** Indoor air quality is of paramount importance for the health and well-being of human populations and is a recognized public health concern. In particular Radon (Rn-222) is an ubiquitous indoor air pollutant that seeps into indoor environments by diffusive and mainly advective migration from radon-rich subsoil. Indoor radon measurements are often performed with passive dosimeters measuring the average radon concentration over a given period of time. However, these integrated measurements are not able to provide any information on the temporal variability of indoor

radon concentration. This work examines the high-frequency temporal variability of indoor radon concentration from gamma radiation measurements obtained with an NaI(Tl) scintillation sensor. The measurements are taken at the University of Lisbon under stable environmental conditions, in a dedicated closed room at ground level. The measured indoor radon concentration has an average value of 195 Bq.m<sup>-3</sup> and displays very small changes, typically inferior to 1%. Albeit small, these changes are characterised by a rich temporal pattern comprising both a periodic diurnal signal, a non-periodic component correlated with the room's temperature, as well as a weekly pattern reflecting the occupation pattern of the building on weekdays.

**PALAVRAS-CHAVE:** radiação gama, progenia do radão, séries temporais, qualidade do ar interior.

**RESUMO:** A qualidade do ar interior é de suprema importância para a saúde e bem estar das populações humanas, e um risco de saúde reconhecido. Em particular o Radão (Rn-222) é um poluente atmosférico ubíquo que se infiltra em ambientes interiores por difusão e principalmente advecção a partir de solos enriquecidos em radão. A medição de radão em ambientes interiores é em geral efetuada utilizando dosímetros passivos que medem a concentração média de radão ao longo de um dado período de tempo. No entanto, estas medidas integradas não permitem obter informação sobre a variabilidade temporal da concentração de radão no interior. Neste trabalho é analisada a variabilidade temporal de alta frequência da concentração de radão a partir de medições de radiação gama com um cintilómetro de NaI(Tl). As medições foram efetuadas na Universidade de Lisboa em condições

ambientais estáveis, numa sala fechada num nível térreo. A concentração interior de gás radão tem um valor médio de 195 Bq.m<sup>-3</sup> e exibe variações muito pequenas, tipicamente inferiores a 1%. Apesar de pequenas, estas variações são caracterizadas por uma estrutura temporal complexa que inclui um sinal diurno periódico, uma componente não periódica relacionada com a temperatura da sala, assim como um padrão semanal que reflete os padrões de ocupação do edifício nos dias de semana.

## 1. INTRODUCTION

Radon (Rn-222) is an ubiquitous indoor air pollutant and an established human carcinogen. Indoor radon measurements are often performed with passive dosimeters. However, these integrated measurements are not able to provide any information on the temporal variability of indoor radon concentration. Passive measurements performed for consecutive seasons (Papp et al, 2001) as well as continuous measurements (e.g. Miles, 2001) indicate that indoor radon variability displays a complex temporal pattern, probably reflecting the interplay of multiple factors such as occupancy patterns and meteorological factors. While for health concerns the main interest is on average exposure levels, it is also relevant to examine the temporal changes around mean radon levels. The present study addresses the high-frequency variability of indoor radon concentration in an unoccupied room from the analysis of hourly time series of gamma radiation measurements.

## 2. METHODS

The study area is located in the center of the city of Lisbon, corresponding from the geological point of view to the lower Tagus Cenozoic sedimentary basin (mainly detritic sediments), locally with alluvium cover. Indoor monitoring is performed in a ground-level dedicated room located in the University of Lisbon. The building is not equipped with air conditioning but has in operation an energy recovery ventilation system. The room selected for the monitoring study was specifically conceived for handling analogical aerial photography, therefore having no windows. Furthermore, the main entrance is preceded by a small antechamber, increasing the isolation of the main room and enhancing the maintenance of stable environmental conditions. The room was not used during the experiment, in order to reduce the influence of occupancy patterns in the results.

The average radon concentration in the room was previously measured during a 2 months period using passive CR39 sensors yielding an average radon concentration of 195 Bq.m<sup>-3</sup>. Continuous monitoring is performed using an NaI(Tl) scintillation sensor of 3" x 3" (Scionix, Holland) measuring gamma radiation in the range 475 KeV to 3000 KeV. The sensor measures the gamma radiation from the radioactive decay of the radon progeny Pb-214 and Bi-214, as well as the background contribution from U-238, Th-232 and K-40. The temporal variability of the gamma radiation reflects directly the temporal variability of radon above a constant background, since only radon, as a gas, is able to be transported and change in time. Therefore, and because of their high sensitivity, gamma sensors are particularly advantageous for continuous radon monitoring, the results being directly comparable with direct measurements of the alpha particles emitted by Rn-222, Po-218 and Po-214 (Barbosa et al, 2010; Zafrir et al, 2011; 2013).

Gamma radiation is measured every minute during a 21-days period, from 13 June to 3 July 2013. Furthermore, air temperature is simultaneously measured, both inside the room (near the gamma sensor) and outside (in the room's antechamber). Ancillary observations of hourly atmospheric pressure values are obtained from the Politécnica meteorological station in Lisbon. The 1-minute time series are aggregated into hourly values by computing the median of the measurements over every hour. The resulting hourly time series are considered hereafter.

### **3. RESULTS**

The hourly time series of gamma counts, air temperature and atmospheric pressure are displayed in Figure 1. The radon progeny variations are small (typically < 2%), but with a clear diurnal cycle. The two temperature series are very similar but not identical, and the difference, defined as the interior minus the exterior temperature series, exhibits a clear weekly pattern, with a strong 24h cycle on week days. The atmospheric pressure series from Lisbon shows the expectedly weak 12h and 24h cycles superimposed on a well defined multi-day pattern.

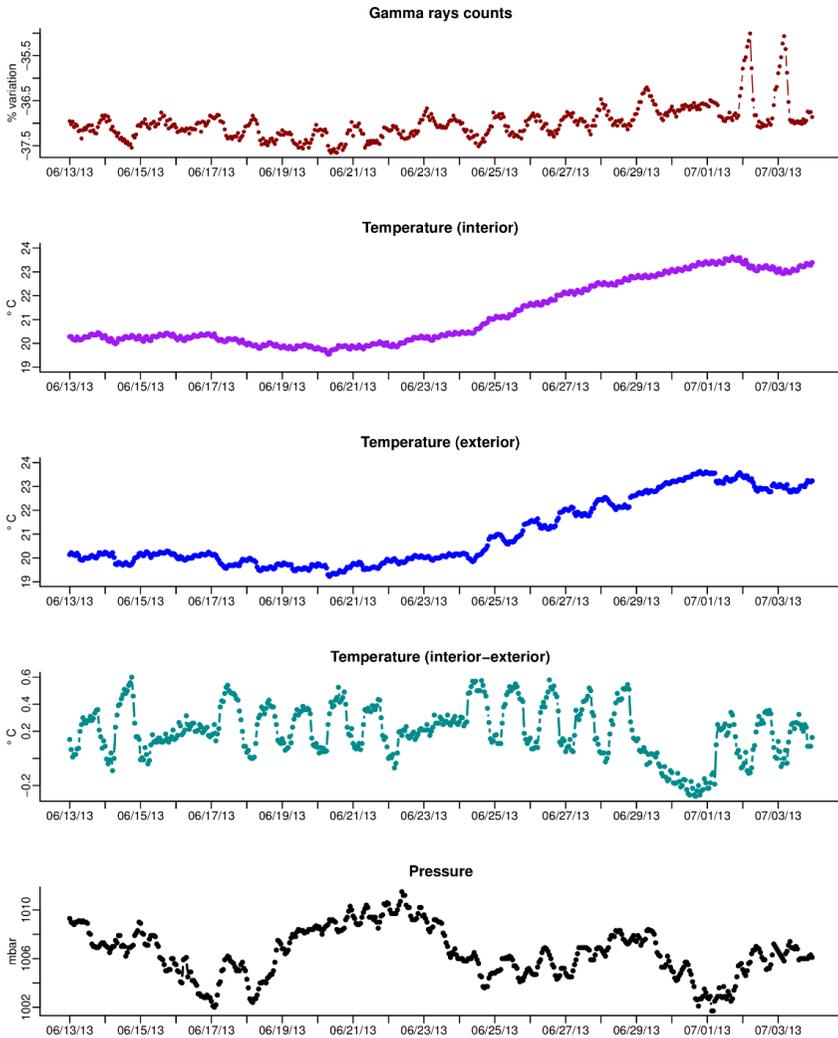


Figure 1. Time series of gamma ray counts variations, temperature, and atmospheric pressure.

The time series of gamma counts is dominated by two large diurnal peaks at the end of the monitoring period, on the 2<sup>nd</sup> and 3<sup>rd</sup> July. A possible explanation would be the occurrence of pre-

precipitation, and consequent increase of radon progeny in the soil due to wash-out, but the meteorological records show that these were dry summer days.

The visual inspection of Figure 1 shows that the diurnal variability is reduced on weekend days for both gamma and the temperature difference. This is confirmed by the scatterplot of the daily IQR (interquartile range) of the two variables displayed in Figure 2. The solid circles denote the weekend days, for which the diurnal cycle is absent (very low daily IQR) in both temperature difference and gamma radiation counts.

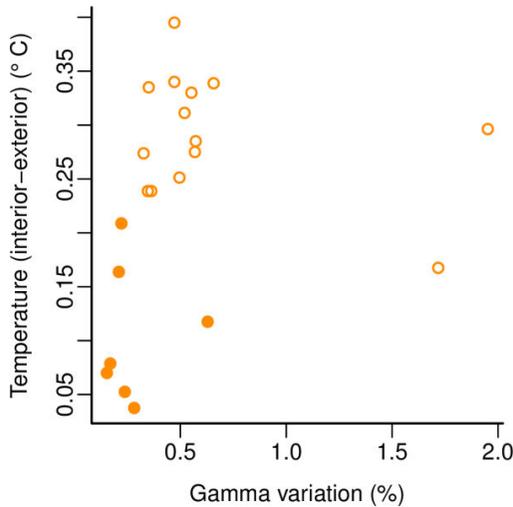


Figure 2. Scatterplot of daily IQR (interquartile range) values of gamma variations and temperature difference (interior-exterior). Solid circles denote weekend days.

Figure 3 shows the average diurnal cycle for each variable, computed as the average value for each hour of the day over the whole period. The gamma radiation is highest in the early morning (~06:00), decreases fast in the next 6 hours, stabilizing around mid-day and increasing again fast after the minimum in the late afternoon (~18:00).

The temperature difference exhibits an inverted behavior with minimum around 05:00, a fast increase in the next 6 hours followed by a stable level and a fast decrease after the maximum at ~17:00. The diurnal cycle of the temperature difference is mainly determined by the exterior temperature, since the air temperature inside the room displays a much weaker cycle (amplitude of 0.16 °C) with minimum in the morning (~08:00) and maximum in the early evening (~21:00). The diurnal cycle of the exterior temperature, with an amplitude of about 0.3 °C, reflects the artificial ventilation of the building. The temperature decreases fast after 06:00, reaching a minimum level at about 10:00 and decreasing slowly afterwards. In the late afternoon the temperature increases until ~21:00, stabilizing afterwards.

The shape of the diurnal cycle of the gamma radiation and meteorological variables suggests that the daily variation in gamma counts is associated with the temperature difference between the interior and exterior of the room rather than with the interior temperature and the atmospheric pressure. This is confirmed by the corresponding correlation coefficients, displayed in Table 1.

Table 1. Correlation coefficient between diurnal time series components. The symbol \* denotes correlations which are not significant for a 95% confidence level.

	Temperature (interior)	Temperature (exterior)	Temperature (difference)	Pressure
Gamma	-0.32	0.79	-0.97	*

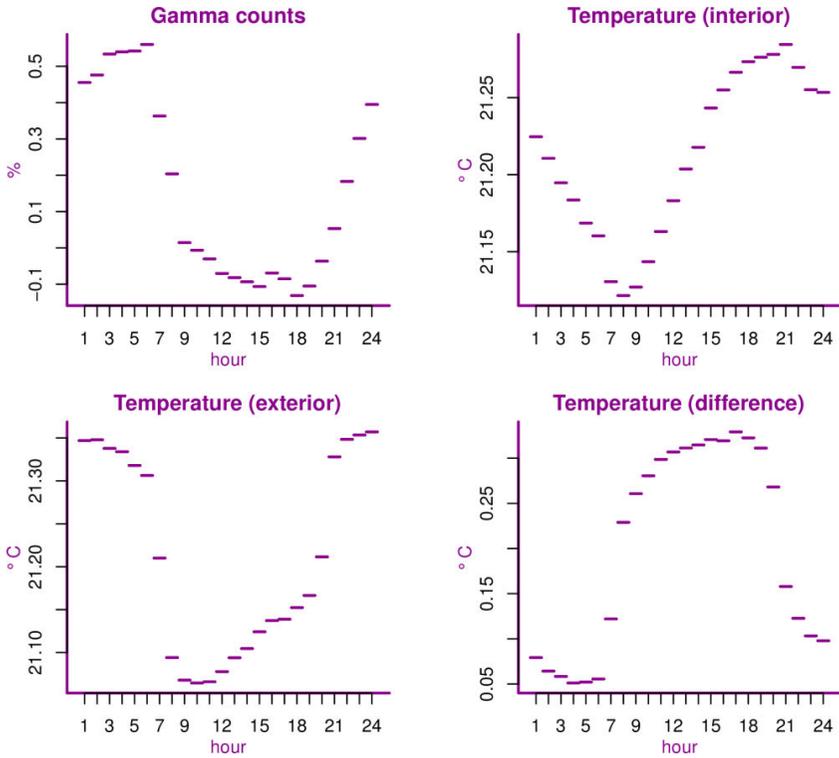


Figure 3. Average diurnal cycle.

In order to discard sub-daily signals and focus on long-term variability, the hourly time series are aggregated into daily sequences by computing the median value over each day. Table 2 shows the statistically significant (95% confidence level) correlation coefficients between daily gamma counts and daily averaged ancillary variables both for the whole period and a subset of daily values excluding the 1<sup>st</sup> day of the record (13/06/2013) and the weekend days (15/06, 16/06, 22/06, 23/06, 29/06, 30/06). The results show that the long-term variability of gamma counts is associated with the long-term variability of temperature (which is the same inside and outside the room in

terms of daily-averaged values) but not with the temperature difference nor atmospheric pressure.

Table 2. Correlation coefficient between daily-averaged gamma counts and meteorological variables. The symbol \* denotes correlations which are not significant for a 95% confidence level.

	Temperature (interior)	Temperature (exterior)	Temperature (difference)	Pressure
Gamma (whole period)	0.87	0.89	-0.67	*
Gamma (excluding weekends)	0.97	0.97	*	*

#### 4. CONCLUSIONS

Variations in gamma counts over the monitoring period are small (typically below 2%), but are characterized by a rich temporal pattern comprising both periodic (diurnal) and non-periodic variability, as well as a weekly pattern. The analysis of ancillary temperature and atmospheric pressure data suggests distinct influences on the observed periodic and non-periodic signals:

- i) the periodic diurnal signal is of non-tidal origin, being correlated with the temperature difference between the room's interior and exterior compartments;
- ii) the long-term, non-periodic signal is not associated with the temperature difference but with the non-periodic variability of the room's temperature itself;
- iii) the weekly pattern reflects the occupation of the building (and not of the room itself).

Both periodic and non-periodic features don't seem to be influenced by atmospheric pressure.

## Agradecimentos

The measurements were performed in the framework of the project PTDC/CTE-GIX/110325/2009, funded by FCT. Technical support was kindly provided by Ivo Bernardo and António Soares. Antónia Valente provided the atmospheric pressure data. This work is financed by ERDF – European Regional Development Fund through the Operational Programme for Competitiveness and Internationalisation - COMPETE 2020 Programme within project «POCI-01-0145-FEDER-006961», and by National Funds through the FCT – Fundação para a Ciência e a Tecnologia (Portuguese Foundation for Science and Technology) as part of project UID/EEA/50014/2013 and programme IF2013.

## Referências

- Barbosa S.M., Zafrir H., Malik U., Piatibratova O. (2010) Multi-year to daily Radon variability from continuous monitoring at the Amram tunnel, southern Israel, *Geophysical Journal International* Vol. 182, 829-842.
- Miles, J.C.H. (2001) Temporal variation of radon levels in houses and implications for radon measurement strategies, *Radiat. Prot. Dosim.* Vol. 93, 369-375.
- Papp, G., Marx, G., Szalai, S., Tóth, E. (2001) Year by year changes of indoor radon levels, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry* Vol. 250, 541-545.
- Zafrir H, Barbosa SM, Malik U (2013) Differentiation between the Effect of Temperature and Pressure on Radon within the Subsurface Geological Media, *Radiation Measurements* Vol. 49, 39-56.
- Zafrir H., Haquin G., Malik U., Barbosa S.M., Piatibratova O., Steinitz G. (2011) Gamma versus Alpha Sensors for Rn-222 Long-Term Monitoring in Geological Environments, *Radiation Measurements* Vol. 46, 611-620.

(Página deixada propositadamente em branco)

**MEDIDAS DE RADIAÇÃO GAMA IN SITU PARA ESTIMAR  
A EXPOSIÇÃO DA POPULAÇÃO BRASILEIRA À RADIAÇÃO**

**GAMMA IN-SITU MEASUREMENTS TO ESTIMATE THE  
EXPOSURE OF BRAZILIAN POPULATION TO NATURAL  
RADIOACTIVITY**

**E. M. SOUZA – elder@ird.gov.br (Instituto de Radioproteção e Dosimetria –  
IRD-CNEN)**

**E. R. R. ROCHEDO – elaine@ird.gov.br (Instituto de Radioproteção e Dosime-  
tria – IRD-CNEN)**

**C. C. CONTI – ccconti@ird.gov.br (Instituto de Radioproteção e Dosimetria –  
IRD-CNEN)**

**PALAVRAS-CHAVE:** radiação natural, medidas gama in situ, taxa de dose externa.

**RESUMO:** A radiação natural é a principal fonte de exposição para a média da população mundial. A maioria das publicações encontrada na literatura refere-se a áreas de elevada radioatividade natural. Recentemente, começaram a aparecer publicações mais gerais, incluindo avaliações de taxas de dose externas de grandes áreas e levantamentos de radionuclídeos naturais no solo, na água e em alimentos. Os resultados obtidos neste estudo indicam que a quantidade de dados disponíveis na literatura científica ainda é muito pequena para caracterizar a contribuição da radiação terrestre para a taxa de dose externa da população brasileira.

O objetivo final deste trabalho é obter dados suficientes para começar a compor um mapa da radiação natural do território brasileiro. A determinação da taxa de dose devido à exposição à radioatividade no ambiente é condição sine qua non para todo e qualquer programa de monitoração radiológica. Neste trabalho, as medidas foram realizadas utilizando o ATAS Scanner AT6101C da ATOMTEX® e dois conjuntos SPARCS (Spectral Advanced Radiological Computer System) do Departamento de Energia dos EUA (US DoE). As médias das taxas de dose [ $H^*(10)$ ] para áreas terrestres naturais - sem anomalias radioativas estão na faixa de  $80 \pm 23 \text{ nSvh}^{-1}$  (Fortaleza-CE) a  $147 \pm 16 \text{ nSvh}^{-1}$  (Angra dos Reis-RJ), mas em medidas realizadas em ambientes aquáticos foram encontrados valores variando  $10 \text{ nSvh}^{-1}$  (Rio Amazonas) a  $25 \text{ nSvh}^{-1}$  (Baía de Guanabara).

**KEYWORDS:** natural radioactivity, gamma in situ measurements, external dose rate.

**ABSTRACT:** The natural radiation is the main source of exposure for the average of the world population. The majority of the publications historically found in the literature refer to areas of high natural radioactivity. Recently began to appear more general publications, including assessments of external dose rates of large areas, as well surveys of natural radionuclides in soil and food and water. The findings of this study indicate that the amount of data available in the scientific literature is still too small to characterize the terrestrial contribution for the external dose rate for the Brazilian population.

The final objective of this work is start acquire enough data to compose a radiation background map of the Brazilian territory. The determination of the Dose Rate due to exposure to radioactivity in the environment is sine qua non condition for

all and any radiological monitoring program. In this work the measurements were performed using an ATAS Scanner AT6101C, from ATOMTEX® and two sets of SPARCS (Spectral Advanced Radiological Computer System) from US Department of Energy (US-DoE). Average dose rates [ $H^*(10)$ ] for natural areas – with no radioactive anomalies fall in the range of  $80 \pm 23$  nSvh-1 (Fortaleza-CE) to  $147 \pm 16$  nSvh-1 (Angra dos Reis-RJ) but during over water measurements were found values ranging from 10 – 25 nSvh-1 (Amazon River to Guanabara Bay).

## 1. INTRODUÇÃO

A radiação natural é a principal fonte de exposição para a média da população mundial. A determinação da taxa de dose (ou dose absorvida ou Kerma ou equivalente de dose) devida à exposição à radioatividade ambiental, de origem natural ou não, é uma condição sine qua non para qualquer programa de proteção e monitoração radiológica. Entretanto, é preciso identificar qual grandeza está sendo medida e quais grandezas podem ser calculadas a partir destas medidas.  $H^*(10)$  – Equivalente de Dose Ambiente à distância de 10 mm (quantidade operacional para monitoração de área), para proteção contra radiação externa, conforme definida pela International Commission on Radiation Units and Measurement (ICRU) é grandeza adotada pela Norma CNEN-NN-3.01 (Tahuata et alli 2013) e que também tem sido mundialmente aceita (ICRU Report 51, ICRU (1993a)).

As fontes de radiação que contribuem para esta taxa de dose são de origem natural (radiação cósmica, radionuclídeos das series do Urânio e Tório, Radônio e Torônio e  $^{40}\text{K}$ ) e também de origem artificial (explosões nucleares, acidentes de Chernobyl e Fukushima, fontes radioativas usadas na indústria e medicina).

Os dois métodos mais comuns usados para a determinação dos níveis de deposição de radionuclídeos no solo são a espectrometria gama *in situ*, com o uso de detectores de NaI(Tl) ou HPGe e a coleta e análise por espectrometria de amostras de solo.

A radiação ambiental é muito complexa para ser recriada em laboratório. O campo de radiação de referência é dado pelo próprio campo ambiental, que é composto principalmente por radiação gama. Geralmente os detectores usados para medidas de taxa de dose são calibrados usando as técnicas de Monte Carlo (MC) e usando feixes de  $^{137}\text{Cs}$  (667keV) ou  $^{60}\text{Co}$  (1.17 MeV e 1.33MeV) dentre outros radionuclídeos, mas as energias encontradas na radiação natural de isótopos de U e Th chegam a valores de até 2615keV ( $^{208}\text{Tl}$ ). Portanto a calibração deve levar em conta toda esta faixa de energia. Para a correta calibração e caracterização destes detectores é necessário usar campos de radiação de referência os mais próximos possíveis do campo real. Então a radiação de referência acaba sendo o próprio campo de radiação ambiental alvo da análise (Ambrosi, 2009). Uma vantagem disponível nas instalações do Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD são os discos cilíndricos de concreto (chamados “pads” ou “pods”) contendo concentrações conhecidas de  $^{40}\text{K}$ , Urânio e Tório natural e misturas destes dois radionuclídeos. Os discos têm diâmetro de 3 metros, altura de 50 cm e são formados por minérios de urânio, tório, misturas destes minérios,  $^{40}\text{K}$ , e material natural representando a radiação de fundo ou o “background”.

Neste trabalho utilizamos dois tipos de detectores de Iodeto de Sódio, NaI(Tl), um portátil chamado ATAS Scanner AT6101C e outro de grande porte chamado SPARCS. O detector AT6101C pode trabalhar em duas faixas de energia: de 30 keV a 1.5 MeV ou de 50 keV a 3 MeV.



Figura 1. “pads” com concentração conhecida de radionuclídeos naturais, indicados pelas setas vermelhas. As setas amarelas indicam as etiquetas com a identificação de cada “pad”. Ao centro o AT6101C , vulgarmente conhecido como mochila e, na extrema direita, a imagem de Raios X da mochila, evidenciando o cristal de NaI(Tl) e os dois tubos de BF<sub>3</sub> do detetor de nêutrons.

## 2. MÉTODOS

Os detetores AT6101C e SPARCS foram estabilizados e as fontes de teste usadas foram os “pads” disponíveis no IRD e fontes de <sup>137</sup>Cs, e fontes de Urânio e Tório natural e para o AT6101C ainda foi utilizada a fonte de <sup>40</sup>K. As medidas terrestres foram realizadas a pé com o AT6101C e o SPARCS foi utilizado embarcado numa viatura (carborne), na altura de 1 metro do solo. Nas medidas em rios e baías foram utilizadas pequenas traineiras, botes de alumínio e botes de borracha da Marinha do Brasil e nesta condição os detetores ficavam no piso dos botes e traineiras.

Aquisição de dados: um espectro a cada 10 segundos para o AT6101C (faixa de energia de 40 keV a 3 MeV no modo espectrométrico) e um espectro por segundo para o sistema SPARCS.



Figura 2. Em primeiro plano dois sistemas SPARCS sendo testados, em contato, nos “pads” e ao fundo e no detalhe o detetor de NaI(Tl) do AT6101C sendo testado a 10 cm de altura do “pad”. Todos os sistemas foram testados em contato, a 10 cm e a 1 metro de altura do solo.

Os resultados das taxas de dose [ $H^*(10)$ ] são armazenados nos próprios sistemas e além dos dados de dose, contagens por segundo nas regiões de interesse (ROI), também são armazenados os dados geográficos (latitude, longitude e altitude) e data e hora da medida. Quando ocorre a identificação de um radio-nuclídeo, natural ou artificial, os sistemas emitem um alerta e o registro da identificação do elemento encontrado é armazenado associado ao espectro desta identificação. Após o término das medidas, os dados são descarregados e analisados para verificar a consistência dos resultados, analisando espectros e energia dos picos e, finalmente os resultados são disponibilizados no sistema Google EARTH Pro ® permitindo a visualização dos dados de taxa de dose em mapa.

### 3. RESULTADOS

Os resultados de  $H^*(10)$  em nSv/h das áreas já mapeadas estão dispostos na tabela 1, a seguir. Como os resultados desta tabela foram obtidos em áreas de grandes extensões, envolvendo não raro percursos da ordem de dezenas e não raro centenas de quilômetros, são indicados os valores máximos e mínimos para contemplar as diferenças na composição do solo e de diferentes unidades geográficas. Anomalias pontuais podem aparecer e são registradas na visualização gráfica dos resultados.

Tabela1. Resultados de Equivalente de Dose Ambiente,  $H^*(10)$ , em nSv/h.

Local	$H^*(10)_{\text{médio}}$	$H^*(10)_{\text{Mínimo}}$	$H^*(10)_{\text{Máximo}}$	Referência
Fortaleza-CE	80	19	190	Souza [1], 2015
Costa do Saúípe-BA	47	19	154	Souza [1], 2015
Salvador-BA	43	39	52	Souza et alli:[2], 2009
Vitória-ES	96	54	257	Souza [1], 2015
Niterói-RJ	105	75	151	Souza et alli [2], 2009
Rio de Janeiro-RJ	96	75	126	Souza et alli [2], 2009
Angra dos Reis-RJ	147	121	172	Souza [1], 2015
Sorocaba-SP	75	30	100	Souza [4], 2015
Iperó-SP	43	31	63	Souza [4], 2015
Ilha do Martins-RJ	40	19	364	Souza [3], 2015
Rio Amazonas	10	10	20	Souza [3], 2015



Figura 3. Resultados do rastreamento radiométrico na região da Baía de Guanabara, Rio de Janeiro, em unidades de  $\mu\text{Sv/h}$ . Nesta parte os valores mais altos são encontrados sobre o solo e na parte sobre e sob a Ponte Rio-Niterói, devido à presença de materiais radiativos naturais no solo e no concreto da estrutura.



Figura 4. Os valores mais altos, do rastreamento radiométrico, em unidades de  $\mu\text{Sv/h}$ , indicados em vermelho, devido à presença de monazita podem ser notados no lado mais a esquerda da praia da Vila Residencial Praia Brava, da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, em Angra dos Reis-RJ. No extremo direito da figura, junto às pedras observa-se uma pequena ocorrência de valores mais elevados, indicados em vermelho.

A origem destes valores mais elevados de  $H^*(10)$  para esta praia em particular é atribuída à presença de areias monazíticas, bem como o material que continuamente é arrastado das rochas, na parte mais elevada do continente, pelo pequeno riacho que deságua na margem esquerda da praia. Este riacho é oriundo da montanha situada na margem superior da Rodovia Rio-Santos, BR-101, conforme mostra a figura 4.

#### 4. DISCUSSÕES DOS RESULTADOS

Os valores de  $H^*(10)$  encontrados nas medidas mostradas acima não devem ser analisados isoladamente dos elementos geográficos característicos das áreas medidas. Ainda que oriundas de

elementos naturais, das cadeias do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{40}\text{K}$ , a radiação e a taxa de dose originária dos elementos naturais em condições naturais de ocorrência ou originada a partir dos mesmos elementos naturais, mas artificialmente dispostos em áreas urbanas, a partir de estruturas tais como prédios, viadutos, pontes e grandes obras de engenharia civil, não é diferente.

A técnica de Espectrometria Gama In Situ é mais efetiva no mapeamento de anomalias radioativas do que a coleta e posterior análise de amostras em laboratórios. A justificativa para tal é que a capacidade de análise in situ é maior do que a capacidade de coleta e análise de amostras. Na figura 4 acima, para uma área de  $50.000\text{ m}^2$  ( $1000\text{m} \times 50\text{ m}$ ) a densidade de espectros coletados foi superior a 1000, o que seria equivalente a 1000 amostras coletadas, o que daria uma taxa de uma amostra/coleta para  $50\text{ m}^2$ .

Isto não significa que a amostragem não é importante, mas sim que as técnicas devem ser consideradas complementares, com a amostragem direcionada para mapear as anomalias existentes em pontos conhecidos e previamente mapeados pela espectrometria gama in situ.

Os resultados de amostras medidas em laboratório guardam diferenças com os resultados in situ, sejam por características intrínsecas dos tipos e modelos de detector usados em ambas as técnicas, sejam por condições da “amostra”, que não é alterada na técnica in situ, mas que pode ser modificada para a amostragem e contagem em detectores de laboratório (secagem, calcinação, extração dentre outros tipos de processamento).

A média aritmética ou geométrica de resultados deve ser analisada com cuidado e anomalias reportadas, para que não haja uma diluição dos resultados mais altos nos mais baixos. Na Ilha do Martins-RJ os valores de  $H^*(10)$  chegam a quase  $400\text{nSv/h}$ , mas são oriundos de pedras utilizadas na construção e decoração de um muro. Ao utilizar a média aritmética ou geométrica para estes casos, os poucos

valores mais altos de  $H^*(10)$  serão diluídos na quantidade muito maior de valores de  $H^*(10)$  de menor intensidade.

## 5. CONCLUSÕES:

Não é possível usar uma média geral para  $H^*(10)$ , sem considerar os diferentes tipos de pavimentos, solos e coberturas e os diferentes tipos de uso da terra.

Os detectores devem ser calibrados e verificados com fontes de teste adequadas.

A radiação cósmica deve ser considerada em locais com radiação de fundo baixa.

Em áreas urbanas existem valores de  $H^*(10)$  muito diferentes, por conta do tipo e uso do solo. Uma camada de asfalto pode blindar uma camada inferior diminuindo a radiação de fundo ou o mesmo asfalto pode aumentar a radiação de fundo se for colocado sobre a terra ou areia com baixos teores de materiais radioativos.

A união das medidas de gama in situ com os resultados da análise espectrométrica de amostras coletadas nos mesmos locais permitirá uma avaliação mais precisa e permitirá fazer os ajustes necessários dos modelos usados na monitorização ambiental de áreas específicas.

A análise conjunta das medidas in situ e dos resultados obtidos por análise de amostras coletadas no mesmo local de medida produzirá resultados mais consistentes que somente uma das técnicas isoladamente.

## Referências

Tauhata, L., et alli (2013) - Radioproteção e Dosimetria : Fundamentos. Instituto de Radioproteção e Dosimetria, 345p.

- ICRU (1993a). International Commission on Radiation Units and Measurements. Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, ICRU Report 51 (International Commission on Radiation Units and Measurements, Bethesda, MD).
- Ambrosi, P. (2009) - Radiation protection and environmental standards. *Metrologia* 46, pp. 99–111.
- Souza<sup>[1]</sup>, E.M., Rochedo, E.R.R., Conti, C.C., (2015) Proc. X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica, Buenos Aires, Argentina.
- Souza<sup>[2]</sup>, E.M. et alli, (2009), Proceedings International Nuclear Atlantic Conference 2009, Santos, Brazil.
- Souza<sup>[3]</sup>, E.M., (2015), Proc. X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica, Buenos Aires, Argentina.
- Souza<sup>[4]</sup>, E.M., Ferreira A.C.M., Roldão L.A., Jacomino, V.M.F. (2015), Proc. X Congreso Regional Latinoamericano IRPA de Protección y Seguridad Radiológica, Buenos Aires, Argentina.

**QUANTIFICATION OF POTASSIUM-40 IN SOILS FROM  
SÃO PAULO STATE CONSERVATION UNITS, BRAZIL**

**QUANTIFICAÇÃO DE POTÁSSIO-40 EM SOLOS DE  
UNIDADES DE CONSERVAÇÃO DO ESTADO DE SÃO  
PAULO, BRASIL**

**M. V. F. E. S. MIRANDA - mvaleria@cnen.gov.br (CRCN-NE, Centro Regional de  
Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**E. E. G. FARIAS - emersonemiliano@yahoo.com.br (CRCN-NE, Centro Regional  
de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**R. S. CANTINHA - rcantinha@gmail.com (CRCN-NE, Centro Regional de Ciên-  
cias Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**E. J. FRANÇA - ejfranca@cnen.gov.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências  
Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**KEYWORDS:** radionuclides, tracer, Cerrado, Atlantic Forest, Dense  
Ombrophilous Forest,  $^{40}\text{K}$

**ABSTRACT:** Soil is the main reservoir of chemical substances for vegetation, however little is known about the distribution of natural radionuclides in well preserved areas such as conservation units. Among the radionuclides,  $^{40}\text{K}$  can be an interesting tracer of the nutrient potassium, besides it can be useful to check mineral cycling of ecosystems. In this work the activity concentration of  $^{40}\text{K}$  was determined in soils of two conservation units corresponding to Cerrado and

Atlantic Forest biomes, located in São Paulo State, Brazil. Soil samples were collected under crown projection of the most abundant trees species of long-term plots installed within the Estação Ecológica de Assis (Cerrado type biome) and Parque Estadual Carlos Botelho (Atlantic Forest biome). Samples were oven-dried and milled in a porcelain mortar. The radioactivity present in test portions was measured using an HPGe detector from Canberra. Results of  $^{40}\text{K}$  were lower than  $77 \text{ Bq kg}^{-1}$  for Cerrado soils, while, for the Atlantic Forest, results were in the range of  $760 \text{ Bq kg}^{-1}$  to  $1440 \text{ Bq kg}^{-1}$ . Such difference could be explained by the degree of soil development, since most part of Atlantic Forest soils are inceptisol, that is, soils with the typical presence of parent material from rock weathering. Besides, it can be assumed that potassium in soil can be limiting for Cerrado ecosystems.

**PALAVRAS-CHAVE:** radionuclídeos, traçador, Cerrado, Mata Atlântica, Floresta Ombrófila Densa,  $^{40}\text{K}$

**RESUMO:** O solo é o principal reservatório de substâncias químicas para a vegetação, contudo, pouco se conhece sobre a distribuição natural dos radionuclídeos em áreas bem preservadas, tais como as unidades de conservação. Entre os radionuclídeos,  $^{40}\text{K}$  pode ser um traçador de interesse para o nutriente potássio, também útil na monitoração da ciclagem mineral nos ecossistemas. Neste trabalho, a concentração da atividade do  $^{40}\text{K}$  foi determinada em solos de duas unidades de conservação dos biomas Cerrado e Mata Atlântica, localizados no estado de São Paulo, Brasil. As amostras de solo foram coletadas sob a projeção da copa das espécies de árvores mais abundantes de parcelas instaladas há longo tempo na Estação Ecológica de Assis (Bioma Cerrado) e no Parque Estadual Carlos Botelho (Bioma Mata Atlântica).

As amostras foram secas em forno e cominuídas em almofariz de porcelana. A radioatividade presente nas porções-teste foi medida em um detector HPGe da Canberra. Os resultados do  $^{40}\text{K}$  mostraram uma

## 1. INTRODUCTION

Radionuclides can be transferred from soil to plants, and, therefore, to man by means of the food chain (Koranda and Robinson, 1978). In fact, soil-to-plant transfer is an important way of human exposure to radionuclides (Velasco et al., 2004). So, the knowledge about the soil radionuclide composition allows tracking the radionuclides route until their uptake by humans. Besides, radionuclides can be useful to trace stable chemical elements, which are nutrients for plants and animals.

$^{40}\text{K}$  is an interesting tracer for stable K, which is an important nutrient to plants and animals, being involved in many physiological functions such as enzyme activation, protein synthesis and osmoregulation. Under potassium starvation conditions, plants cannot complete their life cycle (Velasco et al., 2012).

There is a lack of studies about the  $^{40}\text{K}$  distribution in soils from natural areas (Velasco et al., 2012), specially conservation units, which are protected areas with natural resources of great interest for biodiversity conservation. Cerrado and Atlantic Forest biomes are Brazilian hotspots of global biodiversity (Coutinho et al., 2015), thus being of utmost relevance for radionuclides monitoring.

The objective of this research was to determine the activity concentration of  $^{40}\text{K}$  in soils of two conservation units corresponding to Cerrado and Atlantic Forest, located in São Paulo State, Brazil.

## 2. MATERIAL AND METHODS

For sampling, about 30 soil samples were taken at 0-10 cm depth under crown projection of the most abundant trees species of long-term plots installed within the Estação Ecológica de Assis (Cerrado type biome) and Parque Estadual Carlos Botelho (Atlantic Forest biome), located in São Paulo State, Brazil. Both units were inserted into the Biota Project “Diversity, dynamic and conservation of forests from the São Paulo State: 40 ha of long-term plots”, from the São Paulo State Foundation – FAPESP (França et al., 2010).

With an area of approximately 1,300 ha, the Estação Ecológica de Assis (Assis Ecological Station) is situated in the municipality of Assis, São Paulo state, Brazil, representing the Cerrado physiognomy, characterized by trees forming a continuous canopy (up to 15 m height), with absence of grasses. The predominant soil types in this area were Inceptisol and Oxisol. The climate is Cwa type of Köppen’s classification (Bertolucci et al., 2007).

The Parque Estadual Carlos Botelho (Carlos Botelho State Park) is located in the southern region of the São Paulo State, Brazil, in the municipalities of São Miguel Arcanjo, Capão Bonito and Sete Barras. Dense ombrophilous forest is the predominant vegetational type and the soil in this region is Inceptisol class. The climate is the Cfa type of Köppen’s classification (Bertolucci et al., 2007).

Samples were oven-dried at 60 °C and milled in a porcelain mortar until 0.5 mm particle size. Test portions of 30 g were placed in polypropylene vials and sealed with silicone. The radioactivity was measured using a high-purity germanium detector (HPGe), model GC4019 from Canberra®. The activity concentration of  $^{40}\text{K}$  was measured during 80,000 seconds at the photopeak of 1460.82 keV. The software Genie 2000 was used for calculation taking into account an efficiency curve previously obtained. The quality of the analytical procedure was evaluated according to the Internal

Standard Soil from the National Intercomparison Program of the Institute of Radiation Protection and Dosimetry (IRD).

### 3. RESULTS

The behavior of  $^{40}\text{K}$  in the environment is the same as other potassium isotopes, and this radionuclide is assimilated into the tissues of plants and animals through biological processes (Peterson et al., 2007). Values of activity concentration of  $^{40}\text{K}$  measured in soils from the Estação Ecológica de Assis (EEA) and from the Parque Estadual Carlos Botelho (PECB) are presented on Table 1. Samples collected in Atlantic Forest (Parque Estadual Carlos Botelho) presented higher activity concentrations of  $^{40}\text{K}$  than those collected in Cerrado (Estação Ecológica de Assis).

Table 1. Activity concentration of  $^{40}\text{K}$  in soils from EEA and PECB.

Descriptive statistics	Conservation unit	
	EEA	PECB
Mean (Bq.kg-1)	<77	1060
Standard deviation (Bq.kg-1)	-	209
n (number of samples)	27	27

Investigations about  $^{40}\text{K}$  concentration on soil is quite useful as this element is an essential element of metabolism and can be found in all living cells, being absorbed by plants and animals through feeding. Particularly to the humans, this is the most predominant radioactive element in the tissues compounding the body (Peterson et al., 2007).

Plus,  $^{40}\text{K}$  has a long half life, being responsible for 98% of gamma emission of primordial radionuclides present in the earth. Studies on K are also important because of its chemical similarity with Cs,

which is produced in the nuclear fuel cycle, contributing to internal dose to the occupational workers (Nair et al., 2014).

Shapiro-Wilk test was applied to check the data normality of the results for the Parque Estadual Carlos Botelho since the Estação Ecológica de Assis values have been lower than the minimum detectable activity. According to the histogram from Figure 1,  $^{40}\text{K}$  activity concentrations presented normality at the 95% confidence level.

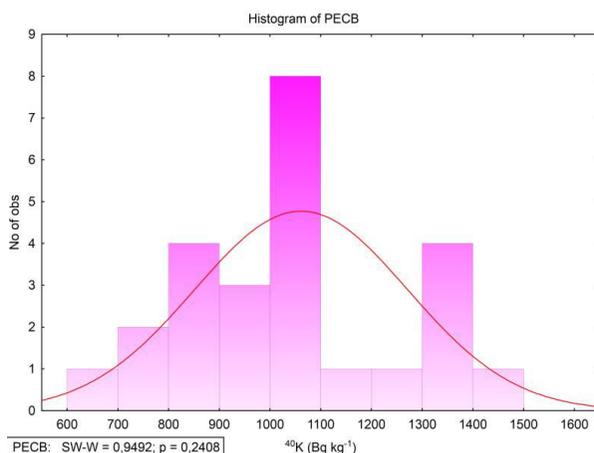


Figure 1. Histogram of the results obtained for determination of  $^{40}\text{K}$  and verification of normality of results corresponding to the Parque Estadual Carlos Botelho (PECB).

According to UNSCEAR (2008), the specific activity concentrations of  $^{40}\text{K}$  in soils ranging from 140 Bq.kg<sup>-1</sup> to 850 Bq.kg<sup>-1</sup>, presenting a mean of 400 Bq.kg<sup>-1</sup>. Therefore, the activity concentrations obtained for the Atlantic Forest soils were above these values. However, the activity concentrations of potassium-40 determined in Cerrado soils were quite lower than the world wide average. Such difference between the results from Cerrado and from Atlantic Forest could be explained by the degree of soil development, since most part of the Atlantic Forest soils analyzed are inceptisol, that is, soils with the typical presence of parent material from rock weathering.

Besides, it can be assumed that potassium in soil can be limiting for Cerrado ecosystems.

Also,  $^{40}\text{K}$  is preferentially related to sandy soil particles than to the interstitial water (in pore spaces between soil particles); it is also influenced by fertilizer use as, together with nitrogen and phosphorous, potassium is a major soil fertilizer, also being incremented in soils when fertilizers are applied. Plus,  $^{40}\text{K}$  has high solubility and a very high transfer factor from soil to the food chain (Peterson et al., 2007).

#### 4. CONCLUSIONS

Understanding the natural radioactivity contributes to improve the knowledge about the behavior of the isotopes in natural environment, and their path in the biogeochemical cycles. The present research evaluated the concentration of  $^{40}\text{K}$  in soils of two conservation units corresponding to two biomes of world importance. The results showed that the concentration of  $^{40}\text{K}$  at the Brazilian Cerrado was below worldwide values, however it was not observed the same pattern to Atlantic Forest concentrations of  $^{40}\text{K}$ , as the values observed for this radionuclide were considerably higher than the world concentrations. It is worth to say that the behavior of any chemical element is affected by the soil conditions and its characteristics, it is also true for  $^{40}\text{K}$ , as it was observed markedly differences between the concentrations of this radionuclide at the Cerrado and Atlantic forest soils.

#### Aknowledgments

The authors are thankful to the São Paulo Research Foundation (FAPESP) for financial support.

## References

- Bertolucci, J. et al. (2007) - Species composition and similarities among anuran assemblages of forests sites in southern Brazil. *Scientia Agricola*, 64, pp. 364-374.
- Coutinho, H. L. C. et al. (2015) - Impacts of land-use change on carbon stocks and dynamics in Central-southern South American biomes: Cerrado, Atlantic Forest and Southern Grassland. In: Banwart, S. A. et al. (edt.) *Soil carbon: science, management and policy for multiple benefits*, Boston, CAB International, pp. 243-264.
- França, E. J. et al. (2010) - Native plant bioaccumulation strategies for biomonitoring the Atlantic Forest. *International Journal of Environment and Health*, 4, pp. 181-200.
- Koranda, J. J. and Robinson, W. L. (1978) - Accumulation of radionuclides by plants as a monitor system. *Environmental Health Perspectives*, 27, pp. 165-179.
- Nair S. et al., Analysis of  $^{40}\text{K}$  in Duplicate Diet Samples; Application of the Data for the Estimation of Daily Intake and Biokinetic Studies of Stable Potassium in Human Body. 31<sup>st</sup> IARP National Conference on Advances in Radiation Measurement Systems and Techniques (IARPNC-2014), March 19-21, 2014, Mumbai.
- Peterson, J. et al. (Argonne National Laboratory. Environmental Science Division). (2007) - Radiological and chemical fact sheets to support health risk analyses for contaminated areas. [https://www.remm.nlm.gov/ANL\\_ContaminantFactSheets\\_All\\_070418.pdf](https://www.remm.nlm.gov/ANL_ContaminantFactSheets_All_070418.pdf).
- United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) (2008) - Sources and effects of ionizing radiation. [http://www.unscear.org/docs/reports/2008/09-86753\\_Report\\_2008\\_Annex\\_B.pdf](http://www.unscear.org/docs/reports/2008/09-86753_Report_2008_Annex_B.pdf) .
- Velasco, H. et al. (2004) - Temporal trends of  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{40}\text{K}$  activity flux from soil to plant in grassland ecosystems. *Journal of Environment Radioactivity*, 71, pp. 225-241.
- Velasco, H. et al. (2012) - Variability of  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{40}\text{K}$  soil-to-fruit transfer factor in tropical lemon trees during the fruit development period. *Journal of Environment Radioactivity*, 104, pp. 64-70.

**QUANTIFICAÇÃO DE RADIONUCLÍDEOS NATURAIS  
EM SOLOS DE UM FRAGMENTO FLORESTAL DE MATA  
ATLÂNTICA DO ESTADO DE PERNAMBUCO, BRASIL**

**NATURAL RADIONUCLIDES QUANTIFICATION IN SOILS  
OF AN ATLANTIC FOREST FOREST FRAGMENT FROM THE  
PERNAMBUCO STATE, BRAZIL**

**P. C. SILVA NETO – ptpoli@yahoo.com.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**E. E. G. DE FARIAS – emersonemiliano@yahoo.com.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**F. S. FERREIRA – biologofabiano10@gmail.com (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**R. S. CANTINHA – rcantinha@gmail.com (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**E. J. DE FRANÇA – ejfranca@cnen.gov.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**PALAVRAS-CHAVE:** Mata Atlântica, radionuclídeos naturais, fosforito uranífero, RECD, Estado de Pernambuco.

**RESUMO:** O Refúgio Ecológico Charles Darwin - RECD é uma área remanescente de Mata Atlântica, situado no município de Igarassu, litoral Norte do Estado de Pernambuco. A região é conhecida pela presença de fosforito uranífero em sub-superfície. Devido às diferentes radiações de fundo medidas previamente

na região, o presente trabalho providenciou a quantificação dos radionuclídeos naturais por Espectrometria Gama de Alta Resolução - EGAR em diferentes partes do RECD. As amostras de solos foram coletadas na profundidade de 0-10 cm nas áreas com altas e baixas radioatividades. Após secagem em estufa à 60 °C e cominuição em almofariz de porcelana, porções analíticas de 40 g foram transferidas para frascos de polietileno e seladas com adesivo à base de silicone. Para o controle da qualidade do procedimento analítico, foram empregados o material de referência IAEA-314 e o padrão interno de solo RadChemTM Custom Soil Standard. Todas as amostras foram analisadas em um detector de germânio hiperpuro modelo GC4018 depois de 30 dias para a garantia de equilíbrio secular. As concentrações de atividade de  $^{226}\text{Ra}$  apresentam médias de  $39 (\pm 10) \text{ Bq kg}^{-1}$  para a parte alta (maior radioatividade), enquanto que, para a parte baixa, as concentrações de atividade com média de  $32 (\pm 12) \text{ Bq kg}^{-1}$ . Para  $^{228}\text{Ra}$ , as respectivas médias foram  $57 (\pm 21) \text{ Bq kg}^{-1}$  e  $33 (\pm 11) \text{ Bq kg}^{-1}$ , indicando que a alta radioatividade observada nesta área está associada com a exalação de  $^{222}\text{Rn}$ .

**KEYWORDS:** Atlantic Forest, natural radionuclides, uraniferous phosphorite, RECD, Pernambuco State.

**ABSTRACT:** The Refúgio Ecologico Charles Darwin - RECD is an Atlantic Forest remaining area located in the Municipality of Igarassu, northern region of Pernambuco State, Brazil. The region is known because of the presence of subsurface uranium phosphorite. Due to the different background radiation previously measured in the region, the present work provided the quantification of the natural radionuclides by High Resolution Gamma-Ray Spectrometry – HRGS in different areas from RECD. Soil samples were collected at the 0-10 cm depth in the

ecosystem with high and low radioactivity. After oven-drying at 60 °C and milling porcelain mortar, analytical portions of 40 g were transferred for polyethylene vials and sealed with silicone adhesive. For the quality of the analytical procedure, the reference material IAEA 314 and the RadChem Custom soil standard were analyzed with the samples. All materials were analyzed by HPGe detector model GC4018 after 30 days for guaranteeing the secular equilibrium. The mean activity concentrations of  $^{226}\text{Ra}$  were  $(39 \pm 10) \text{ kg}^{-1} \text{ Bq}$  and  $(32 \pm 12) \text{ Bq kg}^{-1}$  for areas with high and low radioactivity, respectively. For  $^{228}\text{Ra}$ , the respective mean activity concentrations were  $(57 \pm 21) \text{ Bq kg}^{-1}$  and  $(33 \pm 11) \text{ Bq kg}^{-1}$ , indicating that the high radioactivity observed in this area may be associated to the  $^{222}\text{Rn}$  exhalation.

## 1. INTRODUÇÃO

O Refúgio Ecológico Charles Darwin - RECD é uma área remanescente de Mata Atlântica, situado no município de Igarassu, litoral Norte do Estado de Pernambuco, e está presente na região limítrofe da ocorrência de rochas contendo fósforo e urânio e conhecidos desde 1957. Relatos encontrados na literatura demonstraram a presença de afloramentos de fosforito uranífero nessa região, aumentando a exposição e ampliando a disponibilidade de radionuclídeos e elementos químicos no solo (Souza, 2006). A radioatividade do solo varia amplamente conforme a sua formação geológica, por isso, é importante conhecer a composição de radionuclídeos do solo, a fim de monitorar a radiação de fundo (Farias et al., 2015).

O presente trabalho buscou a quantificação dos radionuclídeos naturais  $^{40}\text{K}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{214}\text{Pb}$  e  $^{228}\text{Ac}$  nos solos do fragmento florestal RECD, empregando a Espectrometria Gama de Alta Resolução – EGAR.

## **2. MÉTODOS**

### **2.1 Área de estudo**

O Refúgio Ecológico Charles Darwin, é um remanescente de Mata Atlântica com aproximadamente 60 ha de área. A vegetação é do tipo Floresta Ombrófila Aberta (Amaral et al., 2009), situada dentro da subzona de Mata Úmida, localizada no município de Igarassu, litoral norte do Estado de Pernambuco (coordenadas geográficas: latitude 07°48'37"S e 07°49'2"S e longitude 34°27'25"W e 34°56'52"W). O clima do local é do tipo Am's segundo a classificação de Köppen, com transição para o tipo As. A temperatura média anual é de 27 °C, com umidade relativa do ar em torno de 80%. A floresta é formada por estrato arbóreo com dossel variando entre 8 e 15 m de altura e um estrato herbáceo-arbustivo. Essa unidade de conservação apresenta um terreno bastante acidentado, podendo ser dividido em duas áreas distintas, sendo uma caracterizada por um terreno plano e alagado, e outra de terreno íngreme e acidentado. O solo da região é da classe cambissolo, formado principalmente por rochas calcáreas (Amaral et al., 2009).

### **2.2 Amostragem e preparação de amostra**

A estratégia de amostragem abrangeu um levantamento radiométrico usando um cintilômetro portátil para avaliar os níveis de radiação gama e para a seleção dos pontos de amostragem. Segundo o levantamento radiométrico, o background do nível de radiação gama para o RECD foi 5 contagens por segundo (cps) (Farias et al., 2015). O mapa radiométrico foi construído para estabelecer uma análise dos níveis de radiação gama nesta unidade de conservação. A taxa máxima de contagem encontrada na área que corresponde a parte alta da RECD foi 75 cps, ou seja, quinze vezes acima da radiação de fundo. Com base no mapa radiométrico, foi feita a seleção dos pontos de amostragem.

Logo após o levantamento radiométrico, porções com cerca de 500 g de amostra foram coletadas em diversos locais da unidade de conservação. Após secagem à 60 °C e moagem em almofariz de porcelana, porções analíticas de aproximadamente 40 g foram transferidas para recipientes de polietileno de geometria circular de raio 3,0 cm e altura de 1,4 cm. Todos os recipientes contendo as amostras foram vedados com silicone para ser estabelecido o equilíbrio secular. Para a garantia de qualidade do procedimento analítico, foram analisados o material de referência IAEA 314 Stream Sediment e o padrão interno de solo RadChemTM Custom Soil Standard do Programa Nacional de Intercomparação, organizado pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria da Comissão Nacional de Energia Nuclear – IRD/CNEN, Rio de Janeiro, Brasil.

### **2.3 Espectrometria Gama de Alta Resolução –EGAR**

A quantificação dos radionuclídeos foi realizada 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  $^{60}\text{Co}$ . O tempo de contagem utilizado para análise dos solos foi 80.000 segundos e para o branco analítico 1.000.000 segundos. A curva de eficiência do detector foi obtida a partir da dopagem de um padrão interno de solo com solução de  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{152}\text{Eu}$  e  $^{241}\text{Am}$  com atividades conhecidas (aproximadamente 35 Bq). Após a detecção da radioatividade, o ajuste polinomial foi realizado no programa de computador Genie (Canberra, 2009). As concentrações de atividade de  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  e  $^{228}\text{Ra}$  foram, então, quantificadas utilizando o programa de computador Genie da Canberra. Também foram estimadas as incertezas analíticas combinadas e, posteriormente, expandidas em nível de 95% de confiança a partir do Genie (Canberra, 2009). O Número  $E_n$  foi empregado para a avaliação da qualidade dos procedimentos analíticos conforme a ISO 13528 (2005), em que valores entre -1 e 1

são indicativos de controle de qualidade do procedimento analítico em nível de 95% de confiança.

### 3. RESULTADOS

Os resultados da avaliação da qualidade do procedimento analítico das determinações de radionuclídeos no solo, a partir das análises dos materiais de referência IAEA 314 Stream Sediment produzido pela Agência Internacional de Energia Atômica – IAEA e do padrão interno de solo RadCheMTM Custom Soil Standard do Programa Nacional de Intercomparação (PNI), organizado pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria, IRD/CNEN, estão na Tabela 1.

Tabela 1. Valores obtidos e certificados e suas respectivas incertezas expandidas em nível de 95% de confiança para o material de referência IAEA-314 e o padrão interno de solo RadCheMTM Custom Soil Standard IRD.

IAEA 314 Stream Sediment			
Nuclídeo	Valor de referência (Bq kg <sup>-1</sup> )	Valor obtido (Bq kg <sup>-1</sup> )	Número E <sub>n</sub>
<sup>214</sup> Pb ( <sup>226</sup> Ra)	732 ± 54,5	695 ± 10	-0,67
<sup>214</sup> Bi ( <sup>226</sup> Ra)	732 ± 54,5	692 ± 32	-0,63
Padrão interno de solo RadCheMTM CustomSoil Standard			
Nuclídeo	Valor de referência (Bq kg <sup>-1</sup> )	Valor obtido (Bq kg <sup>-1</sup> )	Número E <sub>n</sub>
<sup>40</sup> K	381 ± 66	383 ± 23	0,03
<sup>228</sup> Ac ( <sup>228</sup> Ra)	46,6 ± 8,1	41,9 ± 5,0	-0,49

Considerando que para as amostras analisadas foi estabelecido o equilíbrio secular entre os nuclídeos-filhos e os nuclídeos-pais, selecionou-se os nuclídeos <sup>214</sup>Bi (energias: 1120 keV; 1764 keV) e <sup>214</sup>Pb (energias: 295 keV; 351 keV) para o cálculo das concen-

trações de atividade de  $^{226}\text{Ra}$ , enquanto que  $^{228}\text{Ac}$  (energias: 911 keV; 968 keV) foi empregado para a determinação de  $^{228}\text{Ra}$ . Os Números  $E_n$  estiveram entre -1 e 1, por isso foram indicativos de controle de qualidade do procedimento analítico em nível de 95% de confiança (Tabela 1).

Os resultados das concentrações de atividades dos radionuclídeos naturais  $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{214}\text{Pb}$  e  $^{228}\text{Ac}$ , determinados em amostras de solo do Refúgio Ecológico Charles Darwin estão apresentados na Figura 1 para as áreas com altas e baixas radioatividades

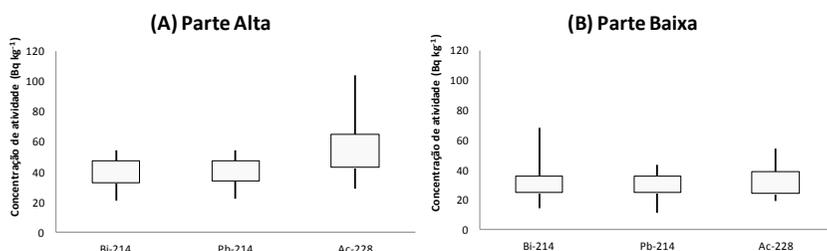


Figura 1. A. Valores referentes às concentrações de atividade ( $\text{Bq kg}^{-1}$ ) na parte alta do RECD. B. Valores referentes às concentrações de atividade ( $\text{Bq kg}^{-1}$ ) na parte baixa do RECD.

Observou-se que, nos solos, as concentrações de atividade do  $^{226}\text{Ra}$  variaram de  $21 \text{ Bq kg}^{-1}$  a  $54 \text{ Bq kg}^{-1}$  com média de  $(39 \pm 10) \text{ Bq kg}^{-1}$  para a área com alta radioatividade, enquanto que, para a área com baixa radioatividade, as concentrações de atividade variaram de  $14 \text{ Bq kg}^{-1}$  a  $68 \text{ Bq kg}^{-1}$  com média de  $(32 \pm 12) \text{ Bq kg}^{-1}$ . Para  $^{228}\text{Ra}$ , as respectivas médias foram  $(57 \pm 21) \text{ Bq kg}^{-1}$  e  $(33 \pm 11) \text{ Bq kg}^{-1}$ . Mesmo considerando as diferenças encontradas, as médias obtidas são muito parecidas aos valores médios mundiais desses radionuclídeos em solos (Unsear, 2015). O radionuclídeo  $^{40}\text{K}$  apresentou valores abaixo da concentração de atividade mínima detectável de  $39 \text{ Bq kg}^{-1}$ .

Farias et al. (2015) realizaram as medições de atividade de concentração de gás radônio no solo do RECD. Os valores de concentrações de atividade de radônio em gás no solo foram da mesma ordem de grandeza das encontradas em outros lugares (Vaupotic et al., 2010; Tufail, 1992). Desse modo, pode-se afirmar que a principal origem da radiação gama de fundo no RECD foi o radônio em si. Como era de se esperar, o alto valor de 40 kBq m<sup>-3</sup> foi encontrado no ponto que apresentou 45 cps (Farias et al., 2015).

#### 4. CONCLUSÕES

O Refúgio Ecológico Charles Darwin possui duas áreas com perfis de radioatividade natural diferentes, correspondendo às áreas com diferentes altitudes, sendo a área mais elevada a de maior radiação natural, e a área menos elevada a de menor radiação natural; contudo, os valores observados para <sup>214</sup>Bi, <sup>214</sup>Pb e <sup>228</sup>Ac no Refúgio Ecológico Charles Darwin não diferem muito do padrão mundial. A atividade de <sup>40</sup>K encontra-se abaixo dos limites de detecção com equipamento detector de germânio hiperpuro.

Agradecimentos  
CNPQ e FACEPE.

#### Referências

- Amaral, R. S., Vasconcelos, W. E., Borges Silveira, S. V., Mazzilli, B. P. (2009) - Intake of uranium and radium-226 due to food crops consumption in the phosphate region of Pernambuco, Brazil. *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. 82, pp. 383–393.
- Canberra (2009). *Genie 2000 2.3. Customization tools manual*. Meriden: Canberra. 587p.
- Farias, E. E. G., Silva Neto, P. C.; Souza, E. M.; França, E.J.; Hazin, C. A. (2015). Radon levels and transport parameters in Atlantic Forest soils. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, in press.

- International Organization for Standardization – ISO. ISO13528 Statistical methods for use in proficiency testing by interlaboratory comparisons. Geneva: ISO, 2005. 66p.
- Souza, E. M. (2006). Estratigrafia da seqüência clástica inferior (andares Coniaciano-Maastrichtiano inferior) da Bacia da Paraíba e suas implicações paleogeográficas. Dissertação (Mestrado), UFPE, Recife, 351p.
- Tufail M., Khan M.A., Ahmad N., Khan H.A., Zafar M.S. (1992). Measurements of radon concentration in some cities of Pakistan. Radiation Protection Dosimetry, Vol. 40, pp. 39–44.
- UNSCEAR (2015). United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Annex B-Exposures to natural radionuclides sources. UNSCEAR. <http://www.unscear.org/docs/reports/annexb.pdf>.
- Vaupotic J., Gregoric A., Kobal I., Zvab P., Kozak K., Mazur J., Kochowska E., Grzadziel D. (2010). Radon concentration in soil gas and radon exhalation rate at the Ravne Fault in NW Slovenia. Nat Hazards Earth Syst Sci Vol.10, pp. 895–899.

(Página deixada propositadamente em branco)

**GEOCRONOLOGIA APLICADA AO ESTUDO DA EVOLUÇÃO  
TEMPORAL DE CONTAMINAÇÃO ANTROPOGÊNICA NO  
ESTUÁRIO DE RIO FORMOSO, PERNAMBUCO, BRASIL**

**GEOCHRONOLOGY APPLIED TO THE STUDY OF THE  
TIME EVOLUTION OF ANTHROPOGENIC CONTAMINATION  
IN THE ESTUARY OF RIO FORMOSO, PERNAMBUCO,  
BRAZIL**

**G. N. ARRUDA - gnarruda@cnen.gov.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**C. A. SILVA-FILHO - candrade@cnen.gov.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**E. E. G. FARIAS - emersonemiliano@yahoo.com.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**R. S. CANTINHA - rcantinha@gmail.com (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**E. J. FRANÇA - ejfranca@cnen.gov.br (CRCN-NE, Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste, Brasil)**

**J. A. SOUZA NETO - adauto@ufpe.br (Universidade Federal de Pernambuco, Brasil)**

**PALAVRAS-CHAVE:** geocronologia, sedimento, cobre, alumínio, manganês

**RESUMO:** Foram coletados 12 perfis de sedimentos de fundo em diversos locais do Estuário de Rio Formoso, Pernambuco,

Brasil. As amostras foram obtidas a partir da seccionamento dos perfis em camadas de 3 cm de espessura. Após preparação radioquímica, as amostras foram analisadas pela técnica de Contador Proporcional de Fluxo Gasoso para a quantificação de  $^{210}\text{Pb}$ . As concentrações dos elementos químicos Al, Cu, e Mn foram quantificadas nas amostras a partir de Espectrometria de Absorção Atômica com Chama. A taxa de sedimentação para os testemunhos foi de cerca de 3 mm ao ano. Os resultados das concentrações dos elementos químicos foram comparados com os respectivos valores normativos das agências internacionais (Canadense e Norte americana) e com aqueles obtidos em outros estuários do Nordeste Brasileiro. Os elementos químicos Al e Mn estão abaixo dos limites previamente estabelecidos, indicando grau apreciado de conservação do estuário. Os valores mais elevados de Cu observados neste trabalho indicaram um aporte geogênico não relacionado com atividades antropogênicas.

**KEYWORDS:** geochronology, sediment, copper, aluminum, manganese

**ABSTRACT:** Twelve bottom sediment profiles were sampled from various locations in the estuary of the Rio Formoso, Pernambuco, Brazil. Samples were obtained through the profile sectioning in layers with 3 cm of thickness. After radiochemical preparation, the samples were analyzed using a gas-flow proportional counter to quantify  $^{210}\text{Pb}$ . The concentrations of the chemical elements Al, Cu and Mn were quantified in samples by Flame Atomic Absorption Spectrometry. The sedimentation rate for the profiles was about 3 mm per year. The results of chemical element concentrations were compared with the respective normative values established

by international agencies (Canadian and North American) and those determined in other estuaries from the Brazilian Northeast. The chemical elements Al and Mn were below the previously established limits, indicating a good conservation degree of this estuary. The highest values of copper observed in this study indicated a geogenic contribution not related to anthropogenic activities.

## 1. INTRODUÇÃO

Grandes quantidades de elementos químicos pesados oriundos de diversas fontes são lançados diariamente nos corpos hídricos. Normalmente, essas substâncias são agregadas a outros elementos químicos presentes no meio, apresentando diferentes efeitos no organismo (Casas et al., 2003). De acordo com a biodisponibilidade nos sedimentos, animais e plantas de áreas estuarinas podem concentrar compostos em níveis milhares de vezes maiores que os presentes no ambiente.

Devido à falta de infraestrutura de saneamento, resíduos urbanos são indiscriminadamente destinados aos recursos hídricos, principalmente no Estuário do Rio Formoso. Além disso, as indústrias sucroalcooleiras e as atividades agrícolas como o cultivo de cana de açúcar lançam seus resíduos livremente nos rios, assim como os resíduos de fertilizantes e agrotóxicos sem tratamento prévio, o que pode comprometer a qualidade das águas dos rios e contaminar os sedimentos de seus leitos.

Desse modo, o objetivo deste trabalho foi avaliar a evolução temporal, a partir da geocronologia, da contaminação do estuário do Rio Formoso com elementos químicos de origem antropogênica.

## 2. MÉTODOS

A fração fina (silte+argila) dos sedimentos foi destinada às análises geoquímicas. O material obtido foi seco em estufa à 40° C. Porções analíticas de 0,5 g deste material foram lixiviados com HCl por 1 hora. Em seguida, os lixiviados foram filtrados, transferidos para frascos de polietileno e avolumados até aproximadamente 50 mL com solução de HNO<sub>3</sub> a 2% (Sutherland, 2002). As concentrações de Al, Cu e Mn foram determinadas pela técnica de espectrometria de absorção atômica por chama (FAAS) e forno de grafite (GFAAS) utilizando um equipamento Varian modelo GT 110, com lâmpadas de cátodo oco.

Para determinação da concentração de <sup>210</sup>Pb foram pesados 5 g da fração fina das amostras de sedimento e, em seguida, foi adicionado aproximadamente 1 g de cloridrato de hidroxilamina, 1000 µL de carreador de chumbo (chumbo metálico + HNO<sub>3</sub> 20 mg/mL) e 100 mL de HBr 0,5 M. A mistura foi mantida sob forte agitação por 12 horas. Após, a mistura foi filtrada e transferida para um frasco de polietileno (Arruda, 2010). Em seguida, fez-se percolar o material filtrado através da coluna de troca iônica contendo a resina DOWEX 1x8 Clorídrica 50-100 mesh básica. A porção de Pb retido na coluna foi extraído com 100 mL de uma solução de HNO<sub>3</sub> mol/L. A solução obtida foi transferida para um béquer de 250 mL e aquecida em chapa até quase secura, e avolumada até 50 mL com água deionizada (condutividade elétrica de 18,2 MΩ.cm<sup>-1</sup>). Ajustou-se o pH desta solução entre 4,5-5,0 com NH<sub>4</sub>CH<sub>3</sub>COO a 40%, usando vermelho de metila como indicador. Após o ajuste do pH, as soluções foram aquecidas até ebulição e adicionados 2 mL de cromato de sódio para a precipitação do chumbo. O precipitado foi resfriado e filtrado em sistema do tipo Millipore, utilizando-se filtro de papel de celulose com 0,45 µm de abertura de poro.

Os filtros de papel contendo o material depositado foram secos em estufa à 80°C por 20 minutos. Em seguida, foram pesados para a determinação do rendimento químico. Os filtros foram cobertos com plástico adesivo e permaneceram armazenados por 10 dias para que os elementos químicos  $^{210}\text{Pb}$  e  $^{210}\text{Bi}$  entrassem em equilíbrio. Após, foi realizada medição da concentração de atividade de  $^{210}\text{Pb}$  pela técnica do Contador Proporcional de Fluxo Gasoso (Godoy et al., 1998). Mais detalhes da metodologia podem ser consultados em Arruda (2010).

### **3. RESULTADOS**

De acordo com os resultados encontrados, observou-se uma taxa de sedimentação da ordem de 3 mm por ano para o Estuário do Rio Formoso. Como consequência, as camadas mais inferiores dos perfis foram datadas até 1929 (profundidades de até 42 cm) como mostra a Figura 1. Os elementos químicos analisados Al, Cu e Mn apresentaram concentrações mais elevadas nas camadas mais recentes do solo (Figura 1), indicando possível efeito de atividades antropogênicas ocorridas nos últimos 25 anos; embora, comparando com as agências americana e canadense (CCME, 2009; EPA, 2001), os valores observados para Al e Mn não indicam risco para o ambiente. Possivelmente essas concentrações mais elevadas estejam relacionadas com as atividades antropogênicas, tais como o cultivo da cana-de-açúcar, a carcinocultura e a avinocultura.

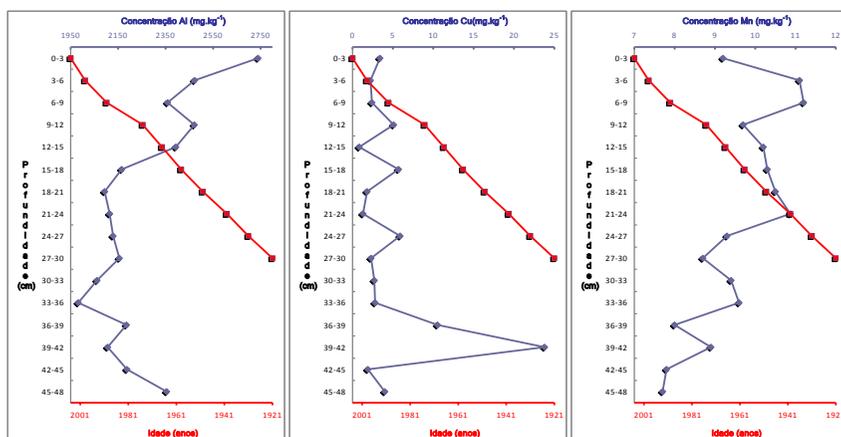


Figura 1. Geocronologia e a concentração de Cu, Mn e Al em um perfil de sedimentos de fundo do Estuário de Rio Formoso.

O elemento químico Cu apresentou concentração anômala em um dos perfis estudados, contudo, esta anomalia não esteve correlacionada com nenhum outro elemento químico. De acordo com a geocronologia, a idade em que ocorreu a anomalia foi superior a 100 anos. Nesta época, pode se afirmar que só existia como fonte de contaminação a atividade de cultivo de cana-de-açúcar. Além disso, rochas vulcânicas podem explicar os valores mais elevados, provavelmente ocasionados por aporte geogênico.

Analisando o comportamento dos elementos químicos de interesse neste trabalho, foi observado que alumínio esteve relacionado com manganês na maior parte das amostras, corroborando um aporte geogênico; além disso, quando comparado com resultados de outros estuários do nordeste brasileiro, com condições climáticas similares, o estuário do Rio Formoso apresentou-se bem conservado (Arruda, 2010).

#### 4. CONCLUSÕES

Os resultados aqui apresentados não indicam situação de perigo para o ambiente no que se refere às concentrações dos elementos químicos Al, e Mn. Para Cu, evidenciou-se a necessidade de estudos adicionais no sentido de assegurar que este elemento químico não esteja sendo transferido demasiadamente do sedimento para os componentes da cadeia alimentar. De um modo geral, a avaliação da concentração dos elementos químicos investigados neste trabalho mostra boa preservação do estuário do Rio Formoso.

#### Referências

- Arruda, G. N. (2010) - Avaliação das concentrações recentes e históricas de metais pesados nos sedimentos de fundo do estuário do Rio Formoso, Pernambuco. Universidade Federal de Pernambuco. <http://repositorio.ufpe.br/handle/123456789/6123>.
- Casas, J. M.; Rosas, H.; Sole, M.; Lao, C. (2003) - Heavy metals and metalloids in sediments from the Llobregat basin, Spain. *Environmental Geology*, 44, pp. 325-332.
- CCME - Canadian Council of Ministers of the Environment. (2009). Canadian sediment Quality Guidelines for the Protection of Aquatic Life, Summary Tables Update. [http://www.ccme.ca/publications/ceqg\\_rcqe.html](http://www.ccme.ca/publications/ceqg_rcqe.html).
- EPA - United States Environmental Protection Agency. (2001). Methods for collection storage and manipulation of sediments for chemical and toxicological analyses. Technical manual. [www.epa.gov/waterscience/cs/library/strategy.pdf](http://www.epa.gov/waterscience/cs/library/strategy.pdf)
- Godoy, J. M.; Pandovani, C.R.; Pereira, J. C. A.; Vieira, L. M. (1998) - Aplicabilidade da Geocronologia da Deposição de Sedimento com  $^{210}\text{Pb}$  como ferramenta na avaliação do assoreamento do Rio Taquari, Pantanal (MS). *Geochimica Brasiliensis*, 12, pp. 113-121.
- Sutherland, R. A. (2002) - Comparison between non-residual Al, Co, Ni, Mn, Pb e Zn released by a three-step sequencial extration procedure and dilute hydrochloric acid leach for soil and deposited sediment. *Applied Geochemistry*, 14, pp. 353-365.

(Página deixada propositadamente em branco)

**ANÁLISE DOS PARÂMETROS RADIOATIVOS EM  
ÁGUAS PARA CONSUMO HUMANO**

**ANALYSIS OF RADIOACTIVE PARAMETERS IN  
WATER FOR HUMAN CONSUMPTION**

**I. LOPES – ilopes@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Universidade de Lisboa, Instituto Superior Técnico, Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares, Laboratório de Proteção e Segurança Radiológica)**

**J. ABRANTES – abrantest@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Universidade de Lisboa, Instituto Superior Técnico, Laboratório de Proteção e Segurança Radiológica)**

**A. R. GOMES – argomes@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Universidade de Lisboa, Instituto Superior Técnico, Laboratório de Proteção e Segurança Radiológica)**

**A. LIBÂNO – alibanio@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Universidade de Lisboa, Instituto Superior Técnico, Laboratório de Proteção e Segurança Radiológica)**

**M. J. MADRUGA – madruga@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Universidade de Lisboa, Instituto Superior Técnico, Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares, Laboratório de Proteção e Segurança Radiológica)**

**M. REIS – mcapucho@ctn.tecnico.ulisboa.pt (Universidade de Lisboa, Instituto Superior Técnico, Centro de Ciências e Tecnologias Nucleares, Laboratório de Proteção e Segurança Radiológica)**

**PALAVRAS-CHAVE:** águas de consumo, parâmetros radioativos, alfa total, beta total, radão, trítio.

**RESUMO:** A Diretiva Europeia 2013/51/EURATOM estabelece os requisitos para a proteção da saúde pública em geral, no que diz respeito às substâncias radioativas presentes na água destinada ao consumo humano. Os valores paramétricos

recomendados são 100 Bq L<sup>-1</sup> para o Radão (Rn-222), 100 Bq L<sup>-1</sup> para o Trítio (H-3) e 0,10 mSv para a Dose Indicativa (DI). De acordo com os valores estipulados no anexo I do Decreto-Lei n° 23/2016, o valor paramétrico para o Rn-222 foi alterado e fixado em 500 Bq L<sup>-1</sup>. Os valores dos níveis de verificação recomendados para as concentrações de atividades alfa total e beta total são 0,1 Bq L<sup>-1</sup> e 1 Bq L<sup>-1</sup>, respetivamente. Se estas atividades forem inferiores aos valores de verificação assume-se que o valor da DI é inferior ao valor paramétrico (0,1 mSv), não sendo necessárias outras análises de radioatividade complementares. Se as concentrações de atividades alfa total e beta total excederem os limites estipulados, é necessário proceder à análise dos radionuclídeos específicos. Neste trabalho, apresentam-se as técnicas radioanalíticas utilizadas no âmbito do Programa de Vigilância Radiológica Ambiental e na prestação de serviços à comunidade, para a determinação dos referidos parâmetros radioativos, nomeadamente, para a determinação das concentrações de atividades alfa total, beta total, H-3 e Rn-222.

**KEYWORDS:** drinking waters, radioactive parameters, gross alpha, gross beta, radon, tritium.

**ABSTRACT:** The European Directive 2013/51/ EURATOM sets the requirements for the protection of public health in general, with regard to radioactive substances in water intended for human consumption. The parametric values recommended are 100 Bq L<sup>-1</sup> for Radon (Rn-222), 100 Bq L<sup>-1</sup> for Tritium (H-3) and 0.10 mSv for Indicative Dose (DI). According to the established values in Annex I of Decree-Law No. 23/2016 of 3 June, the parametric value for Rn-222 has been changed and fixed at 500 Bq L<sup>-1</sup>. The values of the recommended levels of verification for gross alpha and gross beta

activity concentrations are  $0.1 \text{ Bq L}^{-1}$  and  $1 \text{ Bq L}^{-1}$ , respectively. If these activities are lower than the verification levels it is assumed that the value of DI is lower than the parametric value ( $0.1 \text{ mSv}$ ), with no need of complementary radioactivity analysis. If the concentrations of gross alpha and gross beta activities exceed the stipulated limits, it is necessary to analyze the specific radionuclides. In this paper, we present the radioanalytical techniques used in the framework of the Environmental Radiological Surveillance Programme and the services to the community provided, for the determination of such radioactive parameters, namely for the determination of gross alpha, gross beta, H-3 and Rn-222 activity concentrations.

## 1. INTRODUÇÃO

Todas as águas contêm radioatividade natural como resultado da presença de radionuclídeos naturais das famílias do Urânio (U-238), do Actínio (U-235), do Tório (Th-232) e, ainda, do Potássio-40. As águas estão também sujeitas à contaminação por radionuclídeos de origem artificial devido à ação do Homem, como por exemplo, de acidentes em centrais nucleares e das aplicações de radioisótopos na medicina e na indústria (Sr-90, Cs-137, Am-241, I-131, Co-60). O Trítio (H-3) é um dos isótopos radioativos do hidrogénio que está presente no ambiente devido não só a processos naturais mas, principalmente, como produto resultante da libertação de efluentes da indústria nuclear. A ingestão de água é uma das vias de incorporação de substâncias radioativas no corpo humano. Os radionuclídeos naturais e artificiais, uma vez ingeridos, são responsáveis pela dose de radiação interna.

De acordo com a Diretiva Europeia 96/29/EURATOM, o risco de exposição da população às radiações ionizantes deverá ser mantido a um nível tão baixo quanto for razoavelmente possível. A Diretiva

Europeia 2013/51/EURATOM estabelece requisitos para a proteção da saúde do público em geral, no que diz respeito às substâncias radioativas presentes na água destinada ao consumo humano e estabelece que um determinado número de parâmetros radioativos, Radão (Rn-222), Trítio (H-3) e Dose Indicativa (DI), sejam controlados. No Anexo I da Diretiva estão também especificados os Valores Paramétricos (VP) das substâncias radioativas, abaixo dos quais a água pode ser considerada própria para o consumo humano (100 Bq L<sup>-1</sup> para o Rn-222 e H-3; 0,1 mSv para a DI). Se ocorrerem concentrações em atividade superiores aos VP, o risco para a saúde humana deve ser averiguado. Em Portugal, após a transposição da Diretiva Europeia 2013/51/EURATOM para a legislação nacional (Decreto-Lei n.º 23/2016) estabeleceu-se 500 Bq L<sup>-1</sup> como valor paramétrico para o Rn-222. Sempre que a concentração de Rn-222 exceda 1000 Bq L<sup>-1</sup> considera-se que se justificam medidas de correção por motivos de proteção radiológica. Se a concentração de Trítio exceder o correspondente VP (100 Bq L<sup>-1</sup>) tem de se proceder a uma análise da presença de outros radionuclídeos artificiais. A DI é efetuada sempre que esteja presente uma fonte de radioatividade artificial ou natural elevada.

A presença da radioatividade na água destinada ao consumo humano, pode ser determinada através das medições das concentrações de atividades alfa total e beta total, indicativas das concentrações globais devidas aos radionuclídeos naturais e artificiais emissores alfa e beta e/ ou através da análises dos radionuclídeos específicos. Se as concentrações das atividades alfa total e beta total forem inferiores aos níveis de verificação recomendados na Diretiva Europeia 2013/51/EURATOM, presume-se que o valor da DI seja inferior ao VP de 0,1 mSv. Se a concentração de atividade alfa total for superior a 0,1 Bq L<sup>-1</sup> deve ser verificada a presença dos radionuclídeos específicos (U-238, U-234, Ra-226 e Po-210) e, se necessário, dos restantes radionuclídeos de origem natural, que se encontram es-

pecificados no quadro I do anexo III do Decreto-Lei n° 23/2016. Se a concentração de atividade beta total for superior a 1,0 Bq L<sup>-1</sup> deve ser verificada a presença de potássio (K-40). Se a atividade beta residual for superior ao VP, deve ser verificada a presença dos radionuclídeos específicos (Sr-90 e Cs-137) e, se necessário, dos restantes radionuclídeos de origem artificial, que estão especificados no quadro I do anexo III do Decreto-Lei n° 23/2016. Nessa situação, a DI é calculada a partir das concentrações de atividade dos radionuclídeos específicos e dos coeficientes de dose fixados no quadro A do anexo III da Diretiva 96/29/EURATOM, com base na ingestão anual de 730 L para um adulto.

## 2. MÉTODOS

Determinação da concentração de atividade de Trítio em águas, método de contagem por cintilação em meio líquido (método interno, acreditado pelo IPAC, baseado na ISO\_9698\_2010): Destila-se a amostra como tratamento prévio (caso esteja acidificada, ajusta-se o pH antes da destilação). Transfere-se uma alíquota de 8 mL de amostra destilada para um frasco de cintilação com 12 mL de cocktail de cintilação e mede-se num sistema de deteção de cintilação em meio líquido, previamente calibrado com padrões de calibração de H-3.

Determinação da concentração de atividade de Trítio em águas com enriquecimento isotópico, método por cintilação em meio líquido (método interno). Após o tratamento prévio da amostra por destilação, é feito um enriquecimento isotópico por eletrólise da água em corrente contínua. A amostra é posteriormente neutralizada, destilada e adiciona-se uma alíquota de 8 mL a 12 mL de cocktail de cintilação. A medição é efetuada num sistema de deteção de cintilação em meio líquido, previamente calibrado com padrões de calibração de H-3.

Determinação da concentração de atividade Alfa total e Beta total, método por fonte concentrada (método interno, acreditado pelo IPAC, baseado na ISO\_9696\_2007 e ISO\_9697\_2015): Amostra de água acidificada evaporada quase à secura. Posteriormente é feita a precipitação dos sulfatos e a sua calcinação a 350 °C. Uma porção do resíduo é transferido para um porta-amostras e a medição das concentrações de atividade alfa total e beta total é feita num contador proporcional de fluxo gasoso, previamente calibrado com padrões de calibração de Am-241 e K-40.

Determinação da concentração de atividade Alfa total e Beta total, método por cintilação em meio líquido (método interno, acreditado pelo IPAC, baseado na ISO\_11704\_2010): Após determinação do resíduo seco, as águas pouco salinas são submetidas a uma pré-concentração térmica. Após o ajuste do valor de pH em função do fator de concentração a aplicar, a amostra é concentrada por evaporação lenta. As amostras com teor elevado de sais são submetidas a menores fatores de concentração ou a uma medição direta. Transfere-se depois uma alíquota de 8 mL para um frasco de cintilação e adicionam-se 12 mL de cocktail de cintilação. A medição é efetuada num sistema de deteção de cintilação em meio líquido, previamente calibrado e otimizado para a discriminação alfa/ beta, com padrões de calibração de Am-241 e Sr-90/Y-90.

Determinação da concentração de atividade de Radão-222. Método por cintilação em meio líquido (método interno, baseado na ISO\_13164-4\_2015): Uma alíquota de 10 mL de amostra é adicionada a 10 mL de um cocktail de cintilação imiscível, com uma seringa, de forma a evitar-se perdas do gás radão. A medição é feita num contador de cintilação em meio líquido, após 3 horas da preparação da amostra, de forma a permitir que o equilíbrio radioativo entre o Rn-222 e os seus descendentes seja estabelecido. A eficiência de contagem é determinada com padrões de calibração de Ra-226.

### 3. RESULTADOS

De acordo com o Decreto-Lei nº 23/2016, os métodos de análise devem conseguir determinar as concentrações em atividade, cumprindo com os Limites de Detecção (LD) especificados, nomeadamente 10 Bq L<sup>-1</sup> para as concentrações em H-3 e 50 Bq L<sup>-1</sup> para as concentrações em Rn-222 (10% do VP), 0,04 Bq L<sup>-1</sup> para atividade alfa total e 0,4 Bq L<sup>-1</sup> para atividade beta total (40% do VP). Na Tabela 1 apresentam-se os valores de LD, calculados para as condições de rotina.

Tabela 1. Limites de Detecção (Bq L<sup>-1</sup>) para as determinações de H-3, atividades alfa total, beta total e Rn-222, em condições de rotina

H-3	Alfa Total	Beta Total	Rn-222
0,4 (CL-EI)	0,020 (FC)	0,010 (FC)	0,5 (CL)
4,0 (CL)	0,040 (CL)	0,150 (CL)	

Os valores dos LD dependem do método utilizado (CL – cintilação em meio líquido; FC – fonte concentrada; EI – enriquecimento isotópico) e de vários parâmetros (ex.: tempo de aquisição, taxa de contagens de fundo, eficiência, massa da amostra/alíquota, volume da amostra, tempo decorrido entre colheita e medição).

Os valores médios anuais da concentração de atividade em H-3, alfa total e beta total, em águas para consumo humano, colhidas mensalmente na região de Lisboa, nos anos de 2013 e 2014 (Madruga et al. 2015 & 2016), estão apresentados na Tabela 2. Os valores médios de concentração em H-3 determinados, usando o método com enriquecimento isotópico, situaram-se abaixo dos limites de deteção. Os valores das concentrações em H-3 obtidos na região de Lisboa foram semelhantes aos obtidos em amostras colhidas regiões do país (Tabela 3). Em ambos os casos estes valores são muito inferiores ao VP (100 Bq L<sup>-1</sup>).

Tabela 2. Concentrações de atividade (Bq L<sup>-1</sup>) em H-3, alfa total e beta total, em águas para consumo humano, colhidas mensalmente na região de Lisboa (valores médios anuais, n=12)

Local de colheita	H-3	Alfa Total	Beta Total
Lisboa (2013)	<0,81	<0,047	<0,164
Lisboa (2014)	<0,57	<0,042	<0,134

Tabela 3. Concentrações de atividade (Bq L<sup>-1</sup>) em H-3, alfa total e beta total, em águas para consumo humano, colhidas em vários locais do país (anos: 2013 e 2014)

Local de colheita	<sup>3</sup> H	Alfa Total	Beta Total
Ano: 2013			
A	<0,80	<0,046	0,159±0,089
B	<0,80	<0,033	0,136±0,065
C	<0,80	0,095±0,037	0,381±0,099
D	<0,80	<0,056	0,21±0,10
E	<0,80	0,120±0,039	0,309±0,098
F	1,10±0,31	<0,051	0,221±0,095
G	<0,80	<0,091	0,30±0,17
H	<0,80	0,385±0,062	0,339±0,093
I	<0,80	<0,057	<0,169
Ano: 2014			
J	<0,42	<0,049	<0,145
K	<0,43	<0,061	<0,181
L	<0,45	<0,030	0,143±0,056
M	<0,45	<0,025	<0,075

As concentrações das atividades alfa total e beta total, das amostras colhidas em Lisboa foram, na generalidade, inferiores aos valores dos LD, não tendo sido excedidos os níveis de verificação estabelecidos. Em 2013, as concentrações de atividade alfa total de algumas amostras colhidas noutras regiões do país (E e H; Tabela 3) foram superiores ao valor de verificação (0,1 Bq L<sup>-1</sup>) mas inferiores ao valor paramétrico em vigor nessa data (0,5 Bq L<sup>-1</sup>) estipulado no Decreto-Lei n° 306/2007 de 27 de Agosto. Os valores da concentração de atividade beta total, das amostras analisadas em 2013 e 2014, não ultrapassaram o nível de verificação (1,0 Bq L<sup>-1</sup>).

As concentrações de Rn-222 em águas de superfície são normalmente baixas ( $< 100 \text{ Bq L}^{-1}$ ) mas, em águas subterrâneas e em zonas graníticas, os valores podem ser uma ordem de grandeza superiores (Lopes et al. 2015). Essas águas, que se destinam ao consumo humano, devem ser monitorizadas, especialmente as colhidas em locais onde haja a probabilidade de ser ultrapassado o nível de verificação estipulado no Decreto-Lei nº 23/2016 ( $500 \text{ Bq L}^{-1}$ ).

#### 4. CONCLUSÕES

Pode concluir-se que os valores paramétricos e os níveis de verificação para os parâmetros radioativos (alfa total, beta total, H-3 e Rn-222) determinados em águas para consumo humano são inferiores aos valores estipulados na Diretiva Europeia 2013/51/EURATOM e no Decreto-Lei nº 23/2016, não se justificando qualquer medida corretiva, do ponto de vista da proteção radiológica.

#### Referências

- Decreto-Lei nº 306/2007 - Diário da República, 1ª Série, Nº 164 de 27 de Agosto de 2007.
- Decreto-Lei nº 23/2016 - Diário da República, 1ª Série, Nº 107 de 3 de Junho de 2016.
- EURATOM (2013/51) - Council Directive on laying down requirements for the protection of health of general public with regard to radioactive substances in water intended for human consumption. Official Journal L296.
- EURATOM (1996/29) - Council Directive on laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation. Official Journal L 159.
- ISO 9696: 2007 - Water Quality-Measurement of gross alpha activity in non-saline water-Thick source method.
- ISO 9698:2010 - Water Quality-Determination of tritium activity concentration-Liquid scintillation counting method.
- ISO11704:2010 - Water Quality-Measurement of gross alpha and beta activity concentration in non-saline water-Liquid scintillation counting method.

- ISO 9697:2015 - Water Quality-Gross beta activity in non-saline water-Test method using thick source.
- ISO 1316-4: 2015 – Water Quality-Radon 222 – Part 4: Test method using two-phase liquid scintillation counting.
- Lopes, I.; J. Abrantes, A. Libânio, M. J. Madruga, M. Reis (2015) Radon (Rn-222) determination in Portuguese waters using two phase liquid scintillation counting (LSC) technique In: International Conference on Environmental Radioactivity, ENVIRA 2015, Thessaloniki, Greece, PS2-31.
- Madruga, M.J., Carvalho, F. P, Reis, M.; Alves, J.; Corisco, J. A.; Lopes, I.; Abrantes, Oliveira, J. M.; Silva, L.; Portugal. L.; Malta, M.; Santos, M.; Romanets, Y.; Libânio, A.; Mourato, A.; Silva, G.; Batista, A.; Gomes, A. R.; Andrade, E.; Carvalhal, G.; Pereira, M. (2015) - Programas de Monitorização Radiológica Ambiental (Ano 2013). Relatório LPSR, Série A, nº 41/15, 2015, ISBN 978-989-96542-9-7.
- Madruga, M.J., Carvalho, F. P, Reis, M.; Alves, J.; Corisco, J. A.; Batista, A.; Lopes, I.; Abrantes, J.; Oliveira, J. M.; Silva, L.; Portugal. L.; Malta, M.; Santos, M.; Pereira, M.; Romanets, Y.; Libânio, A.; Mourato, A.; Silva, G.; Gomes, A. R.; Andrade, E. (2016) - Programas de Monitorização Radiológica Ambiental (Ano 2014). Relatório LPSR, Série A, nº 42/16, 2016, ISBN 978-989-20-6528-1.

**RADIOACTIVIDADE NATURAL NA REGIÃO DE GOUVEIA  
E DE SAMEIRO (PORTUGAL CENTRAL)**

**NATURAL RADIOACTIVITY LEVELS IN THE GOUVEIA AND  
SAMEIRO AREA (CENTRAL PORTUGAL)**

**P. GUERRA** – paulafatimaguerra@gmail.com (Agrupamento de Escolas de Gouveia, Gouveia, Portugal)

**C.R. GOMES†** – (CITEUC, Departamento de Ciências da Terra, Universidade de Coimbra)

**L.F. NEVES** – luisneves@dct.uc.pt (CEMPRE, Departamento de Ciências da Terra, Universidade de Coimbra)

**A.C. PEREIRA** – apereira@dct.uc.pt (CEMPRE, Departamento de Ciências da Terra, Universidade de Coimbra)

**PALAVRAS-CHAVE:** Radioatividade natural, radão, Gouveia, Sameiro, saúde

**RESUMO:** Procedeu-se à colocação de detetores passivos de radão (CR-39) em vinte e cinco habitações de Gouveia e vinte e cinco habitações do Sameiro, tendo em conta que as localidades referidas se inserem em substrato geológico de natureza distinta, no primeiro caso constituído por granitos hercínicos e no segundo por metassedimentos do complexo xisto-grauváquico ante-ordovícico. Verificou-se que as concentrações de gás radão medidas nas habitações de Gouveia variam entre 172 e 2441 Bq.m<sup>-3</sup>, com média

geométrica de  $727 \text{ Bq.m}^{-3}$ . As elevadas concentrações de radão registadas em Gouveia têm suporte em factores geológicos, nomeadamente num teor de urânio das rochas graníticas de substrato regional superior à média da crosta continental superior. As concentrações de gás radão medidas nas habitações do Sameiro variam entre 58 e  $784 \text{ Bq.m}^{-3}$ , com média geométrica de  $213 \text{ Bq.m}^{-3}$ , indicando neste caso escassa probabilidade de serem excedidos os limiares recomendados por organizações internacionais para o ar interior de habitações ( $300 \text{ Bq.m}^{-3}$ ). Conclui-se que o potencial de radão na área urbana de Gouveia é consideravelmente mais elevado do que na região do Sameiro, reconhecendo-se nos dados obtidos um forte controlo geológico das concentrações de radão no ar interior das habitações. A distribuição do radão, em especial na área urbana de Gouveia, constitui um risco ambiental que deve ser tido em conta nos planos de ordenamento municipal.

**KEYWORDS:** Natural radioactivity, radon, Gouveia, Sameiro, health

**ABSTRACT:** Passive radon detectors (CR39) were used to evaluate indoor concentrations of this gas in the urban areas of Gouveia and Sameiro (25 detectors each). The two locations were selected due to a different geological bedrock, constituted by hercynian granites in the first case, and by a schist and greywacke metamorphic complex of pre-ordovician age in the second. It was found that the radon gas concentrations, measured in the dwellings of Gouveia, range between 172 and  $2441 \text{ Bq.m}^{-3}$ , with a geometric average of  $727 \text{ Bq.m}^{-3}$ . The high concentrations of radon recorded in Gouveia result from geological factors, namely the presence of uranium-rich granites. The concentrations of radon gas

measured in the dwellings of Sameiro range between 58 and 784 Bq.m<sup>-3</sup>, with a geometric average of 213 Bq.m<sup>-3</sup>, thus not presenting a significant risk of exceeding the limit of 300 Bq.m<sup>-3</sup> recommended by international organizations. It is concluded that radon potential in the area of Gouveia is significantly higher than Sameiro, with the results showing a strong geological control of indoor radon concentrations. Taking into consideration that this radioactive gas constitutes an environmental risk, it should be addressed in land planning instruments, namely in the Gouveia region.

## 1. INTRODUÇÃO

A radioatividade natural resulta da transformação de radioisótopos que integram a constituição de rochas e solos, destacando-se os isótopos que pertencem às séries de decaimento de <sup>238</sup>U, <sup>235</sup>U e <sup>232</sup>Th, bem como <sup>40</sup>K. A radiação emitida nos processos de decaimento pode chegar ao ser humano, gerando uma dose por exposição à radiação com eventual efeito sobre a saúde. Destaca-se, neste aspeto, a exposição ao gás radão, gerado na cadeia de decaimento de <sup>238</sup>U, a qual contribui em média para mais de metade da dose anual de radiação recebida. O radão é gerado em maior quantidade nas rochas e solos mais ricos em urânio do que a média crustal, destacando-se as rochas graníticas e as algumas rochas sedimentares pelíticas pelo potencial de apresentarem tais teores acrescidos. O gás radão produzido nas rochas e solos propaga-se em parte até à superfície topográfica, onde se dilui na atmosfera, podendo, no entanto, penetrar em habitações a partir do subsolo, por difusão ou convecção.

As concentrações elevadas de radão no ar interior das habitações constituem um risco ambiental (Darby et al., 2004; Neves

e Pereira, 2004), sendo este gás responsável pelo desenvolvimento de neoplasias pulmonares. Estima-se que de 10% dos cancros pulmonares resultem da exposição ao radão (Neves e Pereira, 2004).

O presente trabalho visa avaliar as concentrações de radão existentes no ar interior das habitações de duas áreas urbanas de natureza geológica distinta – Gouveia e Sameiro (Fig. 1). A região de Gouveia-Sameiro insere-se no Maciço Hespérico, o qual corresponde ao extenso afloramento de rochas proterozóicas e paleozóicas consolidadas no ciclo varisco, que constitui a metade ocidental da Península Ibérica e representa cerca de dois terços do território português. Na região de Gouveia, encontra-se em geral, um granito de grão grosseiro a muito grosseiro, porfiróide, biotítico-moscovítico, com fenocristais de microclina, o qual ocorre em vasta área da região das Beiras. Ocorrem ainda outras variedades de granitos de duas micas de idade varisca e também granodioritos (Neiva et al, 2009). As rochas metamórficas do Complexo xisto-grauváquico ante-ordovícico (Grupo das Beiras) representam os mais antigos depósitos sedimentares da região, aflorando designadamente na área do Sameiro. São constituídos, do ponto de vista litológico, por materiais finos, relativamente homogéneos, o que é indício de sedimentação tranquila, em mar de certa profundidade. A série xistosa, formada por xistos argilosos, xistos quartzo-micáceos e grauvaques, aparece, às vezes, muito metamorfizada, em particular nas zonas de contacto com os granitos.

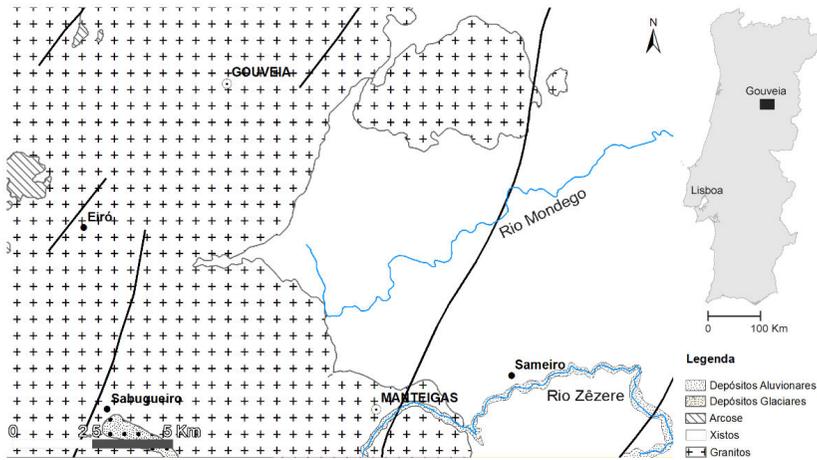


Figura 1. Mapa geológico da região de Gouveia, simplificado de Neiva et al. (2009). Ocorrem diversos tipos de granitos Hercínicos, com predomínio das variedades de grão médio a grosseiro biotíticas, bem como xistos e matagrauvaques do Complexo Xisto-Grauváquico ante-ordovício. Como litologias secundárias, ocorrem pequenos depósitos terciários de natureza arcósica e ainda depósitos quaternários aluvio-glaciares.

## 2. MÉTODOS

Para avaliar os níveis de radão no interior das habitações, foram colocados detetores passivos, tipo CR-39, em vinte e cinco habitações de Gouveia e vinte habitações do Sameiro, onde permaneceram durante 3 meses durante o inverno, por conseguinte num período do ano com menor ventilação das habitações. Desses detetores, 28 foram colocados em divisões que assentam diretamente sobre o solo (piso zero – cave ou rés-do-chão) e os restantes nas divisões aéreas imediatamente subjacentes. Em 4 casos não foi possível recuperar os detetores (1 em Gouveia e 3 no Sameiro).

Os detetores foram posteriormente processados no Laboratório de Radioactividade Natural do Departamento das Ciências da Terra da Universidade de Coimbra. Após tratamento químico com uma solução de NaOH, a 90°C, a densidade dos traços alfa foi determinada com apoio de um sistema automático de contagem, que inclui mecanismo de deslocamento de elevada precisão, microscópio associado a câmara de vídeo e programa informático de tratamento de imagem (Radosys®). A calibração do sistema é assegurada através de padrões internos e da participação regular em intercalibrações laboratoriais. As concentrações de radão expressam-se em Bq.m<sup>-3</sup> e estima-se que o erro analítico que afecta as determinações não seja superior a 20% (p>0,95).

### 3. RESULTADOS

Os resultados obtidos para a concentração do gás radão em habitações de Gouveia e Sameiro encontram-se expressos na tabela 1. Em Gouveia os valores obtidos variam entre 172 e 2441 Bq.m<sup>-3</sup>, com média geométrica de 727 Bq.m<sup>-3</sup>. No Sameiro os valores são consideravelmente mais reduzidos, variando entre um mínimo de 58 e um máximo de 784 Bq.m<sup>-3</sup>, com média geométrica de 213 Bq.m<sup>-3</sup>.

Tabela 1. Concentração de radão em Gouveia e no Sameiro (Bq.m<sup>-3</sup>): média geométrica, mediana, coeficiente de variação, valores mínimo e máximo; (N – número de detetores).

Região	N	Média geométrica (Bq.m <sup>-3</sup> )	Mediana (Bq.m <sup>-3</sup> )	Coefficiente de variação (%)	Mínimo (Bq.m <sup>-3</sup> )	Máximo (Bq.m <sup>-3</sup> )
Gouveia	24	727	733	66,7	172	2441
Sameiro	22	213	183	74,4	58	784

A Fig. 2 mostra a distribuição das concentrações de radão obtidas nas duas regiões, sendo notória a inexistência de valores

elevados ( $>800 \text{ Bq.m}^{-3}$ ) no caso do Sameiro, ao invés do que ocorre em Gouveia. É de notar que, de acordo com a diretiva 2013/59/EURATOM, a concentração máxima de radão recomendada em habitações é de  $300 \text{ Bq.m}^{-3}$ , devendo no entanto ser tido em conta que os valores obtidos, em período de inverno, correspondem ao máximo anual, e não são por esse facto representativos da média anual (Neves et al, 2003). Em Gouveia o limite de  $300 \text{ Bq.m}^{-3}$  é excedido num número muito significativo de habitações, enquanto no Sameiro tal apenas ocorre de forma pontual.

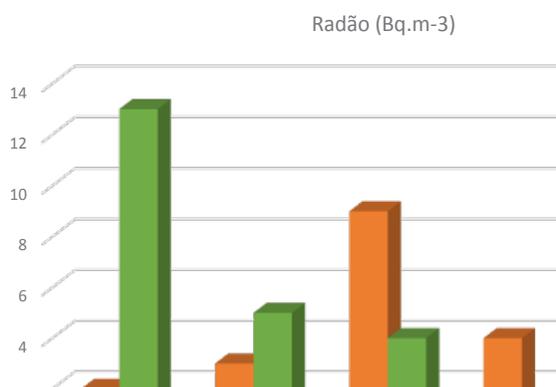


Figura 2. Distribuição das concentrações do gás radão ( $\text{Bq.m}^{-3}$ ) medidas em habitações de Gouveia e Sameiro. Frequências absolutas em ordenadas.

Na tabela 2 sintetizam-se os resultados obtidos em cada região urbana, organizados de acordo com as divisões onde os detectores foram colocados: piso zero (cave ou rés-do-chão, consoante o caso) e piso um (sobrejacente ao piso térreo). Em ambas as localidades verifica-se uma redução dos valores médios da concentração de radão no piso um face ao piso zero (térreo), o que confirma a migração predominante do gás para o interior das habitações a partir do subsolo.

Tabela 2. Distribuição dos valores da concentração de radão por piso ( $\text{Bq.m}^{-3}$ ) em Gouveia e no Sameiro; (N – número de detetores).

Litologia	Piso	N	Média geométrica	Mínimo	Máximo
GOUVEIA – granito porfiróide, grão grosseiro a muito grosseiro, biotítico-moscovítico	0	17	764	172	2441
	1	7	580	218	1170
SAMEIRO – Complexo Xistograuváquico (Grupo das Beiras)	0	11	313	110	784
	1	11	147	58	266

#### 4. CONCLUSÕES

As concentrações do gás radão determinadas mostram valores médios elevados ( $727 \text{ Bq.m}^{-3}$ ) e significativa proporção de valores superiores a  $300 \text{ Bq.m}^{-3}$  no caso de Gouveia, enquanto no Sameiro a média é consideravelmente mais reduzida ( $213 \text{ Bq. m}^{-3}$ ), e escassa a probabilidade de ser excedido o limite referido. As diferenças nas concentrações de radão entre as duas áreas urbanas decorrem da existência de um substrato geológico muito distinto, composto por rochas graníticas ricas em urânio, em Gouveia, e por rochas metamórficas (xistos e metagrauvaques) com teor de urânio próximo da média crustal no Sameiro. Conclui-se, por conseguinte, ser muito marcado o controlo geológico sobre as concentrações de radão medidas no ar interior das habitações. A redução das concentrações médias de radão, observadas em ambas as áreas, entre os valores medidos no piso de contacto com o terreno (piso zero) e o piso imediatamente sobrejacente (piso 1) indiciam que a principal fonte de radão nas habitações decorre da infiltração a partir do subsolo. Tendo em conta os elevados valores obtidos na área urbana de Gouveia, sugere-se que o radão, enquanto risco ambiental, seja tido em conta nos planos de ordenamento municipal.

## Agradecimentos

Os autores prestam homenagem à colega e amiga Prof.<sup>a</sup> Celeste Gomes, prematuramente falecida antes da conclusão deste trabalho.

## Referências

- Comissão Europeia. Directiva 2013/59/EURATOM: Recomendação da Comissão de 5 de dezembro de 2013, relativa à protecção dos perigos da exposição à radiação ionizante. <https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/CELEX-32013L0059-EN-TXT.pdf>.
- Darby, S., Hill, D.; Auvinen, A.; Barros-Dios, J.M.; Baysson, H.; Bochicchio, F.; Deo, H.; Falk, R.; Forastiere, F.; Hakama, M.; Heid, I.; Kreienbrock, L.; Kreuzer, M.; Lagarde, F.; Mäkeläinen, I.; Muirhead, C.; Oberaigner, W.; Pershagen, G.; Ruano-Ravina, A.; Ruosteenoja, E.; Schaffrath Rosario, A.; Tirmarçhe, M.; Tomáscaron;ek, M.; Whitley, E.; Wichmann, H-E.; Doll, R. (2004). Radon in homes and risk of lung cancer: collaborative analysis of individual data from 13 European case studies. *British Medical Journal*, 330, 223-228.
- Neves, L.F. & Pereira, A. (2004). Radioactividade natural e ordenamento do território: o contributo das Ciências da Terra. *Geonovas* n° 18, 103-114.
- Neiva, A.M.R., Williams, I.S.; Ramos, J.M.F.; Gomes, M.E.P.; Silva, M.M.V.G.; Antunes, I.M.H.R. (2009). Geochemical and isotopic constraints on the petrogenesis of Early Ordovician granodiorite and Variscan two-mica granites from the Gouveia area, central Portugal. *Elsevier, Lithos* 111, 186-202.
- Neves, L.J.P.F.; Avelans, S.C.C.; Pereira, A.J.S.C. (2003). Variação Sazonal do gás radão em habitações da área urbana da Guarda (Portugal Central). IV Congresso Ibérico de Geoquímica e XIII Semana de Geoquímica, Coimbra, 307-309.

(Página deixada propositadamente em branco)

**CAPÍTULO 7**  
**RADIAÇÕES NÃO IONIZANTES**

(Página deixada propositadamente em branco)

**TAXA DE ABSORÇÃO ESPECÍFICA DA RADIAÇÃO  
EMITIDA PELOS GOOGLE GLASSES**

**SAR ASSESSMENT OF GOOGLE GLASSES**

- M. FERREIRA** – manuel.ferreira@estsetubal.ips.pt (ESTSetúbal, Instituto Politécnico de Setúbal e INESC-ID)
- C. OLIVEIRA** – carla.oliveira@inov.pt (Instituto Superior Técnico/INOV-INESC, Univ. de Lisboa)
- F. CARDOSO** – filipe.cardoso@estsetubal.ips.pt (ESTSetúbal, Instituto Politécnico de Setúbal e INESC-ID)
- L. M. CORREIA** – luis.m.correia@tecnico.ulisboa.pt (Instituto Superior Técnico/INESC-ID, Univ. de Lisboa)

**PALAVRAS-CHAVE:** Taxa de Absorção Específica, Google Glasses, Radiação Eletromagnética, Exposição à Radiação e Saúde.

**RESUMO:** A utilização de equipamentos wearable sem fios, como smartwatches e smartglasses, é cada vez mais comum. Neste contexto, o facto de estes equipamentos radiarem energia eletromagnética numa vizinhança muito próxima do corpo humano, tem vindo a levantar algumas questões e preocupação no que respeita à exposição do ser humano a campos eletromagnéticos. Neste artigo é efetuada uma avaliação da taxa de absorção específica (SAR) da energia eletromagnética radiada pelos óculos da Google nas bandas de 0.90 (GSM), 1.94 (UMTS), 2.43 (Wi-Fi e Bluetooth) e 2.6 GHz (LTE). São descritos

o cenário de avaliação e a metodologia de simulação, efetuada com recurso à ferramenta CST Microwave Studio. Os valores da SAR são calculados tal como definido na norma IEEE C95.3. De acordo com as recomendações do ICNIRP, o valor de pico da SAR não pode exceder 2 W/kg na cabeça do utilizador. Com base nas simulações efetuadas, verifica-se que na banda de 0.9 GHz este valor limite é atingido para uma potência radiada de 0.152 W EIRP. Dado que nesta banda e para um terminal móvel, o valor de potência radiada máximo é de 2 W, tal conduz a um valor de SAR superior ao limite recomendado o que implica a necessidade de utilização de mecanismos de controlo de potência por forma a garantir que este valor limite não é ultrapassado. Para as bandas de 1.94, 2.43 e 2.6 GHz, os valores da SAR obtidos estão abaixo do valor limite recomendado.

**KEYWORDS:** Specific Absorption Rate, Google Glasses, Electromagnetic Radiation, Radiation Exposure and Health.

**ABSTRACT:** The use of wearable devices, like smartwatches and smartglasses, with wireless communication capabilities are becoming common. The use of such devices, radiating electromagnetic energy nearby the human body, raises some questions and it is becoming a matter of concern about the exposure of the human body to electromagnetic fields. In this article the Specific Absorption Rate (SAR) of Google Glasses radiation for 0.9 GHz (GSM), 1.94 GHz (UMTS), 2.43 GHz (Wi-Fi and Bluetooth) and 2.6 GHz (LTE) bands is evaluated. The scenario of evaluation and the simulation methodology, performed using the CST Microwave Studio tool, are described. SAR evaluation is performed according to the IEEE C95.3 standard. According to ICNIRP's recommendation, this value should not exceed 2 W/kg in the user's head. From simulations, it is observed that this

value is achieved with a radiated power of 0.152 W EIRP for the 0.9 GHz (GSM) band. Considering that GSM standards define a maximum radiated power of 2 W for mobile devices it leads to a SAR value higher than the maximum recommend one, hence, power control mechanisms are required in order to avoid that the maximum SAR limit is not exceeded. For the 1.94, 2.43 e 2.6 GHz bands, SAR values are below the threshold value.

## 1. INTRODUÇÃO

A necessidade de comunicações em qualquer lugar e em qualquer altura tem levado à adoção de um conjunto heterogéneo de tecnologias de comunicação sem-fios. Um exemplo deste tipo de dispositivos são os óculos inteligentes da Google, ou Google Glasses (Google, 2015). Os Google Glasses consistem num par de óculos de realidade aumentada cuja conectividade é assegurada por duas tecnologias sem fio, na faixa dos 2.4 GHz, Wi-Fi e Bluetooth. O modelo atual não inclui tecnologias de comunicação móvel, nomeadamente GSM, UMTS ou LTE, prevendo-se no entanto que tal possa vir a ser considerado num futuro próximo.

A exposição induzida por dispositivos sem-fios é normalmente avaliada através do cálculo do valor médio da Taxa de Absorção Específica (SAR, Specific Absorption Rate) avaliado ao nível do corpo do utilizador, num determinado órgão ou tecido (IEC, 2006), (IEEE, 2006). Dado que a avaliação da SAR através de medições é um procedimento complexo e invasivo, a sua estimativa é normalmente realizada através de simulações numéricas (Oliveira, et al., 2015).

Antes do lançamento público dos Google Glasses, estes foram submetidos a testes de conformidade no que respeita à SAR. Para as tecnologias utilizadas, Wi-Fi e Bluetooth, foi reportado um valor

máximo de SAR de 1.42 W/kg (Bayani, 2013). Este valor está em conformidade com o limite de 1,6 W/kg em 1 g de tecido para a cabeça do utilizador recomendado pela FCC (Federal Communications Commission). Este valor é comparável ao do iPhone 6s (1.12 W/kg) (Apple, 2015), mas mais elevado do que o relatado para o Samsung Galaxy S6 (0.31 W/kg) (Samsung, 2015). De referir que o limite da SAR definido pela FCC difere das orientações europeias que impõem um valor máximo de 2 W/kg por 10 g de tecido para a cabeça do utilizador (ICNIRP, 1998).

## 2. MODELOS E CENÁRIO DE SIMULAÇÃO

Nas simulações efetuadas, foi considerado o cenário de um utilizador de idade adulta com óculos inteligentes. Foi utilizado um modelo da cabeça de uma mulher de 26 anos com uma resolução espacial de 5 mm, Figura 11. Os Google Glasses foram modelados com o recurso a um modelo CAD importado para a ferramenta de simulação CST Microwave Studio (GrabCAD, 2015), (CST, 2015).

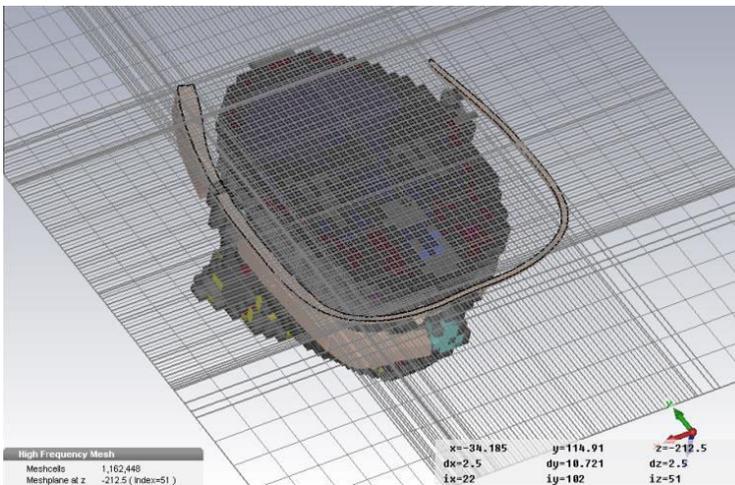


Figura 1. Modelo da cabeça.

Na prática, verifica-se que os valores da SAR só são significativos nas zonas da cabeça perto da antena, o que valida a simplificação efetuada. A utilização de um modelo de corpo inteiro iria exclusivamente resultar num aumento significativo do tempo de simulação sem qualquer mais-valia no que respeita à precisão ou significância dos resultados obtidos.

Para além da banda dos 2.43 GHz (Wi-Fi e Bluetooth) os valores da SAR foram também avaliados para as bandas de 0.9 GHz (GSM), 1.94 GHz (GSM e UMTS) e 2.6 GHz (LTE), por forma a contemplar a possível inclusão destas tecnologias em versões futuras dos Google Glasses.

As simulações foram efetuadas no CST Microwave Studio. O CST é uma ferramenta de simulação 3D para problemas de alta frequência e que implementa técnicas de integração finita (FIT, Finite Integration Techniques).

Os cálculos da SAR foram efetuados de acordo com a norma IEEE C95.3 (IEEE, 2002) tendo sido utilizada como métrica o valor de pico da SAR calculado como a média avaliada sobre 10 g de tecido contínuo (IEEE, 2006). De acordo com as recomendações do ICNIRP (International Commission for Non Ionizing Radiation Protection), este valor não pode exceder 2 W/kg (ICNIRP, 1998). Não foram considerados mecanismos de controlo de potência existentes em algumas das tecnologias estudadas.

De referir que, apesar de a antena ter sido otimizada para a banda do Wi-Fi, no cálculo da SAR para as diferentes bandas de frequência o simulador assume que a antena se encontra perfeitamente adaptada.

### **3. RESULTADOS**

Os valores da SAR foram avaliados para 4 bandas de frequência: 0.9, 1.94, 2.43 e 2.6 GHz. Os planos de corte da cabeça com a indi-

cação dos valores de SAR para as bandas dos 0.9, e 2.6 GHz para uma potência de radiação de 1 W, encontram-se representados na Figura 2. A partir destes planos de corte pode-se observar que a maior parte da energia é absorvida pela cabeça na região próxima da antena. Pode-se também verificar uma maior absorção de energia na banda de frequência mais baixa (0.9 GHz).

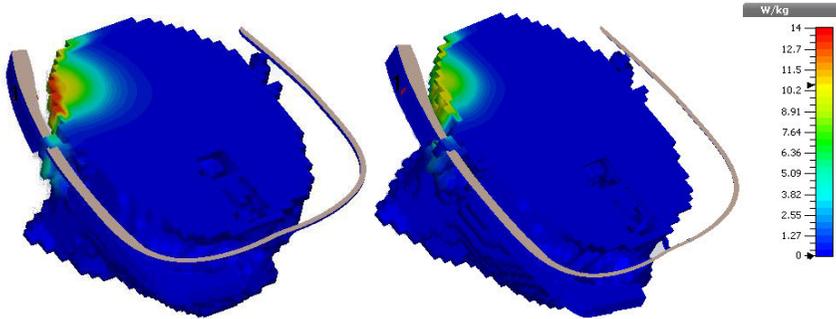


Figura 2. Planos de corte da cabeça indicando os valores de SAR para as bandas de 0.9 e 2.6 GHz.

Por forma a identificar a potência máxima de radiação ( $P_{\max}$ ) que pode ser emitida pelos Google Glasses de modo a não ultrapassar o valor máximo de 2 W/kg recomendado pelo ICNIRP (ICNIRP, 1998), foi efetuada esta análise para cada uma das bandas estudadas, Tabela .

Tabela 1. Potência máxima de radiação.

Sistema	Frequência [GHz]	Potência [W]	$P_{\max}$ [W]
GSM	0.90	2.000	0.152
UMTS	1.94	0.125	0.146
Wi-Fi	2.43	0.100	0.180
LTE	2.60	0.100	0.190

Como se pode verificar por análise da Tabela o valor máximo da SAR corresponde a uma potência de radiação de 0.152 W para a banda dos 0.9 GHz (GSM). Considerando que para serviços de

dados podem ser utilizados até 8 timeslots, que para o canal ascendente o valor da potência de pico é de 2 W e assumindo uma antena com um ganho de 0 dBi, obtêm-se valores para a SAR superiores ao valor máximo recomendado pelo que nesta situação deverão ser implementados mecanismos de limitação de potência por forma a garantir que o valor limite de SAR não é ultrapassado. Para as bandas do UMTS (1.94 GHz), Wi-Fi (2.43 GHz) e LTE (2.6 GHz), verifica-se que os valores da potência máxima são inferiores aos valores definidos nas respetivas normas, pelo que o valor limite da SAR nunca é ultrapassado.

#### **4. CONCLUSÕES**

Foi efetuada uma avaliação da taxa de absorção específica (SAR) da energia eletromagnética radiada pelos óculos da Google nas bandas de 0.9, 1.94, 2.43 e 2.6 GHz. Com base nos resultados obtidos verifica-se que valor máximo recomendado para a SAR na cabeça do utilizador só é excedido na banda do GSM (0.9 GHz). Para as outras bandas analisadas, os valores da SAR encontram-se abaixo do valor máximo recomendado. Para UMTS, LTE e Wi-Fi não existem problemas de exposição, uma vez que a potência radiada para a qual se obtém o valor máximo recomendado é inferior ao permitido pelas respetivas normas. No caso do GSM, de modo a ser respeitado o limiar de exposição, o dispositivo terá de radiar abaixo do valor permitido pelas normas. Neste caso, é necessário limitar o valor máximo de potência radiada a aproximadamente 150mW.

A utilização destes dispositivos levanta novas questões. Por um lado, os dispositivos sem-fios tradicionais como os telemóveis são tipicamente utilizados durante períodos de tempo relativamente curtos enquanto dispositivos como óculos e relógios inteligentes

são utilizados durante longos períodos de tempo. Por outro, no caso dos óculos inteligentes, estes são utilizados na proximidade da cabeça do utilizador. Estes dois aspetos representam novos desafios na avaliação da exposição à radiação e na interpretação dos resultados apresentados neste trabalho.

## **Referências**

- Apple, 2015 iPhone 6s Plus RF Exposure information [Online]. Outubro de 2015. <http://www.apple.com/legal/rfexposure/iphone8,2/en/index.html>.
- Bayani Bobby SAR Evaluation report for Glass, Report Number: 13U14955-5A [Relatório]. EUA : UL CCS, 2013.
- CST, 2015 CST - Computer Simulation Technology [Online]. Setembro de 2015. <http://www.cst.com>.
- Google, 2015 Google glasses support page [Online]. Julho de 2015. [www.google.com/glass](http://www.google.com/glass).
- GrabCAD, 2015 GrabCAD [Online]. Julho de 2015. [www.grabcad.com](http://www.grabcad.com).
- ICNIRP ICNIRP Guidelines for limiting exposure to time-varying electric, magnetic and electromagnetic fields (up to 300 GHz) [Secção do Livro] // Health Physics, Vol. 74, n°. 4. 1998.
- IEC Human exposure to radio frequency fields from hand-held and body-mounted wireless communication devices - Human models, instrumentation, and procedures - Part 1: Procedure to determine the specific absorption rate (SAR) for hand-held devices used in close [Relatório]. 2006.
- IEEE C95.1-2005 - IEEE Standard for Safety Levels with Respect to Human Exposure to Radio Frequency Electromagnetic Fields, 3 kHz to 300 GHz [Relatório]. EUA : [s.n.], 2006.
- IEEE IEEE Recommended Practice for Measurements and Computations of Radio Frequency Electromagnetic Fields With Respect to Human Exposure to Such Fields, 100 kHz-300 GHz, IEEE Std C95.3-2002 (Revision of IEEE Std C95.3-1991) [Relatório]. 2002.
- Oliveira Carla, Mackowiak Michal e Correia Luís M. Exposure Assessment of Smartphones and Tablets [Conferência] // Proc. of ISWCS'15, Twelfth International Symposium on Wireless Communication Systems. Bruxelas, Bélgica : [s.n.], 2015.
- Samsung, 2015 SAR Information [Online]. Outubro de 2015. <http://www.samsung.com/sar/sarMain.do>.

**CAMPOS MAGNÉTICOS DE FREQUÊNCIAS EXTREMAMENTE  
BAIXAS EM VEÍCULOS ELÉTRICOS**

**EXTREMELY LOW FREQUENCY MAGNETIC FIELDS INSIDE  
ELECTRIC VEHICLES**

**T. R. ALMEIDA – tony@deec.uc.pt (ISR – Univ. de Coimbra, Dep. Eng. Eletrotécnica e de Computadores)**

**A. P. COIMBRA – acoimbra@deec.uc.pt (ISR – Univ. de Coimbra, Dep. Eng. Eletrotécnica e de Computadores)**

**L. O. FICHTE – lars-ole.fichte@hsu-hh.de (Helmut Schmidt Universität, Fakultät für Elektrotechnik)**

**A. T. ALMEIDA – adealmeida@deec.uc.pt (ISR – Univ. de Coimbra, Dep. Eng. Eletrotécnica e de Computadores)**

**PALAVRAS-CHAVE:** veículos elétricos, campos magnéticos de frequências extremamente baixas (ELF), limites de exposição do ICNIRP.

**RESUMO:** Neste estudo foram efetuadas medições dos campos magnéticos (CM) em cinco viaturas de fabricantes e tipos diferentes – um automóvel turbo-diesel, um automóvel elétrico a baterias, dois automóveis híbridos com ligação à rede elétrica (“plug-in”) e um mini-autocarro elétrico a baterias – para avaliar o nível de exposição dos ocupantes a estes campos. As medições foram obtidas ao nível dos pés, do assento e da cabeça em cada um dos lugares de cada veículo e realizadas para a gama

de frequências entre os 30 e os 3000 Hz. Posteriormente, os resultados foram comparados com os limites recomendados pelas linhas orientadoras de 1998 da International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP). Estes resultados foram ainda comparados com alguns valores de CM obtidos em ambientes residenciais. Os dados obtidos mostram que, de um modo geral, os valores de CM são mais elevados ao nível dos pés, decrescendo em altura. Verifica-se ainda que os valores obtidos são mais elevados nos lugares da frente, variando, no entanto, com o modelo e tipo de veículo. A comparação dos resultados com os limites de 1998 da ICNIRP mostram que, em média, os valores medidos são sensivelmente 1000 vezes inferiores a estes limites, sendo que não foi contabilizado o efeito cumulativo de exposição simultânea a campos de diferentes frequências. Finalmente, os valores de CM medidos nas diferentes viaturas são muito semelhantes aos obtidos em ambiente residencial.

**KEYWORDS:** electric vehicles, extremely low frequency magnetic fields (ELF), ICNIRP exposure limits.

**ABSTRACT:** In this study, the magnetic fields (MF) were measured in five vehicles from different types and manufacturers – one diesel car, one battery electric car, two plug-in hybrid cars and one battery electric mini-bus – to assess the level of exposure to these fields. Measurements were obtained at foot level, seat level and head level in each car seat for the frequency range from 30 to 3000 Hz. Following, the results were compared with the 1998 recommended limits of the International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP). These results were also compared with some MF values obtained in residential environments. The data obtained show that MF values are generally higher at foot level, decreasing with height. It also

show that the values are higher in the front seats, although this varies from vehicle to vehicle. Comparing the results with the 1998 ICNIRP recommended limits, the measured values are roughly 1000 times lower than these limits. However, it should be noticed that the cumulative effect to simultaneous exposure to fields of different frequencies was not taken into account. Finally, MF values obtained in the different vehicles are very similar to those obtained in residential environment.

## **1. INTRODUCTION**

With the growth of the use of electrical and electronic devices and systems, some public concern has been arising about the human everyday exposure to electromagnetic fields, particularly after the classification of radiofrequency electromagnetic fields as possible carcinogenic to humans [IARC 2011]. The International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP) has been establishing guidelines for protection of humans exposed to electric and magnetic fields in the low-frequency range of the electromagnetic spectrum for both occupational and public exposure [ICNIPR, 1998] [ICNIPR, 2010]. The European Union (EU) adopted the 1998 ICNIRP guidelines in 1999 as a Council Recommendation on the limitation of exposure to the general public [EU Council, 1999]. These exposure guidelines also apply to electric and non-electric vehicles.

Although there are some ongoing work on the assessment of magnetic fields onboard electric vehicles, data are still scarce, particularly not involving frequency sweep measurements [Hareuveny, 2015] [Tell, 2013]. The studies available so far suggest that the magnetic field (MF) is not significant above the frequency of 1 kHz [Dietrich, 1999] [Vassilev, 2015]. Some studies reveal that tire mag-

netization can induce alternating magnetic fields up to 2  $\mu\text{T}$  in the interior of the cars, usually at frequencies below 20 Hz [Milham, 1999] [Stankowski, 2006].

In this work, the magnetic field inside conventional and electric vehicles was measured for frequencies ranging from 30 Hz to 3 kHz, at several places in the interior of the vehicles. This frequency range was chosen because it is related with the electrical drive system of electric vehicles.

## **2. METHODOLOGY**

When measuring magnetic fields (MF) in electrical vehicles it is more important to consider the instantaneous power instead of the driving speed. Therefore, the measurements in the electric cars were performed on a very steep highway (slope of about 6%) in order to ensure a significant power consumption of about 20 kW at a safe driving speed (of about 40 km/h). This power consumption of 20 kW roughly corresponds to a horizontal driving speed of about 90-100 km/h. The diesel vehicle was driven at 60 km/h in a flat road. All data obtained near high voltage power lines were discarded.

The measurements were made at the foot, seat and head level at each passenger place, including the driver. The MF levels were measured in 4 different vehicles: one Battery Electric Vehicle (BEV), two Plug-in Hybrid Electric Vehicles (PHEV), and one Diesel vehicle, from different manufacturers.

The measurements in the electric mini-bus were made during its normal round trip urban route as it belongs to a city public transportation system. The first part of the bus circuit is at an historical area of the city, ascending and descending narrow streets, where the velocities are below 20 km/h. The other part of the circuit is flat, in a larger avenue, where the velocity was up to 45 km/h. The

bus has two rows of four seats each. One is at the front, behind the driver, next to the electric DC traction motor and other auxiliary motors and electronics. The other row of seats is located at the rear, over the 72 V battery pack and next to the DC-DC 12 V and 24 V converters. The measurements were made at the foot, seat and head level at the passengers' places.

All measurements were obtained along three frequency ranges: 30 to 60 Hz, 60 to 120 Hz, and 120 to 3000 Hz. The filter bandwidth (resolution bandwidth) was of 3 Hz for the first two frequency ranges, and of 100 Hz for the last one. The measurement equipment used was an Aaronia Spectran NF-5020 [Aaronia, 2013], with a measuring bandwidth from 1 Hz to 1 MHz, connected to a laptop computer for fast configuration and data logging.

### **3. RESULTS**

All the magnetic field (MF) intensity values presented are RMS. Mean values were obtained after several band sweep cycle readings.

In Figure 1, it is shown the mean measured MF values for the diesel vehicle and a battery electric vehicle (BEV) obtained at the left rear seat at different heights. It can be observed that MF values are significantly larger at the foot level and that they decrease with height and frequency. Figure 2a presents the MF measured at the passenger front seat at foot level for the cars considered in this study. It evinces that the MF differ from car to car, being higher for electric cars. Figure 2b shows that the MF measured are at least 1000 times lower than the maximum recommended by the 1998 ICNIRP guidelines for frequencies below 1 kHz. For higher frequencies, this ratio increases.

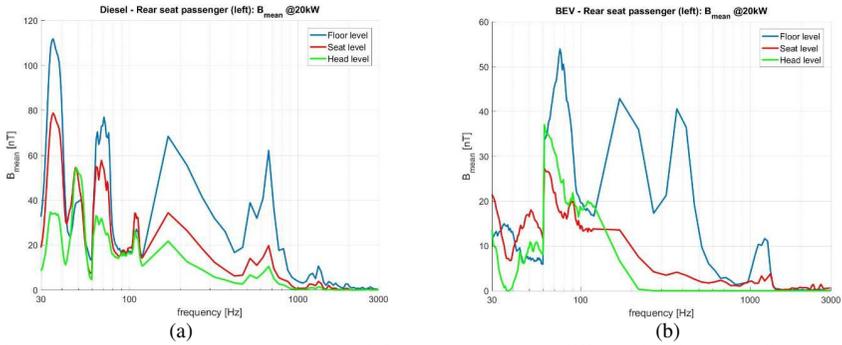


Figure 1. Mean MF measured at the rear left passenger seat at different heights: (a) diesel vehicle; (b) battery electric vehicle.

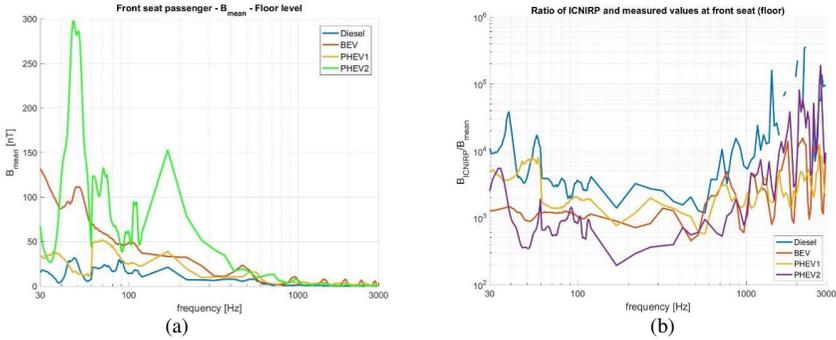


Figure 2. Mean MF measured at front seat passenger (foot level): (a) Mean measured values; (b) Ratio of ICNIRP recommended maximum values and mean measured values.

Table 1. Maximum MF values and highest mean values measured and respective frequency

	Diesel	BEV	PHEV1	Mini-bus EV
$B_{max}$ (nT)	348 @31.2 Hz	349 @34.8 Hz	755 @34.8 Hz	1947 @81.6 Hz
$B_{mean}$ (nT)	89 @35.4Hz	65 @30 Hz	51 @35.4 Hz	442 @37.2 Hz

The MF values vary significantly during the measuring period and in table 1, it can be observed that maximum values are significantly higher than mean values. It also shows that the maximum

values in the cars are registered at frequencies around 30-35 Hz and in the mini-bus around 82 Hz.

In figure 3, it is shown the mean measured MF values for the battery electric mini-bus, obtained at the front and rear right seats, where maximum values were obtained. Figure 3a shows MF values at the front right seat, at different heights. Figure 3b shows the mean measured MF values at the right rear and front seats, at seat level. At these levels the magnetic fields were higher than at other levels. The right front seats are the closest to the electric DC traction motor and other auxiliary motors and power electronics. Just behind the rear seats are located the DC-DC 12 V and 24 V converters and electric buses.

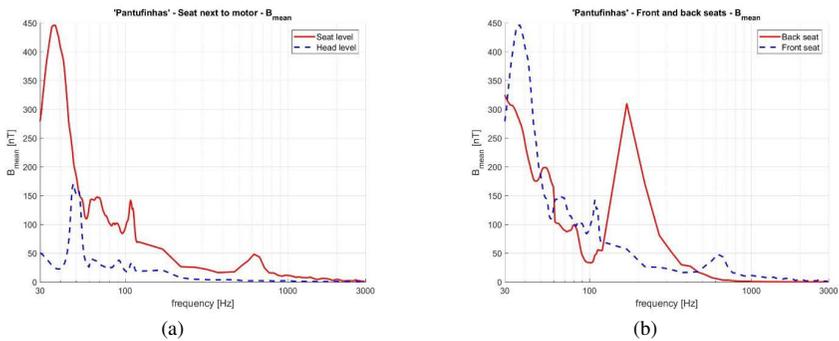


Figure 3. Mean MF measured at the electric mini-bus: (a) at the front right seat, next to motor, at different heights; (b) at the front right and rear right seats.

Table 2 shows that MF in different residential environments can also vary significantly. The measured values in the electric cars are of the same order of magnitude as those observed in modern residences. At half meter from operating microwave ovens, the measured MF values are about 600 nT which is comparable to some values registered within the PHEVs and mini-bus. Next to some high consumption home appliances (dish washer machine, electric oven, small power transformers) measured MF values can

reach values from 1.3 up to 5.2  $\mu\text{T}$ , which is much higher than the MF values measured in the electric vehicles.

Table 2. Maximum MF values and highest mean values measured and respective frequency at different residence environments (without high power appliances operating).

	Low MF Residence	High MF Residence
$B_{\text{max}}$ (nT)	53 @48 Hz	389 @48 Hz
$B_{\text{mean}}$ (nT)	30 @48 Hz	347 @48 Hz

#### 4. CONCLUSIONS

In this work, the MF at five different vehicles – one diesel car, one battery electric car, two plug-in hybrid electric vehicles, and one battery electric mini-bus – were measured in the frequency range from 30 to 3000 Hz. In the cars, the measurements were performed under the same electric power consumption of about 20 kW, for comparison purposes. The mini-bus measurements were obtained in its normal round trip urban route.

From the obtained values, it was verified that in the cars, MF are higher at the floor level, decreasing with height. The distance from the cabling and the batteries of the vehicles, which are mainly located at the floor of the car, explains this variation. In the mini-bus, the MF are higher at the seat level because it is close to power electronics and electric motors.

Above 1 kHz, the magnetic fields are very low because electric cars are usually equipped with AC synchronous motors fed by an inverter and the mini-bus operates with a DC motor. As expected, the values obtained for the diesel vehicle are generally lower than those obtained in the electric vehicles.

Generally, MF are higher in the cars front seats, which are closer to the electric motor and inverter. Nevertheless, the MF distribution over the interior of the cars vary from model to model.

The MF values in the cars are significantly lower than those recommended by 1998 ICNIRP guidelines for general public exposure. On average, the values are about 1000 times below the recommended maximum limit values. In the mini-bus, although the MF values are higher than those in the cars, they are about 200 times below the recommended maximum limit values. These results do not take into account additive effects due to simultaneous exposure to fields of different frequencies.

Finally, MF values measured in the different cars are of the same magnitude of those measured in residential environments. Next to some high consumption home appliances, the MF are higher than those measured at electric vehicle seats.

### Acknowledgement

The authors would like to acknowledge Prof. Joaquim Delgado and Prof. Luís Neves for providing some of the vehicles used in this study and also the board of Serviços Municipalizados de Transportes Urbanos de Coimbra (SMTUC), as well as Eng. Falcão, Eng. Raposo and other technical staff for granting access to the electric mini-bus.

### References

- Aaronia AG. (2013). Manual of the Spectran NF. Germany.
- Dietrich, F. M., & Jacobs, W. L. (1999). Survey and Assessment of Electric and Magnetic Field (EMF) Public Exposure in the Transportation Environment: U.S.A. Department of Transportation.
- EU Council (1999) – Council Recommendation on the limitation of exposure of the general public to Electromagnetic Fields (0 Hz to 300 GHz). Official Journal of the European Communities, L 199, 30.7.1999.
- Hareuveny, R., Sudan, M., Halgamuge, M., Yaffe, Y., Tzabari, Y., Namir, D., & Kheifets, L. (2015). Characterization of Extremely Low Frequency Magnetic Fields from

- Diesel, Gasoline and Hybrid Cars under Controlled Conditions. *International Journal of Environmental Research and Public Health*, 12(2), 1651.
- IARC (2011) – Press release n.° 208, IARC Classifies Radiofrequency Electromagnetic Fields as Possible Carcinogenic to Humans. Available on [http://www.iarc.fr/en/media-centre/pr/2011/pdfs/pr208\\_E.pdf](http://www.iarc.fr/en/media-centre/pr/2011/pdfs/pr208_E.pdf). Checked on April 28, 2016.
- ICNIRP (1998) – Guidelines for Limiting Exposure to Time-Varying Electric, Magnetic, and Electromagnetic Fields (Up to 300 GHz). *Health Physics*, 74(4), pp. 494-522.
- ICNIRP (2010) – Guidelines for Limiting Exposure to Time-Varying Electric and Magnetic Fields (1 Hz-100 kHz). *Health Physics*, 99(6), pp. 818-836.
- Milham, S., Hatfield, J. B., & Tell, R. (1999). Magnetic fields from steel-belted radial tires: Implications for epidemiologic studies. *Bioelectromagnetics*, 20(7), pp. 440-445.
- Tell, R. A., Sias, G., Smith, J., Sahl, J., & Kavet, R. (2013). ELF magnetic fields in electric and gasoline-powered vehicles. *Bioelectromagnetics*, 34(2), pp. 156-161.
- Stankowski, S., Kessi, A., Bécheiraz, O., Meier-Engel, K., & Meier, M. (2006). Low Frequency Magnetic Fields Induced By Car Tire Magnetization. *Health Physics*, 90(2), pp. 148-153.
- Vassilev, A., Ferber, A., Wehrmann, C., Pinaud, O., Schilling, M., & Ruddle, A. R. (2015). Magnetic Field Exposure Assessment in Electric Vehicles. *IEEE Trans. Electromagnetic Compatibility*, 57(1), pp. 35–43.

**CAPÍTULO 8**  
**EDUCAÇÃO E FORMAÇÃO EM PROTEÇÃO**  
**CONTRA RADIAÇÕES**

(Página deixada propositadamente em branco)

**EDUCATION AND COMMUNICATION ON RADIOLOGICAL  
PROTECTION: THE POTENTIAL VALUE OF INFORMATION  
TECHNOLOGIES TO IMPROVE PROFESSIONAL SKILLS**

**EDUCAÇÃO E COMUNICAÇÃO EM PROTEÇÃO  
RADIOLÓGICA: O POTENCIAL DAS TECNOLOGIAS DA  
INFORMAÇÃO PARA O APRIMORAMENTO DE  
COMPETÊNCIAS PROFISSIONAIS**

**D. S. LEVY – denise@omicron.com.br (Instituto de Pesquisas Energéticas e  
Nucleares – IPEN-CNEN/SP)**

**G. M. A. A. SORDI – gmsordi@ipen.br (Instituto de Pesquisas Energéticas e  
Nucleares – IPEN-CNEN/SP)**

**KEYWORDS:** radiological protection, optimization, monitoring,  
Information Technologies.

**ABSTRACT:** For operational control of exposures to ionizing radiation in any workplace, the International Commission on Radiation Protection (ICRP) recommends establishing a program of operational radiation protection, proportional to the risk, to ensure the effective management of all necessary measures to satisfy the principle of optimization. This project focus on the potential value of Information and Communication Technologies (ICTs) to enhance education and communication on Radiological Protection throughout Brazil. The content includes optimization programs and monitoring policy and techniques, interrelating

information currently scattered in several documents, providing Brazilian facilities a complete repository for consultation and information. The content also brings new approaches from some recommendations, presenting some initiatives towards protection and safety. The growing impact of ICTs shall contribute greatly to provide information where it is needed, stimulating development in this large country where it is a huge challenge to ensure access to information to as many people as possible, minimizing costs and optimizing results.

**PALAVRAS-CHAVE:** proteção radiológica, otimização, monitoramento, Tecnologias da Informação.

**RESUMO:** Para o controle operacional das exposições à radiação ionizante no local de trabalho, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica (CIPR) recomenda um programa de proteção radiológica operacional, proporcional ao grau de risco, para garantir o gerenciamento efetivo das medidas necessárias para se satisfazer o princípio da otimização. O presente trabalho tem como premissa o potencial das Tecnologias da Informação e Comunicação (TIC) como ferramenta para a comunicação e disseminação do conhecimento em Proteção Radiológica. O trabalho inclui a informatização da filosofia e técnica do monitoramento e sua otimização, unificando e inter-relacionando informações advindas de diversas publicações nacionais e internacionais, oferecendo às instalações radiativas um veículo completo para informação e pesquisa, que permite dimensionar os esforços de otimização tornando-os eficazes e justificados. O sistema oferece ainda tópicos de discussões visando ampliar o repertório dos profissionais do campo da proteção radiológica e suscitando novas reflexões a favor da segurança. Acreditamos que o potencial das TIC contribuirá largamente para a disseminação

da informação para as instalações radiativas, estimulando o desenvolvimento neste país de grandes extensões territoriais, onde permanece um desafio oferecer o acesso à informação ao maior número de pessoas possível, minimizando custos e maximizando resultados.

## **1. INTRODUCTION**

A monitoring program for the purposes of radiological protection should demonstrate an adequate protection degree and prove that working conditions remain appropriate as time goes by. For operational control of exposures to ionizing radiation in any workplace, the International Commission on Radiation Protection (ICRP) recommends establishing a program of operational radiation protection, proportional to the risk, to ensure the effective management of all necessary measures to satisfy the principle of optimization (ICRP, 1997).

In order to establish a Radiological Protection Plan or a Radiological Emergency Plan, Brazilian facilities should take into account all procedures based on both national and international standards, guidelines and recommendations. This information can be found in several documents published by different organizations over the past decades. International recommendations are given by the International Commission on Radiological Protection (ICRP) and International Atomic Energy Agency (IAEA). In Brazil, national recommendations are defined by the National Commission of Nuclear Energy (CNEN), which is the national government entity, linked to the IAEA and under the Ministry of Science and Technology, that has issued a large amount of standards for radioactive facilities in the country (CNEN, 2011), about programs that are adequate and effective to remain in operation for radiological protection.

We believe that the use of Information and Communication Technologies (ICTs) for the radiological protection communication shall help greatly the professional that requires such use. Taking advantage of the impact of ICTs in modern Information Society and its institutions this project aims the communication of the radiological protection programs in a single system in order to offer unified programs and interrelated information in Portuguese, providing Brazilian facilities a complete repository for research, consultation and information in a quick, integrated and efficient way. This research focuses on the potential value of Information and Communication Technologies (ICTs) to enhance communication and education on Radiological Protection throughout Brazil, offering conditions for learning and improving professional skills.

## **2. METHODOLOGY**

### **2.1. Monitoring and optimization procedures**

In order to attend both national standards of CNEN (CNEN, 2011) and the new international recommendations of ICRP (ICRP, 2007) and IAEA (IAEA, 2014) within the scope of this work, the development of this project started from concepts, definitions and theory, aside from the detailed survey of the optimization and monitoring program contents in order to interrelate information, currently scattered in several publications and documents, in a consistent and appropriate manner. The unification of optimization and monitoring programs implies working on a vast and complex content, identifying the most appropriate functional structure in order to develop a project that allows effective access to information and research. Therefore, this research work started from optimization content, including concepts, definitions and theory in addition to the optimization programs, help decision making techniques, information related to protection

costs, radiation doses and detriment. Also, the content brings interrelated information about the construction of the optimization process, its characteristics, the involvement of stakeholders, the global components to define and implement an ALARA Program, the dose distribution in time and space and collective dose matrix for decision making (ICRP, 1973, 1983, 1990, 2006; IAEA, 2002). Moreover, this web-based system offers simulators for each one of the help decision making techniques recommended by ICRP (ICRP, 1990). The simulators proved to be helpful, specially whether there is a great amount of options and factors to be chosen, such as the decision techniques known as Multi-Attribute Utility Analysis and Multi-Criteria Analysis Outranking. Once the software is fed with appropriate data, the optimal analytical solution can be calculated in just few seconds.

In 2013 our team started the research that comprised several aspects of the monitoring policy and techniques, which includes concepts, definitions and theory about monitoring procedures, integrating and interrelating elements of optimization and monitoring programs. In order to introduce the basic concepts of monitoring, the system presents the criteria used for control of occupational exposures, discussing normal and potential exposures, authority and responsibility, classification of work areas, practical implications and engineering controls, operational procedures, reference levels, types of monitoring and its functions. The system provides detailed information about workplace monitoring (monitoring for external radiation, monitoring for surface contamination and monitoring for air contamination) and individual monitoring (monitoring of external exposure and monitoring of internal exposure and monitoring for skin and clothing), discussing objectives, routine monitoring, task-related monitoring, special monitoring and interpretation of results for each type of monitoring program (ICRP, 1997, 2007; CNEN, 2011; IAEA, 2014).

Furthermore, in order to help users to increase their understanding about monitoring programs, it was created exclusively for this purpose, an interactive virtual component presenting hypothetical problem-based situations related to workplace monitoring for air contamination and workplace monitoring for external radiation.

Moreover, the content of monitoring programs involves not only the collection and interrelationship of existing information in the publications, but also new approaches from some recommendations, presenting some initiatives towards safety.

## **2.2. New approaches from some international recommendations**

This research work brings the possibility of discussions of new approaches from some recommendations, proposing appropriate actions as a possibility to be incorporated into labor practice. In this sense, the two contents researched and discussed are: the possibility of an auditor monitoring and some discussions on potential exposures. An auditing program applied to task related monitoring permits to evaluate whether criteria and actions previously established by Radiological Protection Service are effectively implemented and remain appropriate as time goes by. The results of auditing procedures help to detect deficiencies in the process, enabling conclusions and recommendations, avoiding possible triggers of undue exposures. Through systematic examinations of activities in each type of monitoring, auditing attempt to ensure the process, supporting the employee in performing task-related monitoring and support the facility that choose responsible actions towards safety.

Furthermore, regarding potential exposures, only two publications of ICRP develop expressively the issue (ICRP, 1993, 1997). Nevertheless, some recommendations are not developed, making it difficult to discuss information in a complete and clear way, even from the original publications. Even though some ICRP publications

recommend that the potential exposure should be treated together with normal exposure, in its publication 76 (ICRP, 1997), ICRP assumes that in most situations this is not possible, since normal occupational exposure is based on dose limits, while in potential exposure there should be considered the highest doses of the scenario. According to ICRP Publication 76, in its section 62:

“The methods for optimization of radiation protection range from simple common sense to complex quantitative techniques (see Publications 37 and 55; ICRP 1983, 1989). Optimization of protection against potential exposure is still largely unresolved, particularly when probabilities are low and consequences are big (NEA / OECD, 1995). Although the present report conceptually equates risks from normal and potential exposures, simultaneous, formal optimization of protection against both types of exposure would be difficult. However, the use of devices for protection against potential exposures, as outlined here, already includes an element of optimization. Also, the reference risk used in this report corresponds to the risk associated with the highest occupational doses in an optimized operation, rather than to the risk associated with a dose at the occupational dose limit. Still, optimal protection against potential exposures is not necessary achieved at the same level of risk as optimal protection against normal exposures. This is because the costs of reducing risks from normal exposures may be quite different.” (ICRP, 1997; OCDE, 1995)

Although this publication recognizes that these two issues should be treated separately, it does not provide specific recommendations. As a matter of fact, there is still lack of knowledge of failure probabilities, which currently constitutes a broad research field in radiological protection. This research proposes the development of fault trees, suggesting paths to help to quantify probabilistically

the occurrence of potential exposures, as well as probabilities to reach a certain level of dose. The scenarios proposed bring the interrelationship of 3 different publications:

- ICRP 76: using the following examples: fault tree analysis of the radiotherapy device, fault tree analysis of a modern irradiator and fault tree analysis of an accelerator for isotope production. (ICRP, 1997)

- AIEA 102: regarding the positive tree, published by in 1990, which is considered the more generic and complete tree for an appropriate program of radiation protection. (IAEA, 1990)

- AIEA TECDOC 430: bringing the requirements and symbols for the correct development of a fault tree. (IAEA, 1987)

The scenarios constructions intend to be complete and general, so that they can be extended and applied by similarity to any radioactive facility according to its specific situation. Furthermore, in the site, users receive all relevant information to build correct and complete event or fault trees for radiological protection programs, according to AIEA TECDOC 430 recommendations. We understand that the construction of more complete trees shall help facilities to anticipate possibilities and events that contribute to undue exposures which derive from sequences that could be probabilistically predicted.

The discussions concerning the audit function of monitoring and potential exposures, bring new possibilities, inspiring new attitudes towards protection and safety for professionals involved in radiological protection issues.

### **3. RESULTS AND DISCUSSION**

Information and Communication Technology (ICT) is growing in Brazil and worldwide. The servers processing power added to

the technology of relational databases allow to integrate information from different sources, enabling complex queries with reduced response time. The pioneer project UNIPRORAD (Levy, 2012) counts on modern educational technology concepts, providing Brazilian radioactive facilities a complete repository for research, consultation and information in a quick, integrated and efficient way.

The WEB platform tools and functionalities has been developed according to our target public needs, regarding the results provided by our pilot project first implemented in a web environment in March 2012. Google Analytics was used to the investigation of the usage profile. According to its monitoring reports, between 26/05/2012 and 26/06/2012 the site UNIPRORAD counted on 79 visits and 1.353 page views from 43 users, among which 50,63% were returning visitors (Figure 1). Since then the number of visitors increases month after month, confirming that professionals related to radiological protection make use of this web-based tool for consultation and information. According to Google Analytics reports, between 09/06/2015 and 08/07/2015 the website UNIPRORAD received 202 visitors, among them 51,29% returning visitors, which registered a total of 4.647views (Figure 2).

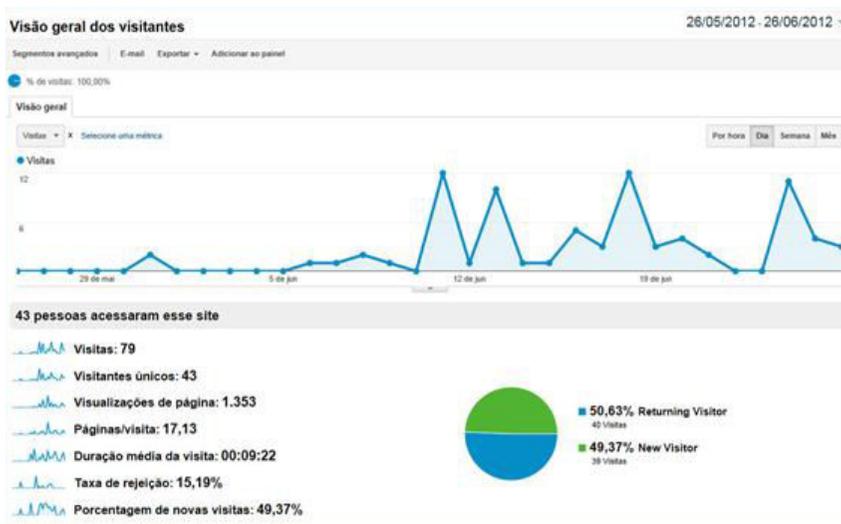


Figure 1. Usage profile between 26/05/2012 and 26/06/2012

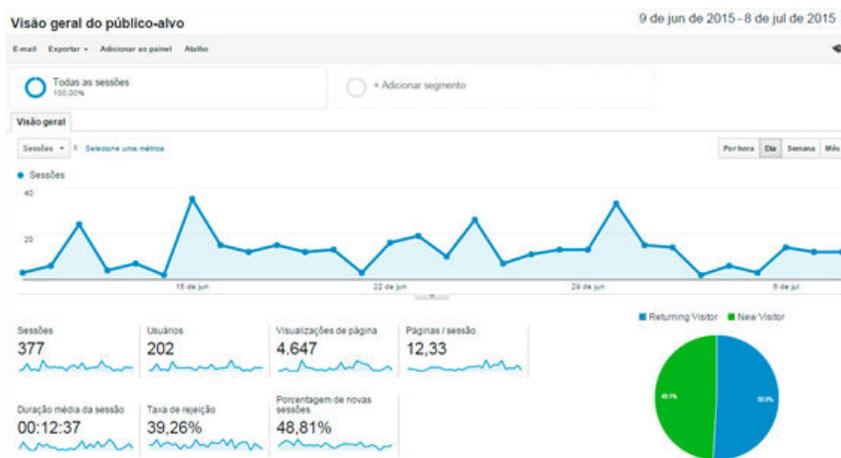


Figure 2. Usage profile between 09/06/2015 and 08/07/2015

Still, Google Analytics reports information about user's operational systems profiles, services providers and screen resolutions, providing fundamental information for strategical planning of the evolution of this Project, as the WEB platform tools and functionalities must be

developed according to our target public needs, regarding new possibilities of media, like mobile access, feeds of content and information sharing. Moreover, taking into account this is a pioneer project with the prospect of long-term use, our challenge involves the combination of multiple computer technologies that allows a robust, effective, and flexible system, which can be easily adapted according to future technological innovations.

Taking into account that ICTs proved to be a useful tool this research project should be extended to other fields of radiological protection, according to the positive Tree, published by IAEA (IAEA, 1990) in 1990, the more generic and complete tree for an appropriate program of radiation protection. It is our target to complete the system including other relevant issues, such as safe transport of radioactive materials, emergency response and radioactive waste management and decommissioning, among others.

#### **4. CONCLUSION**

Making use of the Internet, wireless networks, cell phones and other digital media, ICTs provide a huge array of new communication possibilities, spreading information from anywhere in the world to geographically distant regions at low costs and high quality communication. Moreover, considering radiation protection field, ICTs present unprecedented opportunities to education and information, for it enables researchers to produce, adapt and apply great amount of specific knowledge, improving the quality of communication. We believe in the growing potential of ICTs to disseminate information throughout Brazil, contributing to deliver information where it is needed and stimulating development to all aspects of the Brazilian society. An unprecedented opportunity to offer conditions for learning and improving professional and personal skills in this large country

where it is still a strong challenge to ensure access to information to as many people as possible, minimizing costs and optimizing results. This pioneer project shall help greatly both radioactive facilities and researchers, and it is our target to make it an international reference for Portuguese Spoken countries.

## References

- International Commission on Radiological Protection. (1997a) General Principles for the Radiation Protection of Workers, publication ICRP 75. Vienna.
- Comissão Nacional De Energia Nuclear. (2011) NN 3.01: Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. Rio de Janeiro.
- International Commission on Radiological Protection. (2007) The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, publication ICRP 103. Vienna.
- International Atomic Energy Agency. (2014) Safety Standards for Protecting people and the environment – Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety Standards, General Safety Requirements – Part 3. Vienna.
- International Commission on Radiological Protection. (1973) Implications of Commission Recommendations That Dosis Be Kept as Low as Readily Achievable, publication ICRP 22. Vienna.
- International Commission on Radiological Protection. (1983) Cost-Benefit Analysis in the Optimization of Radiation Protection, publication ICRP 37 Ann. ICRP 10 (2-3). Vienna.
- International Commission on Radiological Protection. (1990) Optimization and Decision-Making in Radiological Protection, publication ICRP 55 Ann. ICRP 20 (1). Vienna.
- International Commission on Radiological Protection. (2006) The optimization of the Radiological Protection: Broadening the Process, publication ICRP 101b, Ann. ICRP 36 (3). Vienna.
- International Atomic Energy Agency. (2002) The optimization of the Radiation Protection in the Control of Occupational Exposure, Safety Report Series n. 21. Vienna.
- International Commission on Radiological Protection. (1993) Protection from Potential Exposure - A Conceptual Framework, publication ICRP 64. Vienna.
- International Commission on Radiological Protection. (1997b) Protection from Potential Exposures - Application to Selected Radiation Sources, publication ICRP 76 Ann. ICRP 27 (2). Vienna.
- OCDE, NEA. (1995) The meaning and application of the concept of potential exposure, CRPPH/CSNI/CNRA/RWMC Expert Group. Paris.

International Atomic Energy Agency. (1990) Recommendation for the Safe Use and Regulation of the Radiation Source in Industry, Medicine and Teaching. Safety Series n. 102. Vienna.

International Atomic Energy Agency. (1987) Procedures for the systematic appraisal of operational radiation protection programs, publication IAEA TECDOC 430. Vienna.

Levy, D. S. (2012) UNIPRORAD Unificação dos Programas de Proteção Radiológica. [www.uniprorad.com.br](http://www.uniprorad.com.br) last access: 15/02/2017

(Página deixada propositadamente em branco)

**ESTÁGIO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA PARA  
PROFISSIONAIS DO QUADRO DE SAÚDE - 20 ANOS DE  
ENSINO DE RADIOPROTEÇÃO NO EXÉRCITO BRASILEIRO**

**RADIOLOGICAL PROTECTION TRAINING FOR MILITARY  
HEALTH PROFESSIONALS - 20 YEARS OF RADIATION  
PROTECTION TEACHING IN THE BRAZILIAN ARMY**

**R. G. GOMES - ggrprojetos@gmail.com (Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia/ Programa de Engenharia Nuclear PEN/COPPE, Universidade Federal do Rio de Janeiro)**

**D. D. CARDOSO - domin@ime.eb.br (Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia)**

**M. P. C. MEDEIROS - eng.cavaliere@gmail.com (Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia/ Programa de Engenharia Nuclear PEN/COPPE, Universidade Federal do Rio de Janeiro)**

**W. F. REBELLO - wilsonrebello@gmail.com( Departamento de Estruturas e Fundações, Universidade do Estado do Rio de Janeiro/ Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia)**

**K. L. BRAGA - kelmo.lins@gmail.com (Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia)**

**A. X. SILVA - ademir@con.ufrj.br (Programa de Engenharia Nuclear PEN/COPPE, Universidade Federal do Rio de Janeiro)**

**S. C. A. CORREA - scorrea@cnen.gov.br (Divisão de Aplicações Industriais, Comissão Nacional de Energia Nuclear)**

**E. R. ANDRADE - fisica.dna@gmail.com (Instituto DQBRN, Centro Tecnológico do Exército/ Seção de Engenharia Nuclear, Instituto Militar de Engenharia)**

**PALAVRAS-CHAVE: Ensino, Radioproteção, Exército, Profissionais, Saúde.**

**RESUMO:** Neste trabalho é discutida a experiência adquirida pelo Exército Brasileiro, particularmente, o Instituto Militar de Engenharia (IME), ao longo dos últimos 20 anos à frente da condução dos estágios Básico e Avançado de proteção radiológica cujo público-alvo são, principalmente, profissionais do Quadro de Saúde do Exército. Esses estágios pretendem suprir as necessidades da Força Terrestre brasileira quanto à capacitação de pessoal para o emprego seguro das radiações ionizantes nas clínicas e hospitais militares, bem como busca oferecer noções sobre a dinâmica dos processos de resposta a emergências radiológicas e nucleares. Contando com mais de uma centena de profissionais formados, esses estágios, atualmente realizados no Instituto Militar de Engenharia, no Rio de Janeiro, Brasil, são exemplo bem sucedido do ensino da radioproteção no ambiente militar. Ao fim de cada edição, os estagiários formados tornam-se multiplicadores da cultura de segurança radiológica nas guarnições militares de todo o país, que por sua característica de interagir com a população civil promove a divulgação científica necessária ao entendimento correto dos processos de segurança radiológica.

**KEYWORDS:** Education, Radiation Protection, Military, Professional, Health.

**ABSTRACT:** This work is aimed to discuss the Brazilian Army experience, particularly at the Military Engineering Institute (IME) over the past 20 years heading Basic and Advanced courses on radiation protection whose audience is mainly health professionals from Army. These courses intend to fill the needs of the Brazilian Army throughout the personnel training at ionizing radiation management in medical and military hospitals, seeking to provide basic notions about the dynamics of response processes focused

on radiological and nuclear emergencies. More than a hundred health professionals have been trained, in the course, currently held in the Military Engineering Institute, are the successful example of radioprotection teaching in the military professional environment. As a result, the radiological safety culture in military units is continuously spread by health professionals throughout the whole country. Also, those professionals are able to interact with the population promoting scientific information as necessary to improve understanding of radiation safety.

## **1. INTRODUÇÃO**

Após o maior acidente radiológico já registrado no Brasil na cidade de Goiânia - Brasil (1987) cujo material radioativo foi o elemento Césio-137, foi observado que havia a necessidade de se capacitar e treinar equipes de resposta a emergências em diferentes escalões de emprego. Com a participação de diversos órgãos civis e militares nos trabalhos de identificação, monitoramento e de descontaminação das áreas do acidente, foi também percebida no processo de lições aprendidas a necessidade de preparo de tais equipes voltados para uma ação mais específica e coordenada.

Passados alguns anos, o alto comando do Exército Brasileiro (EB) percebeu a necessidade de se criar um estágio para capacitação e preparação de profissionais do seu Quadro de Saúde do EB (QSEB), na área de Proteção Radiológica para emprego não só em emergências, mas também na área de radiodiagnóstica, dentre outros assuntos, como medicina nuclear e radioterapia que são atividades comuns atualmente nos hospitais e clínicas militares pertencentes ao Exército. O Ministério da Defesa (MD) brasileiro por meio da Portaria Nº 00183/FA-43, de 20 de Janeiro de 1997, as “NORMAS BÁSICAS DE RADIOPROTEÇÃO NAS FORÇAS ARMADAS” - FA-N-

03, estabeleceu diretrizes básicas de radioproteção e disciplinou as atividades com radiações ionizantes no âmbito das Forças Armadas. Assim, desde 1997 e alinhada com o alto comando do EB, a Seção de Engenharia Nuclear do IME conduz o Estágio de Proteção Radiológica visando a formação e capacitação, com periodicidade anual, dos oficiais pertencentes ao QSEB, a fim de prepará-los para que este conhecimento possa ser difundido e aplicado na maior parte possível do Brasil, que é um país com dimensões continentais. Adicionalmente se considera o exemplo da região amazônica, que concentra muitas instalações militares, que mantém suas atividades em localidades com pouco ou nenhum suporte além do provido pelo EB. Nestas localidades especiais as orientações e decisões sobre a segurança das atividades com radiação ionizante são apresentadas basicamente pelos oficiais que participaram como estagiários nos estágio básico e avançado de proteção radiológica do IME.

## **2. MÉTODOS**

O público alvo do estágio é composto por profissionais das diversas áreas dentro da grande área de saúde do EB, são médicos, farmacêuticos, dentistas, veterinários e enfermeiros. O Estágio de Proteção Radiológica é ministrado em duas fases: (a) o Estágio Básico e (b) o Avançado. O Estágio Básico de Proteção Radiológica consiste na 1ª fase do curso completo e é realizado em duas semanas no mês de maio, com carga horária de 48 horas. O Estágio Avançado de Proteção Radiológica consiste na 2ª fase do curso e é realizado em seis semanas nos meses de outubro a novembro, com carga horária de 196 horas. A condição para o candidato realizar o estágio avançado é ter realizado o estágio básico com aproveitamento. As finalidades dos estágios Básico e Avançado são distintas e complementares entre si. Para o Estágio Básico o objetivo é ca-

pacitar Oficiais do Serviço de Saúde para a proteção de pacientes e operadores nos usos médicos das radiações ionizantes além da capacitação para o atendimento primário a potenciais vítimas em caso de acidentes com radiação ionizante.

A Finalidade do Estágio Avançado é atualizar os conhecimentos dos Oficiais do Serviço de Saúde que, no exercício das suas funções, operem direta e habitualmente, com raios X ou substâncias radioativas, tendo em vista a ocupação de cargos e o desempenho de suas funções.

Nas duas etapas do estágio, os profissionais são treinados no exercício das seguintes ações: (a) fundamentos básicos de triagem de pessoal radioacidentado; (b) atendimento dos acidentados considerando a proteção radiológica da equipe; (c) ações demandadas das equipes médicas considerando os efeitos biológicos causados pela radiação ionizante e (d) atendimento à boa prática radiológica. Nos últimos anos, com a questão da segurança em grandes eventos como a Copa das Confederações 2013, a Copa do Mundo de 2014 e das Olimpíadas 2016, em curso, somados às possíveis ações utilizando materiais nucleares para provocar distúrbio social, aumenta o grau de importância de cursos e estágios desta natureza para a Força Terrestre brasileira.

### **3.RESULTADOS**

Ao longo desses quase 20 anos de Estágio, houve a capacitação de mais de 300 militares do QSEB que atuam em todo o território nacional. Este trabalho de capacitação tem se mostrado fundamental para difundir o conhecimento e a cultura da radio-proteção nas unidades militares do EB, com impactos positivos sobre a cultura de segurança.

Considerando o grau de importância no tema, existe uma proposta dentro do EB para transformar o estágio que atualmente é

um curso de extensão, em curso de pós-graduação *latu sensu*. Neste formato, o curso procuraria se adequar às necessidades imediatas do EB, de maneira que o estagiário buscasse desenvolver produtos e resultados específicos para problemas urgentes e reais encontrados na prática com materiais radioativos.

#### **4. CONCLUSÃO**

De forma resumida, três aspectos são relevantes na condução do Estágio de Proteção Radiológica conduzido pelo IME:

- A motivação para o seu surgimento, em função de uma demanda real;
- A parceria com os diversos órgãos civis e militares além de profissionais especialistas em suas respectivas áreas de atuação, e
- Por fim, a difusão do conhecimento, devido o fato de que os estagiários concludentes tonarem-se multiplicadores da cultura de segurança radiológica nas guarnições militares de todo o país com reflexos positivos para o meio militar e para a população civil.

#### **Agradecimentos**

Pela parceria e intercâmbio na troca de experiências dos pesquisadores e professores do IME, UERJ, CTEEx, CNEN e UFRJ.

#### **Referências**

- NORMAS BÁSICAS DE radioproteção nas Forças Armadas” - FA-N-03, Portaria N° 00183/FA-43, de 20 de Janeiro de 1997.
- PORTARIA N° 036-SCT, de 02 de Julho de 2002 aprova as instruções reguladoras da inscrição, da seleção e da matrícula nos Estágios.
- PORTARIA N° 012-DCT, DE 10 DE ABRIL DE 2013 - Instruções Reguladoras para inscrição, seleção e matrícula nos Estágios de Proteção Radiológica - EB80-IR-73.002
- PORTARIA SVS/MS-453/98 – Agência Nacional de Vigilância Sanitária -ANVISA

**FORMAÇÃO E TREINO EM PROTEÇÃO RADIOLÓGICA  
DO ESPECIALISTA EM FÍSICA MÉDICA**

**MEDICAL PHYSICS EXPERT EDUCATION AND TRAINING  
IN RADIATION PROTECTION**

**J. Isidoro – jisidoro@chuc.min-saude.pt (Serviço de Medicina Nuclear, Centro Hospitalar e Universitário de Coimbra; DFM-SPF, Divisão de Física Médica da Sociedade Portuguesa de Física)**

**R. Figueira – ana.figueira@hsjoao.min-saude.pt (Serviço de Radioterapia, Centro Hospitalar São João, Porto; DFM-SPF, Divisão de Física Médica da Sociedade Portuguesa de Física)**

**E. Poli – esmeralda.poli@chln.min-saude.pt (Unidade de Física Médica, Centro Hospitalar Lisboa Norte; DFM-SPF, Divisão de Física Médica da Sociedade Portuguesa de Física)**

**PALAVRAS-CHAVE:** Especialista em Física Médica, Física Hospitalar, Proteção Radiológica, Formação e Treino, Diretiva 2013/59/EURATOM.

**RESUMO:** A Diretiva 2013/59/EURATOM e o documento European guidelines on Medical Physics Expert (RP174) constituem uma atualização importante dos requisitos de educação e treino em proteção radiológica dos “Especialistas em Física Médica” (EFM). A diretiva impõe que os Estados-Membros estabeleçam requisitos de educação, treino e informação para os profissionais, em particular para os EFM, no domínio da proteção contra radiações, bem como, assegurem o seu reconhecimento pela

autoridade competente. O RP174 estabelece recomendações para a educação, treino, reconhecimento e número de profissionais por área, incluindo globalmente a proteção radiológica.

A nível nacional a “Administração Central do Sistema de Saúde” efetua o reconhecimento dos EFM (Decreto-Lei n.º72/2011) tendo em consideração a sua formação (Decreto-Lei n.º414/1991) e experiência profissional. O quadro de formação e treino requer a licenciatura em Física ou Engenharia Física e treino hospitalar, estágio com a duração de 2 anos (Portaria n.º1102/2001).

Neste trabalho apresenta-se o quadro de qualificação do EFM, recomendado pela Divisão de Física Médica da Sociedade Portuguesa de Física, onde se destacam as três etapas principais: Formação Universitária (licenciatura em Física + mestrado em Física Médica, EQF nível7); Treino Clínico (estágio + internato, 4 anos em ambiente hospitalar, EQF nível8); Certificação pela autoridade competente (Ministério da Saúde) e re-certificação baseada em formação profissional contínua.

**KEYWORDS:** Medical Physics Expert, Medical Physicist, Radiation Protection, Education and Training, European Directive 2013/59/EURATOM.

**ABSTRACT:** The Directive 2013/59/EURATOM and the document “European Guidelines on Medical Physics Expert” (RP174) constitutes a major update on education and training requirements in radiation protection for the Medical Physics Experts (MPE). The directive requires that Member States shall establish an adequate legislative and administrative framework ensuring the provision of appropriate radiation protection education, training and recognition, in particular for the MPE. The RP174 provides guidelines on their role in clinical environment, qualification

framework, recognition arrangements and staffing levels, including all aspects of radiation protection.

At national level the “Central Administration of the Health System” recognizes the MPE (Decreto-Lei n.º72/2011) taking in to consideration an appropriate training (Decreto-Lei n.º414/1991) and professional experience. The training framework requires an university degree in Physics or Physics Engineering and hospital training (residency) of two years (Portaria n.º1102/2001).

This work presents the qualification framework for the MPE recommended by the “Medical Physics Division of the Portuguese Physics Society”, which highlights the three main stages: University Education (Physics degree + Medical Physics master, EQF7); Clinical Training (internship + residency, 4 years in hospital training, EQF8); Certification by competent authority (Ministry of Health) and their maintenance on the basis of continuing professional development.

## **1. INTRODUÇÃO**

O surgimento da “Física Médica” está indissociavelmente ligado às descobertas, no final do século XIX, da radioatividade e dos raios-X. Marie Curie foi uma das cientistas que inicialmente se destacou neste campo de atividade da física e recebeu, em 1903, o prémio Nobel pela descoberta da radioatividade, em conjunto com os físicos Pierre Curie e Henri Becquerel. Entre outras atividades, durante a primeira guerra mundial, ela promoveu o uso de equipamentos de raios-X móveis para o diagnóstico e tratamento dos soldados feridos nas frentes de batalha. Estes feitos foram reconhecidos, também, pela “International Organization of Medical Physics” (IOMP) ao instituir o dia 7 de novembro, data do seu nascimento, como o “Dia Internacional da Física Médica”.

As radiações ionizantes, seja pelo uso dos raios-X ou de substâncias radioativas, cedo se tornaram importantes ferramentas ao serviço da medicina, tanto na terapia como no diagnóstico médico. No entanto, igualmente, cedo se manifestaram os perigos associados à exposição a radiações ionizantes. As lesões nas mãos e a morte prematura dos primeiros radiologistas conduziram à percepção destes riscos forçaram a implementação de medidas de proteção radiológica dos seres humanos e levaram à criação, em 1928, de um comité internacional que viria, mais tarde, a dar origem à ICRP - “International Commission on Radiological Protection” (Clarke, et al, 2009).

Atualmente, as aplicações médicas das radiações ionizantes representam cerca de 20% da exposição da humanidade e constituem a principal fonte (98%) de exposição a radiações ionizantes de origem artificial (UNSCEAR, 2010). Assim se compreende a importância das práticas médicas serem efetuadas em condições otimizadas de proteção radiológica, garantido que a dose utilizada é a adequada para a obtenção da informação diagnóstica ou do efeito terapêutico pretendido. Deste modo se justifica o relevo dado à exposição médica pela Diretiva 2013/59/EURATOM (EURATOM, 2014) e por organizações internacionais como a ICRP (ICRP, 2007) ou a IAEA - “International Atomic Energy Agency” (IAEA BSS, 2014).

Em Portugal, historicamente, a primeira referência à necessidade de profissionais nestas áreas, com “habilitações apropriadas à diferenciação de tarefas e a uma atualização permanente”, surgiu com a publicação do Decreto-Lei n.º 414/71, que cria a carreira de “Técnico Superior de Saúde”, a qual incluía o ramo “Radionuclear”. Mais tarde, com a publicação do Decreto-Lei n.º 414/91, que definiu o regime legal da carreira dos “Técnicos Superiores de Saúde”, esse ramo profissional foi atualizado para “Física Hospitalar” e foram estabelecidos os requisitos de acesso (licenciatura em Física ou Engenharia Física) e de formação (estágio de especialidade com a duração de 2 anos). O regulamento deste estágio foi aprovado pela

Portaria n.º 796/94 e o respectivo programa definido na Portaria n.º 1102/2001.

Com a publicação da Diretiva 97/43/EURATOM, que regula as aplicações das radiações ionizantes na área médica, foi introduzida a designação de “Medical Physics Expert” (EURATOM, 1997). Assim, o Decreto-Lei n.º 180/2002, que transpõe esta Diretiva, veio introduzir a nível nacional as definições de “Físico Qualificado em Física Médica” e de “Especialista em Física Médica”, remetendo a sua formação para o estágio de especialidade dos Físicos Hospitalares.

Mais tarde, o Decreto-lei n.º 72/2011 procedeu ao reconhecimento, como “Especialista em Física Médica”, dos profissionais em funções à data da sua entrada em vigor. O Despacho normativo n.º 4606/2013, dando cumprimento ao artigo 4.º deste decreto, definiu os termos aplicáveis à verificação dos requisitos necessários ao reconhecimento para atribuição do título de “Especialista em Física Médica” aos profissionais em funções.

No entanto, face aos requisitos atuais da profissão e às alterações que o “Processo de Bolonha” introduziu no ensino universitário português, o quadro nacional de qualificação dos “Físicos Médicos”, bem como, o processo de reconhecimento destes profissionais, encontram-se desajustados face à nova Diretiva e atuais recomendações internacionais.

Neste sentido, a transposição da Diretiva 2013/59/EURATOM pode constituir-se como uma excelente oportunidade de ajustar e atualizar a legislação nacional, nomeadamente, regulamentando para estes profissionais um novo quadro de qualificação, que garanta os níveis adequados de formação, treino e certificação, incluindo em proteção contra radiações.

## 2. RECOMENDAÇÕES INTERNACIONAIS

As organizações internacionais da área da “Física Médica”, nomeadamente, a IOMP e a “European Federation of Organizations for Medical Physics” (EFOMP), desencadearam um conjunto de ações promovendo o reconhecimento da “Física Médica” como uma profissão de saúde, com responsabilidades na proteção radiológica dos doentes, profissionais e público em geral. Deste esforço resultou a inclusão da profissão de “Física Médica” na última versão da “Classificação Internacional Tipo de Profissões” (ISCO-08), da “International Labour Organization” (ILO, 2012), no grupo 2111, “Físicos e Astrónomos”. Apesar da sua inclusão no Sub-Grande Grupo 21 “Especialistas das ciências físicas, matemáticas, engenharias e técnicas afins”, existe uma nota específica que refere que os “Físicos Médicos” (“Medical Physicists”), que trabalham em serviços de saúde, são considerados como uma parte integrante dos trabalhadores da saúde ao lado das profissões classificadas no Sub-Grande Grupo 22, “Profissionais de saúde”. Na definição do Sub-Grande Grupo 22 existe, também, uma menção específica ao “Físico Médico” como profissional de saúde: “Note. In using ISCO in applications that seek to identify, describe or measure the health work force, it should be noted that a number of professions considered to be a part of the health work force are classified in groups other than sub-major group 22, Health professionals. Such occupations include but are not restricted to: addictions counsellors, biomedical engineers, clinical psychologists and medical physicists”.

A Diretiva 2013/59/EURATOM, que fixa as normas de segurança de base relativas à proteção contra os perigos resultantes da exposição a radiações ionizantes, estabelece especificamente os requisitos de formação e reconhecimento que os Estados-Membros devem assegurar que sejam cumpridos para o “Especialista em Física Médica” (EFM/MPE – “Medical Physics Expert”). Estes requisitos encontram-

se, ainda, detalhados no documento “EUROPEAN GUIDELINES ON MEDICAL PHYSICS EXPERT” (RP174, 2014), tal como ilustrado na figura 1. Estas “guidelines” de formação e certificação são baseadas nos requisitos e provisões referentes aos EFM/MPE, nomeadamente as suas funções e responsabilidades constantes na diretiva.

Estas recomendações Europeias colocam o EFM/MPE no nível mais elevado de qualificação (nível 8 do “European Qualification Framework” - EQF). Nas notas, do quadro de qualificação, é apresentada a justificação para este requisito, “The qualification level for the MPE has been set at EQF Level 8 because the MPE requires knowledge at the most advanced frontier of a field of work and at the interface between fields ... The MPE requires specialised skills and techniques in radiation protection and comprehensive experience regarding the effective and safe use of the medical devices in own specialty, and the synthesis and evaluation skills required to solve critical problems in service development, research, innovation and the extension and redefinition of existing professional practice”. Salienta-se a relevância dada aos conhecimentos e aptidões técnicas especializadas em proteção radiológica.

Paralelamente, a Comissão Europeia patrocinou a elaboração do documento “GUIDELINES ON RADIATION PROTECTION EDUCATION AND TRAINING OF MEDICAL PROFESSIONALS IN THE EUROPEAN UNION” (RP175, 2014). Neste documento são apresentados os requisitos detalhados, para as várias profissões da área da saúde, para os objectivos de aprendizagem em proteção radiológica, em termos de conhecimentos, aptidões e competências (“Knowledge, Skills and Competences” - KSC). Também, recomendações para o nível EQF em proteção radiológica requerido para a entrada em cada profissão, assim como, o tipo de formação contínua ao longo da vida do profissional. Salienta-se o capítulo 7 “LEARNING OUTCOMES IN RADIATION PROTECTION FOR MEDICAL PHYSICISTS / MEDICAL PHYSICS EXPERTS”, onde é referido que os requisitos de conheci-

mentos, aptidões e competências em proteção radiológica para o “Físico Médico”, que trabalha com radiações ionizantes, bem como para o EFM/MPE, são os apresentados no documento RP174.

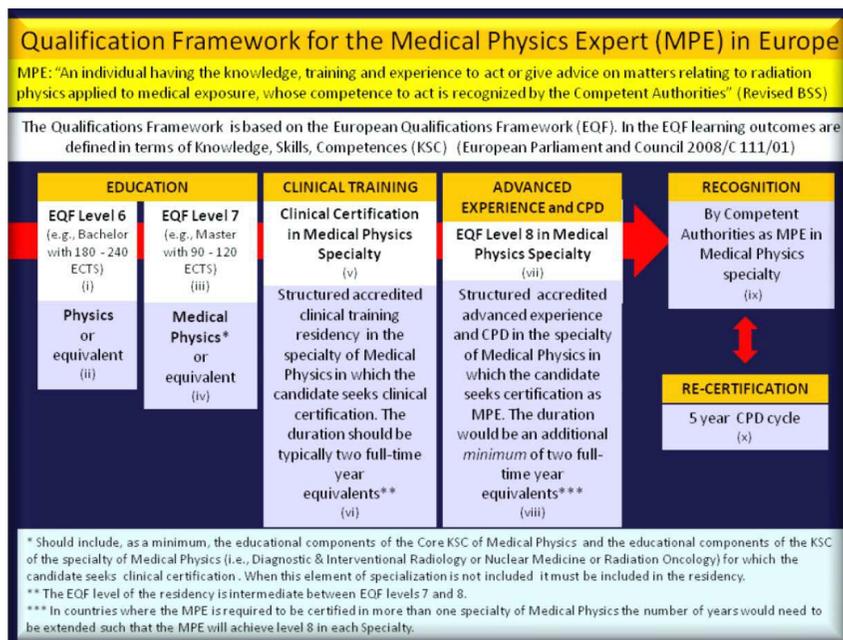


Figura 1. Quadro de formação e qualificação para o Especialista em Física Médica definido no RP174.

Existem, ainda, outros projectos, patrocinados pela Comissão Europeia, onde se abordam os requisitos de formação e treino em proteção radiológica num âmbito mais abrangente, incluindo entre outros o setor nuclear ou o uso de fontes seladas em aplicações industriais (ENETRAP). Nesses contextos, o “Especialista em Proteção contra Radiações” (EPR/RPE – “Radiation Protection Expert”) é um profissional, reconhecido pela autoridade competente, que presta aconselhamento em questões de proteção radiológica. O documento “European Guidance on the Implementation of the Requirements of the Euratom BSS with respect to the Radiation Protection Expert and the Radiation Protection Officer” (ENETRAP,

2016) refere que, na área da saúde, o físico que assume as funções de EFM/MPE pode, também, abranger as funções correspondentes a EPR/RPE, desde que sejam satisfeitos os requisitos de competência em ambas as funções, bem como, tenha o reconhecimento como EFM/MPE e EPR/RPE pelas autoridades nacionais. Ainda que em alguns países exista uma clara distinção entre o físico que desempenha as funções de EPR/RPE e as de EFM/MPE, atualmente, existe um consenso alargado, no seio dos principais organismos internacionais (IAEA, WHO, IOMP, EFOMP), reforçando a importância de, na área da saúde, o EFM/MPE assumir, também, as funções de EPR/RPE.

A 6 de junho de 2015 o conselho da EFOMP declarou que: “The Medical Physics Expert as defined in the directive 2013/59/Euratom must be the professional to supervise and assume the responsibilities of the radiation protection activities in hospitals, including patients, working staff, members of the public and visitors to the hospitals”. So, a “Medical Physics Expert” should be the “Radiation Protection Expert” in the hospital environment.” (EFOMP, 2015). Isto é, o “Especialista em Física Médica” desempenha as funções e assume as responsabilidades da proteção radiológica nos hospitais, incluindo pacientes, trabalhadores, visitantes e membros do público e, como tal, deve ser reconhecido como o “Especialista em Proteção contra Radiações” no ambiente hospitalar.

Esta declaração vem reforçar o consenso internacional nesta temática, tal como se encontra expresso em diversos artigos, veja-se por exemplo: “Roles and responsibilities of medical physicists in radiation protection” (Ahmed Meghzifene, 2010) e “Statement of Collaboration between IOMP and IRPA on the Use of Ionizing Radiation in Health Care” (eMPW, 2012). O mesmo se encontra em documentos de referência da IAEA, por exemplo: “Roles And Responsibilities, And Education And Training Requirements For Clinically Qualified Medical Physicists” (IAEA HHS25, 2013), ou

nas recentes recomendações da IAEA para os países europeus (IAEA, 2015). Neste último documento, destacamos o ponto 4. das notas principais: “The importance of the role of CQMPs in optimizing radiation protection and safety (of patients, staff and general public) in medical uses of radiation.” e, ainda, o ponto 1. das recomendações para os Estados-Membro da Europa: “Recognize medical physics as an independent profession in health care with radiation protection responsibilities, as given in the “Joint position statement by the IAEA and WHO – Bonn call for action” (Bonn, 2013).

Assim, as mais recentes diretivas e recomendações internacionais apresentam uma visão global consensual sobre a natureza e importância da profissão de “Físico Médico”.

### **3. RECOMENDAÇÕES NACIONAIS**

São atribuições da Administração Central do Sistema de Saúde (ACSS) “Desenvolver as políticas de recursos humanos na saúde, designadamente coordenando o planeamento de recursos humanos, a regulação profissional e a formação no SNS” (ACSS, 2015). Assim, compete à ACSS proceder à regulamentação e operacionalização do quadro de formação para os profissionais da área da Física Médica, à semelhança de outras profissões da saúde.

Neste sentido, observadas as recomendações do documento RP174 e os requisitos impostos pela Diretiva 2013/59/EURATOM e tendo em conta o prazo para a sua transposição para a legislação nacional, 6 de fevereiro de 2018, urge a atualização do quadro existente de formação e reconhecimento destes profissionais.

A Divisão de Física Médica da Sociedade Portuguesa de Física (DFM-SPF), tendo por base o quadro europeu de qualificação, de-

finido no documento RP174, recomenda as seguintes etapas para a qualificação profissional dos “Físicos Médicos”:

- Formação universitária (EQF nível 7): Licenciatura em Física (180 ECTS) + Mestrado em Física Médica (120 ECTS). Ou equivalentes com forte componente em física e matemática (por exemplo: Engenharia Física e Biofísica) e que satisfaçam os requisitos do documento RP174.

- Formação hospitalar pós-graduada - Internato em Física Médica (EQF nível 8): Internato geral, de formação e treino em ambiente clínico (2 anos) + Internato de especialização, experiência avançada numa área de especialização (2 anos). A formação hospitalar pós-graduada, com duração total de 4 anos, deverá ser realizada em Serviços de Física Médica com idoneidade formativa e sob orientação de um Físico Médico Especialista na área de especialização respectiva.

- Certificação profissional: Aos profissionais de “Física Médica” deverá ser atribuída dupla titulação ou reconhecimento, pela ACSS (Ministério da Saúde) autoridade competente para a certificação como “Físico Médico Especialista” e pela autoridade de proteção radiológica conferindo o reconhecimento como “Especialista em Proteção contra Radiações” na área da saúde. Estes profissionais, ao longo da sua vida profissional, devem proceder à recertificação regular (5 anos) através da avaliação da formação profissional contínua (FPC). Esta avaliação deverá ser baseada num sistema de créditos, seguindo as recomendações da EFOMP.

Este percurso formativo, resumido na figura 2, deverá assegurar a obtenção pelos profissionais dos conhecimentos, aptidões e competências, nomeadamente em matéria de proteção contra radiações, necessárias a um desempenho profissional autónomo e competente, contribuindo para a segurança e eficácia dos procedimentos médicos envolvendo a exposição às radiações ionizantes.



Figura 2. Recomendações para o quadro de formação e qualificação do “Físico Médico” em Portugal, de acordo com o definido no RP174 (MS – Ministério da Saúde; MCTES – Ministério da Ciência Tecnologia e Ensino Superior).

Outro requisito indispensável para assegurar a proteção e segurança radiológica nas aplicações médicas das radiações ionizantes é a adequada alocação de recursos. Assim, deverão ser atualizados os níveis para o número de profissionais requeridos por área de atividade, utilizando como referência os valores de “Staffing Levels” definidos no documento RP174 e recomendações da EFOMP.

#### 4. CONCLUSÕES

A utilização de radiações ionizantes aplicadas na saúde, fruto da evolução das ciências e das tecnologias, requerem o recurso a equipas multidisciplinares (médicos, físicos, enfermeiros e técnicos). Cada um destes profissionais necessita de formação e treino adequado às suas funções e responsabilidades. Em concreto, para o “Especialista em Física Médica”, para além da formação universitária de base, é requerida formação hospitalar pós-graduada e a certificação pelas autoridades competentes.

A utilização de radiações ionizantes apresenta enormes benefícios para os doentes mas também alguns riscos. O documento “Bonn Call-for-action” (Joint Position Statement by the IAEA and WHO) identificou os 10 pontos principais para o reforço da proteção radiológica na saúde, entre os quais se destaca o “Action 4: Strengthen radiation protection education and training of health professionals”. Este “Position Statement” reconhece que a formação e treino adequados constituem requisitos essenciais para garantir a qualidade e segurança dos procedimentos e minimizar os riscos da sua utilização, salvaguardando, doentes, profissionais e o público em geral. Neste contexto, os “Físicos Médicos” tem um papel fulcral, que inclui atuarem como “Especialistas em Proteção contra Radiações” em ambiente hospitalar, pelo que o seu percurso formativo deve assegurar a obtenção dos conhecimentos, aptidões e competências adequados às tarefas da sua responsabilidade.

Por fim, o reconhecimento internacional (WHO, IAEA, ISCO 08, CE) da “Física Médica” como profissão da saúde, realça o importante contributo da física e dos conhecimentos das ciências exatas, como complemento aos das ciências da vida, na promoção da melhoria da saúde.

## Referências

- Clarke , R.H., Valentin, J. (2009) – The History of ICRP and the Evolution of its Policies. *Annals of the ICRP*, Volume: 39 issue: 1, page(s): 75-110. <https://doi.org/10.1016/j.icrp.2009.07.009>.
- UNSCEAR (2010) – Sources and Effects of ionizing radiation: UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. Vol. 1, Annexes A and B, United Nations, New York, ISBN 978-92-1-142274-0.
- EURATOM (2014) – Diretiva 2013/59/EURATOM, do Conselho de 5 de dezembro de 2013. *Jornal Oficial da União Europeia L/13*, 16/01/2014.
- ICRP (2007) – The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103, *Annals of the ICRP* 37 (2-4). DOI: 10.1016/j.icrp.2007.10.003.
- IAEA BSS (2014) – Radiation protection and safety of radiation sources: International Basic Safety Standards. — Vienna: International Atomic Energy Agency, 2014. IAEA Safety Standards Series, no. GSR Part 3. ISBN 978-92-0-135310-8.
- EURATOM (1997) – Diretiva 97/43/EURATOM, do Conselho de 30 de junho de 1997. *Jornal Oficial da União Europeia L/180*, 09/07/1997.
- ILO (2012) – International Standard Classification of Occupations: ISCO-08 / International Labour Office. Geneva: ILO, 2012. ISBN 978-92-2-125953-4 (web pdf).
- RP174 (2014) – EUROPEAN GUIDELINES ON MEDICAL PHYSICS EXPERT. Radiation Protection n°174. European Commission. DOI: 10.2833/18393.
- RP175 (2014) – GUIDELINES ON RADIATION PROTECTION EDUCATION AND TRAINING OF MEDICAL PROFESSIONALS IN THE EUROPEAN UNION. Radiation Protection n°175. European Commission. DOI: 10.2833/19786.
- ENETRAP (2016) – European Guidance on the Implementation of the Requirements of the Euratom BSS with respect to the Radiation Protection Expert and the Radiation Protection Officer. ENETRAP III PROJECT. March 2016. Acedido em março de 2017 em: <http://euterp.eu/uploadititems/ENETRAPIII/ENETRAP-III-European-Guidance-Document-01-03-2016.pdf>.
- EFOMP (2015) – EFOMP DECLARATION, of 6th of June 2015, regarding the role of the Medical Physics Expert as the Radiation Protection Expert in the Hospital Environment. Acedido em março de 2017 em: [www.efomp.org/images/docs/EFOMPDeclaration.pdf](http://www.efomp.org/images/docs/EFOMPDeclaration.pdf).
- Ahmed Meghzifene, Eliseo Vano, John Le Heron, K.Y. Cheung (2010) – Roles and responsibilities of medical physicists in radiation protection. *European Journal of Radiology* 76 (2010) 24–27. DOI:10.1016/j.ejrad.2010.06.035.
- eMPW (2012) – IOMP: Kin Yin Cheung, President & Fridtjof Nüsslin, Past President; IRPA: Renate Czarwinski, President & Kenneth R Kase, Past President. “Statement of Collaboration between IOMP and IRPA on the Use of Ionizing Radiation in Health Care”. eMPW, Volume 3 Number 2, December, 2012. Acedido em março de 2017 em: [www.iomp.org/sites/default/files/empw-32\\_0.pdf](http://www.iomp.org/sites/default/files/empw-32_0.pdf).
- IAEA HHS25 (2013) – Roles and responsibilities, and education and training requirements for clinically qualified medical physicists. — Vienna: International Atomic Energy Agency, 2013. IAEA Human Health Series no.25. ISBN 978-92-0-142010-7.

IAEA (2015) – Recommendations of the Regional Meeting on Medical Physics in Europe: Current Status and Future Perspectives. 7-8 May 2015, IAEA, Vienna, Austria. Acedido em março de 2017 em: [https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content/Documents/Whitepapers/Recommendations\\_RER6031\\_7-8May2015.pdf](https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content/Documents/Whitepapers/Recommendations_RER6031_7-8May2015.pdf).

Bonn (2013) – Bonn Call-for-Action. Joint Position Statement by the IAEA and WHO. 2013. Acedido em março de 2017 em: <https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content/Documents/Whitepapers/conference/bonn-call-for-action-statement.pdf>.

ACSS (2015) – Plano Estratégico 2015 – 2017. Administração Central do Sistema de Saúde, Setembro de 2015. Acedido em março de 2017 em: <http://www.acss.min-saude.pt/wp-content/uploads/2016/10/Plano-Estrategico-ACSS-2015-2017.pdf>.

(Página deixada propositadamente em branco)

**CAPÍTULO 9**  
**REGULAMENTAÇÃO, POLÍTICAS E**  
**RECOMENDAÇÕES INTERNACIONAIS**  
**EM PROTEÇÃO RADIOLÓGICA**

(Página deixada propositadamente em branco)

**EVOLUÇÃO DA FILOSOFIA DO SISTEMA DE LIMITAÇÃO  
DE DOSE E A QUESTÃO DAS SUBSTITUIÇÕES  
“SUPERSEDED”**

**PHILOSOPHY EVOLUTION OF THE DOSE LIMITATION  
SYSTEM AND THE ISSUE OF REPLACEMENTS IN THE  
“SUPERSEDED” PUBLICATIONS**

**F. CORREA – feliperc@usp.br (Universidade de São Paulo, Instituto de Pesquisa Energética e Nuclear-IPEN)**

**G. SORDI – gmsordi@ipen.br (Instituto de Pesquisa Energética e Nuclear, Comissão Nacional de energia Nuclear)**

**D. S. LEVY – denise@omicron.com.br (Universidade de São Paulo, Instituto de Pesquisa Energética e Nuclear)**

PALAVRAS-CHAVE: proteção radiológica, ICRP, IAEA, limites de dose, filosofia.

RESUMO: O grande avanço da era nuclear mostrou que a filosofia do sistema de limitação de dose proposta pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica em 1958 e os Limites Anuais Máximos Permissíveis (LAMP), careciam de mudanças, assim, com a atualização das recomendações surgiu uma nova filosofia, ainda vigente, denominada de Limites Anuais Máximos Admissíveis (LAMA) para que possamos estudá-los separadamente, analisando cuidadosamente como surgiram estas filosofias e como foram evoluindo até as suas últimas publicações.

Uma vez que cada nova publicação substituía a anterior, e a ICRP e o Organismo Internacional de Energia atômica (IAEA) firmaram o acordo pelo qual este último adotaria a filosofia proposta pela Comissão, houve a possibilidade que algumas destas informações, algumas valiosas, possam ter se perdido no decorrer da substituição da publicação e ou da edição da norma do IAEA na adoção da filosofia. Estas informações são discutidas e estudadas em profundidade e o seu valor real mostrado, levantando a possibilidade de reintroduzi-las nas futuras publicações.

**KEYWORDS:** radiation protection, ICRP, IAEA, dose limits, philosophy.

**ABSTRACT:** The breakthrough of the nuclear age showed that the philosophy of dose limitation systems proposed in 1958 by the International Commission on Radiation Protection and the Maximum Permissible Annual Limits lacked changes, thus, with the update of the recommendations a new philosophy appeared, still in force, called Maximum Allowable Annual Limits so we can study them separately, analyzing carefully how these philosophies have arisen and how have evolved to their latest publications. Since each new publication replaced the previous and the ICRP and the International Atomic Energy Agency (IAEA) agreed that the latter organism would adopt the philosophy proposed by the Commission, there was the possibility that some of this information, some valuable, may have disappeared during the replacement of the publication or edition of the standard of the IAEA in the adoption of philosophy. This information is discussed and studied in depth and their real value is shown, raising the possibility of reintroducing them in future publications.

## 1. INTRODUÇÃO

Em 1928 durante o segundo Congresso Internacional de Radiologia realizado em Estocolmo foi fundada a ICRP – “International Commission on Radiation Protection” encarregada de estabelecer recomendações de proteção e segurança no campo das aplicações pacíficas das radiações ionizantes.

Até a data de 1956, quando foi liberada a energia nuclear para os seus usos pacíficos, as recomendações da ICRP eram publicadas nas revistas científicas internacionais de radiologia, pois as radiações ionizantes só eram utilizadas no campo da medicina.

Com a liberação da energia nuclear para fins pacíficos, deixando de ser segredo de algumas poderosas nações detentoras do conhecimento científico da época, anteviu-se que o desenvolvimento do campo científico das radiações teria um crescimento colossal e seriam praticamente utilizadas por todas as nações. Em virtude disto a ICRP resolveu publicar as suas recomendações em compêndios próprios e não mais nas revistas de medicina pois a aplicação das radiações ionizantes se estenderia a muitos outros campos de conhecimentos técnico científico além da medicina.

Em virtude disso em 1958 a ICRP publicou o seu primeiro compendio de recomendações com o número 1. Estas recomendações foram completadas em 1959 com o compendio de número 2 que tratava das exposições internas ao corpo humano.

Na mesma época da liberação da energia nuclear para fins pacíficos, foi criado o “International Atomic Energy Agency”, IAEA, órgão oficial da Organização das Nações Unidas para coordenar e orientar no desenvolvimento técnico científico do uso das radiações ionizantes e energia nuclear. Esta organização firmou um acordo com a ICRP de que no campo da proteção e segurança com relação à radiação ionizante adotaria a filosofia das recomendações do ICRP mas que editaria as suas próprias recomendações.

Com o “boom” do desenvolvimento técnico científico anteviu-se que aquelas recomendações necessitavam de alterações e algum detalhamento, razão pela qual a publicação número 1 da ICRP foi substituída em 1996 pelo de número 9 e o IAEA resolveu editar em 1967 sua primeira edição na série “Safety Series” com o número 9.

## **2. MÉTODOS**

Foi realizado um estudo profundo das publicações de número 1, 2, 9, 22, 26, 30, 60 e 103 da ICRP e das publicações 9, 9 (edição de 1982), 115 e GSR parte III para que possa ser entendido como as filosofias do sistema de limitação de dose foram evoluindo. Em seguida foi realizado um confronto entre as publicações 1 da ICRP com a publicação número 9 também da ICRP, publicação número 9 da ICRP com a publicação número 9 da ICRP, publicação número 9 da ICRP com a publicação número 9 do IAEA, publicação número 2 da ICRP com a publicação número 30 da ICRP, publicações número 1, 2, 9 da ICRP e publicação número 9 do IAEA com as publicações número 26 e 30 da ICRP e a publicação número 9 do IAEA (edição de 1982), publicação número 60 da ICRP com a publicação número 115 do IAEA, publicação número 103 da ICRP com a publicação número GSR parte III para identificar as informações análogas ou semelhantes, informações da ICRP que não constam no IAEA e informações do IAEA que não constam na ICRP.

## **3. RESULTADOS**

Durante nossa investigação nas publicações pertinentes do IAEA e da ICRP foram encontradas as três categorias de informações:

as análogas ou semelhantes, da ICRP que não constam no IAEA e informações do IAEA que não constam na ICRP. O estudo realizado foi por deveras extenso e aqui ressaltaremos algumas informações que julgamos suficientes para se fazer entender o estudo em questão. Iniciaremos na ordem cronológica das publicações pertinentes que se dá do confrontamento da publicação número 1 da ICRP com a de número 9 da ICRP.

Um grande avanço constatado em relação as duas publicações foi com relação as categorias de exposição, onde na publicação número 1 da ICRP encontramos as seguintes: a) Trabalhadores regularmente expostos à radiação; b) Trabalhadores ocasionalmente expostos a radiação e c) Membros do público. A publicação número 9 da ICRP, que fornece muito mais informações a respeito, reduz estas categorias para duas, a saber: A) Adultos expostos no decorrer de seu trabalho e B) Membros do público.

A redução das categorias de indivíduos expostos à radiação é um fator muito importante, pois a categoria (b) da publicação número 1 englobava visitantes, prestadores de serviços e manutenção e deviam obedecer aos limites de dose do público. Com a publicação número 9 estes grupos foram separados pois o grupo (A) engloba só os trabalhadores expostos no decorrer de seu trabalho e, portanto, foram excluídos os visitantes, prestadores de serviços e pessoal de manutenção que poderiam adentrar em áreas controladas quando não há a presença da fonte de exposição, os demais devem obedecer aos limites dos trabalhadores.

Com relação a Limitação da Dose, destacaremos algumas informações inovadoras que estão contidas somente na publicação número 9 da ICRP. Em situação de emergência o limite de dose dos trabalhadores para o corpo inteiro foi diminuído de 12 rem para 2 vezes o limite anual, isto é, 10 rem. O que não se justifica, pois vai contra a equação da idade evocada em muitas situações. Outro assunto que julgamos importante é que, quase sempre são neces-

sários para detectar situações anormais no trabalho, instrumentos de alerta, que são mencionados na publicação número 1 e não são mencionados na publicação número 9, grande falha.

A seguir discutiremos as informações observadas durante o confronto das publicações número 9 da ICRP e número 9 do IAEA. Com relação a limitação da dose para o público, A publicação 9 da ICRP é mais extensa a respeito dos indivíduos do público do que aquela do IAEA, fornecendo as seguintes informações omitidas pelo do IAEA:

- Crianças em idade inferior a 16 anos tem seu limite anual de dose diminuído para 1,5 rem/ano em vez de 3 rem/ano.
- Define grupo crítico para os indivíduos do público e informa que os limites de dose se aplicam a ele.
- Exames médicos em mulheres com capacidade de reprodução, envolvendo radiação ionizante, devem ser realizados, na medida do possível, nos primeiros 10 dias após o começo da menstruação. Seguiremos agora discutindo o confrontamento da publicação número 2 da ICRP e de número 30, também da ICRP.

Ambas as publicações se dedicam nos ajudar em diversos cálculos de dose em diversos órgãos. A grande diferença observada entre elas é que na publicação número 2 obtêm-se o resultado de dose absorvida no ano da exposição, porém, nestes cálculos não estão inclusas as doses que provem da mesma exposição no decorrer dos anos, para isto deveria ser feito um novo cálculo. A publicação número 30 supera este dilema, incluindo em seus cálculos as possíveis doses decorrentes da mesma exposição para os anos que seguem, porém, esta dose não é registrada de forma fracionada durante os anos em que o indivíduo receberia esta dose e sim no mesmo ano da exposição. O que conseqüentemente prejudica ao registrar a dose anual do trabalhador, pois fica entendido que a dose que ele estará recebendo no decorrer dos anos ele recebeu em um único ano.

Passaremos agora a uma análise entre as publicações número 1, 2 e 9 da ICRP e 9 do IAEA edição de 1967, que seguem a Filosofia dos Limites Anuais Máximos Permissíveis (LAMP) com as publicações também da ICRP 26 e 30, que seguem a nova Filosofia, que a chamaremos de Limites Anuais Máximos Admissíveis (LAMA) para facilitar o estudo. Antes de discutirmos a nova filosofia devemos estabelecer como premissa o porquê se tornou necessária a sua mudança. Uma série de fatos propiciaram esta mudança, mas dentre eles destacaremos alguns que consideramos vitais:

Os efeitos biológicos considerados completamente aleatórios, como os cânceres e o encurtamento da vida, na realidade não eram tão aleatórios e imprevisíveis assim, mas obedeciam as leis das probabilidades e da estatística. O encurtamento da vida não pode ser provado para os seres humanos e deixou de ser considerado. Para explicar o aparecimento dos cânceres induzidos pela radiação ionizante surgiu a teoria alvo. Em síntese, esta teoria está alicerçada no tiro ao alvo pela qual o tiro seria a radiação ionizante e o alvo a célula. Se o tiro, radiação ionizante, acertasse a célula em seus pontos vitais, ela morreria, mas em caso contrário poderia ser lesada e vir a morrer tempo depois ou sobreviver, ao ferimento. Neste último caso poderia ser, em virtude da lesão, uma célula diferenciada das demais e se o patrimônio de divisão celular não for prejudicado dar origem a descendentes diferenciados que após várias gerações de divisão apareceriam clinicamente diagnosticáveis como câncer. Como qualquer radiação ionizante, por menor energia que tenha, é suficiente para lesar as células, devemos admitir que o processo oncogênese é sem limiar, ou em outras palavras, qualquer dose por menor que seja faz mal e, portanto, deve ser reduzida. Para conseguir a redução de dose deveria se modificar a filosofia do Sistema de Limitação de Dose, isto é, devemos melhorar as condições de proteção até chegarmos a um valor de dose cujo risco, por ser considerado

muito pequeno, é aceitável. Este valor de risco é conhecido como nível de registro.

Em segundo lugar quando surgiu a primeira publicação de nº 22 <sup>(6)</sup> da ICRP estávamos em plena crise do petróleo que trouxe uma série de consequências econômicas mundiais muito graves. Este fato, também, deveria ser levado em consideração e, portanto, propiciou a introdução da nova filosofia, LAMA.

O novo sistema de limitação estabelece os limites anuais máximos admissíveis, LAMA, para o trabalhador e para o público. O limite da população como um todo foi eliminado uma vez que foi analisada a dose dos grupos críticos recebidas nos países mais desenvolvidos e todas elas apresentavam doses iguais ou inferiores a 1mSv/a e uma dose média de 0,5 mSv/a e, portanto, o valor estipulado para a população como um todo nunca seria alcançado.

Estes limites anuais só são admitidos se forem justificados e enquanto se mantiverem otimizados. Doses superiores aos LAMA para trabalhadores e indivíduos do público são inaceitáveis. O princípio da justificação e principalmente o princípio da otimização, isto é, que as doses devem ser mantidas otimizadas é que nos fazem com que a proteção seja cada vez melhorada até alcançarmos os valores de dose considerados aceitáveis. O princípio da justificação nos proíbe a introdução de atividades para as quais o prejuízo sanitário é superior ao benefício recebido pela sociedade com a introdução daquela atividade e o princípio da otimização também conhecido como princípio ALARA “as low as reasonable achievable”, tão pequenas quanto racionalmente exequível, nos impõe a diminuição contínua das doses

Discutiremos agora alguns assuntos pertinentes originados do confronto entre as publicações número 26 e 30 da ICRP contra a publicação número 9, edição de 1982 do IAEA. Um dos fatores que julgamos pertinente mencionar entre estas publicações

é referente as categorias de exposição. Nas publicações 26 e 30 as categorias de exposição tornam a mudar, e são: Exposições Ocupacionais; Exposições Médicas e Outras exposições. Com familiaridade com a primeira categoria falaremos um pouco da segunda, que obriga o uso dos princípios de proteção radiológica, justificção, otimização e limitação da dose, para estas exposições, exceto para o público. O IAEA, em sua publicação de número 9, edição de 82, não comenta a respeito destas categorias, deixando pré suposto que são as mesmas da ICRP, porém durante os artigos que tratam de limites de dose ele entra profundamente em outro assunto, que são os tipos de limites: Primários, secundários, derivados e autorizados, mas não enfatizam estas categorias descritas pela ICRP.

Passaremos agora a citar alguns itens de interesses encontrados no confronto da publicação de número 60 da ICRP e a 115 do IAEA. Dentre inúmeros assuntos, julgamos pertinente discorrer sobre os Efeitos Biológicos, onde na publicação nº 60 nos são apresentados vários estudos nos laboratórios de todo o mundo que resultaram em uma riqueza de informações concernentes aos efeitos biológicos das radiações em número muito maior do que aqueles associados a qualquer outro perigo ambiental. Assim ela divide estes efeitos biológicos em dois, a saber: Efeitos determinísticos e Efeitos Estocásticos. O IAEA por sua vez descreve os mesmos dois feitos, porém ele discute um terceiro efeito, o qual ele denomina de Outros Efeitos a Saúde, que podem ocorrer em crianças devido a exposição do embrião ou do feto.

Por fim, do estudo comparativo entre as publicações número 103 da ICRP e GSR parte III do IAEA, onde esta última apresenta uma série de exigências a serem cumpridas, exigências estas nos quais poucas se encontram implícitas na publicação da ICRP. A grande vantagem é que na publicação do IAEA tudo se encontra organizado por assunto possibilitando fácil consulta, diferente

da ICRP, onde o leitor deveria ler todo o capítulo para ter uma noção de como proceder.

#### **4. CONCLUSÃO**

É uma tarefa árdua seguir apenas um dos órgãos competentes, ficou evidente que os estudos realizados pela ICRP, que envolve principalmente os aspectos de proteção e segurança, diferem daqueles utilizados pelo IAEA, que visa a regulamentação de uma instalação e os padrões regulamentadores. O acordo entre o IAEA e a ICRP tornou impossível para o gerente de quaisquer serviço radiológico ou instalação basear-se apenas nas normas do IAEA, pois tudo o que diz respeito a radiobiologia está descrito nas recomendações da ICRP, os quais o IAEA adota, porém não publica em suas normas e também não os referencia. Ainda assim notamos que corriqueiramente o IAEA fala sobre assuntos que diz respeito a proteção radiológica, de maneira a complementar algo que a ICRP deixou de dizer, para que assim satisfaça seus critérios.

Foi observada a maneira ao qual os assuntos são apresentados, a ICRP costuma a trazer textos ou muito longos, ou muito resumidos e para aqueles temas aos quais a Comissão julga necessária uma revisão (para aquilo que ela mesmo diz) ela cita “estudos em andamento”, dos quais acabam não aparecendo em publicações seguintes. Por outro lado, apesar de não apresentar seus assuntos de forma básica, como faz a ICRP o IAEA mostra-se muito mais prático, não mostrando tantos texto, e sim tópicos, que servem como guia de consulta rápida, mas nem sempre satisfazem a necessidade e o entendimento do leito.

Na questão das substituições e supressões que foram encontradas por parte da ICRP em suas publicações, acreditamos que signifique pura falha dos confeccionadores das publicações, devido a rotativi-

dade desta equipe, que sempre muda a cada publicação, mudando assim várias ideias e ponto de vista, bem como a afinidade por diversos assuntos.

## **Referências**

- International Commission on Radiological Protection, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 1958, (ICRP Publication 1).
- International Commission on Radiological Protection, Report of Committee II on Permissible Dose for Internal Radiation, 1959, (ICRP Publication 2).
- International Commission on Radiological Protection, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 1966, (ICRP Publication 9).
- International Atomic Energy Agency. Basic Safety Standards for Radiation Protection, Vienna, 1967. (Safety Series No. 9)
- International Commission on Radiological Protection, Implications of commission Recommendations that Doses be kept as Low as Readily Achievable, 1973, (ICRP No. 22)
- International Commission on Radiological Protection, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Annals of the ICRP Vol. I No. 03, 1977, (ICRP 26)
- International Commission on Radiological Protection, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. Oxford, Pergamon, 1978 a 1980, (ICRP 30)
- International Atomic Energy Agency. Basic Safety Standards for Radiation Protection, Vienna, 1982 edition. (Safety Series No. 9)
- International Commission on Radiological Protection, 1990 recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Oxford, Pergamon, 1991, (ICRP 60)
- International Atomic Energy Agency. International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of radiation Sources – A Safety Standard, Vienna, 1997, (Safety Series No. 115)
- International Commission on Radiological Protection, the 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, 2007, (ICRP 103)
- International Atomic Energy Agency. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards – Interim Edition, Vienna, 2011, (No. GSR Part 3 – Interim)

(Página deixada propositadamente em branco)

LUÍS NEVES é Professor Catedrático do Departamento de Ciências da Terra da Universidade de Coimbra. Doutorado em Mineralogia, Petrologia e Geoquímica, desenvolve trabalho de investigação no domínio da radioatividade natural, sendo detentor de algumas dezenas de publicações científicas internacionais neste domínio. É presidente da Sociedade Portuguesa de Proteção Contra Radiações.

Série Documentos

Imprensa da Universidade de Coimbra

Coimbra University Press

2018

UNIVERSIDADE D  
COIMBRA



I  
IMPRESA DA UNIVERSIDADE DE COIMBRA  
COIMBRA UNIVERSITY PRESS  
U