

Calibração de Gama Câmaras para avaliação de incorporação de ^{241}Am com base em amostras de urina para monitoração individual em situações de emergência

Âmilie L. D. Erbe ¹, Ana Letícia Dantas ¹, Wanderson de Oliveira Sousa ¹,
Bernardo Maranhão Dantas ¹

¹ Instituto de Radioproteção e Dosimetria

E-mail: amidegenhardt@gmail.com

Resumo: A bioanálise *in vitro* é utilizada para monitoração individual de rotina e em situações de emergência. Este trabalho descreve a calibração de duas Gama Câmaras em dois hospitais diferentes na cidade do Rio de Janeiro para medição de ^{241}Am em amostras de urina utilizando uma fonte de referência na geometria de frasco de um litro. A sensibilidade do sistema foi avaliada pela Dose Efetiva Mínima Detetável utilizando o software AIDE para simular o cenário de incorporação por inalação com base no valor de CDG para o ^{241}Am em situações de emergência. Os dois sistemas avaliados apresentaram sensibilidade para medidas de amostras de urina abaixo do CDG em 4 horas de contagem em um hospital e 7 horas de contagem no segundo hospital.

Palavras-chave: bioanálise *in vitro*; monitoração individual; incorporação acidental de radionuclídeos.

Abstract: *In vitro* bioassay is used for individual monitoring of the exposure in routine and emergency situations. This study describes the calibration of two Gamma Cameras in two different hospitals in the city of Rio de Janeiro for the measurement of ^{241}Am in urine samples using liquid standard source in 1 L geometry. System sensitivity was evaluated based on the minimum detectable effective dose using AIDE software and considering the scenario of intake by inhalation based on the CDG level for ^{241}Am in emergency situations. The two systems presented enough sensitivity to measure activities excreted as a result of intakes which result in effective doses below the CDG using 4 hours counting time in the first hospital and 7 hours in the second hospital.

Keywords: *in vitro* bioassay; individual monitoring; radionuclides accidental intake.

1. INTRODUÇÃO

De acordo com a OMS, situações de emergência que envolvem radiações ionizantes podem ser acidentais ou propositais e se referem a eventos não usuais com liberação de materiais radioativos ou

riscos de exposição e incluem: emergências nucleares (como a explosão de uma bomba nuclear); explosões de bombas sujas com a finalidade de causar terror e pânico; acidentes em usinas nucleares; acidentes durante o transporte de materiais radioativos; acidentes envolvendo fontes radioativas provenientes de atividades da indústria, medicina e pesquisa; e, acidentes ocupacionais como alta exposição de um Indivíduo Ocupacionalmente Exposto (IOE) em instalações médicas, de pesquisa ou em usinas e mineração de materiais radioativos (OMS, 2020).

Em casos de emergência, onde existe risco de contaminação de população e do meio ambiente, a monitoração individual torna-se uma ferramenta essencial nas ações de pronta-resposta (Li, 2016). A monitoração ambiental e individual (interna e externa) permite classificação do acidente, direciona decisões e ações de intervenção com base em níveis operacionais de intervenção (OIL), previne contaminação, auxilia na obtenção de informações para segurança dos trabalhadores da emergência e sobre os perigos resultantes do acidente, determina a extensão e duração dos perigos ocasionados, confirma eficácia das medidas remediadoras e dos procedimentos de descontaminação (AIEA, 1999).

As metodologias de monitoração interna aplicadas em situações de emergência diferem da monitoração ocupacional de rotina pois requerem resposta rápida e capacidade de atender eventualmente a locais distantes e de difícil acesso. A monitoração interna utiliza sistemas de detecção de radiação com sensibilidade que permita identificar e quantificar os materiais radioativos em níveis suficientemente baixos. A viabilidade do uso de Gama Câmaras para avaliação de incorporação de materiais radioativos com base em amostras de urina foi avaliada em estudos prévios para radionuclídeos emissores de radiação gama (CDC, 2010; DEGENHARDT, 2018; ERBE, 2020).

O objetivo deste trabalho é avaliar a utilização das Gama Câmaras para avaliação rápida da incorporação de Am^{241} em situações de emergência com base em amostras de urina para fins de triagem da população.

2. MATERIAIS E MÉTODOS

2.1. Materiais

O estudo foi realizado em 2 hospitais militares da cidade do Rio de Janeiro que possuem Serviços de Medicina Nuclear, e que manifestaram formalmente o interesse de participar de projetos em colaboração com o IRD na área de dosimetria interna.

- Hospital de Força Aérea do Galeão (HFAG);
- Hospital Naval Marcílio Dias (HNMD).

Estas instituições já compõem uma rede de clínicas de Medicina Nuclear para avaliação preliminar de incorporação de radionuclídeos em situações de emergência.

Os materiais utilizados neste trabalho estão disponíveis nos próprios serviços de medicina nuclear e no IRD, e consistem no seguinte:

- Gama-câmaras instaladas nos serviços de medicina nuclear dos dois hospitais;

- Frasco de polietileno de 1L contendo solução de ^{241}Am , em meio ácido, fornecida pelo Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizante. A atividade da fonte na data de referência era de 1.385,0 Bq;
- Espaçadores de isopor de 5, 10, 15 e 20 cm de comprimento;
- Suporte do tipo “tripé” para posicionamento da fonte;
- Software AIDE, que utiliza modelos compartimentais para cálculo de dose interna (Bertelli et al., 2008), disponível no LABMIV.

2.2. Métodos

O trabalho foi realizado a partir de visitas aos serviços de medicina nuclear onde foram implantadas as metodologias de monitoração e a estimativa da sensibilidade dos sistemas de detecção para avaliação da dose interna.

A calibração dos sistemas de detecção consiste na obtenção de um fator de calibração que relaciona a energia e a eficiência de contagem para uma geometria específica de medição – nesse caso, geometria de uma frasco de 1 L. São calculadas as Atividades Mínimas Detetáveis (AMD) e estimadas as Doses Efetivas Comprometidas Mínimas Detetáveis (DEMD) para radionuclídeos de interesse em situações de emergência nuclear e/ou radiológica. A geometria de frasco de 1L (figura 1) foi escolhida pela facilidade de armazenamento e coleta da urina de 24h neste tipo de contêiner, por possibilitar vedação segura e evitar contaminação, e também por sua disponibilidade no laboratório de bioanálise in vitro.



Figura 1 - Geometria de frasco de 1 L.

Os colimadores foram retirados da Gama câmara e uma série de 5 medidas de 180 segundos foram realizadas a 5, 10, 15 e 20 cm de distância da fonte de referência ao detector na Região de Interesse (RDI), que corresponde à energia de maior intensidade de emissão gama do ^{241}Am . Como a sensibilidade é inversamente proporcional à distância, é importante dispor de uma curva de calibração “eficiência x distância” a fim de selecionar a melhor geometria para em casos de alta atividade das amostras, evitando-se assim, a ocorrência de tempo morto do detector.

Também foram realizadas medidas da radiação de fundo (*background*), utilizando um frasco de 1 L preenchido com água. Foi observado que o frasco cheio tem um impacto significativo nas medidas do BG, na RDI, para cálculo da contagem líquida em cada RDI, pois o líquido que preenche o frasco se comporta como uma blindagem, atenuando a radiação de fundo. Este fenômeno é mais significativo, quanto menos a distância entre o frasco e o detector. Porém, todas as medidas de BG foram realizadas com o frasco de 1L preenchido.

A eficiência de detecção na RDI foi calculada da seguinte forma:

$$E_f = \frac{(C/T)}{(A \times I_g)} \quad (1)$$

onde E_f é a eficiência de detecção na RDI do fóton de interesse (cps/dps); C é o total de contagens na RDI; T é o tempo de contagem (s); A é a atividade da fonte de referência (Bq) com a atividade corrigida para a data da medição; I_g é a intensidade de emissão gama na RDI.

Para a avaliação da sensibilidade da técnica, foram calculadas as eficiências de detecção para cada distância na mesma RDI e as Atividades Mínimas Detectáveis (MDA) para cada distância.

$$AMD_{Bq} = \frac{4,65 \cdot \sqrt{N}}{E_f \times I_g \times T} \quad (2)$$

onde AMD é a Atividade Mínima Detectável (Bq); N é o total de contagens do BG na RDI; E_f é a eficiência de detecção (cps/dps) e I_g é a intensidade de emissão gama na energia medida e T é o tempo de contagem do BG (s). O fator 4,65 é uma constante estatística referente ao intervalo de confiança de 95%.

Utilizando o software AIDE, é possível simular cenários de incorporação de radionuclídeos para cálculo da dose efetiva comprometida ($E(t)$) em situações de emergência ou em programas de monitoração de Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOE). O programa permite selecionar o radionuclídeo de interesse, a via de incorporação (inalação ou ingestão), o estado físico, a classe de solubilidade no trato respiratório (F, M ou S), o tamanho aerodinâmico da partícula (AMAD) e a atividade incorporada.

O programa gera tabelas de $m(t)$ (Bq/Bq), que consistem nas frações de retenção e excreção em diversos compartimentos de interesse como, p. exemplo, corpo inteiro, urinas e fezes, em função do tempo, além dos coeficientes de dose ($e(50)$ expressos em $\text{Sv} \cdot \text{Bq}^{-1}$), utilizados para o cálculo da dose efetiva comprometida.

O cenário utilizado na simulação foi inalação única, AMAD = 1 micrômetro, absorção tipo M de 1 Bq de ^{241}Am . Com base nas frações de excreção “m(t)” fornecidas pelo software, foi calculada a Incorporação Mínima Detectável para o ^{241}Am , supondo que a atividade medida na urina seja igual à AMD da técnica.

$$\text{IMD}_{\text{Bq}} = \frac{\text{AMD}_{\text{Bq}}}{m(t)_{\text{inalação}}} \quad (3)$$

onde AMD é a atividade mínima detectável (Bq) e m(t) é a fração de excreção na urina (Bq/Bq).

Com base no valor da IMD e do coeficiente de dose gerado pelo software AIDE, estimou-se a dose efetiva detectável mínima para o ^{241}Am .

$$\text{DEMD} = \text{IMD}_{\text{Bq}} * e(50) \quad (4)$$

Onde DEMD é a dose efetiva comprometida mínima detectável e e(50) é o coeficiente de dose efetiva comprometida do radionuclídeo de interesse.

3. RESULTADOS E DISCUSSÃO

3.1. Resultados

Os valores de eficiência em função da distância e seus respectivos valores de AMD, IMD e DEMD obtidos para o tempo de contagem de 5 minutos no sistema de detecção do Hospital da Força Aérea do Galeão são apresentados na tabela 1.

Tabela 1. Eficiência, AMD, IMD e DEMD do ^{241}Am para cada geometria de medição.

Distância da fonte ao detector (cm)	Eficiência (cps/dps)	AMD (Bq)	IMD (Bq)	DEMD (mSv)
5	0.138	63.6	41570	1621
10	0.113	78.4	51252	1998
15	0.085	103.7	67823	2645
20	0.070	125.9	82337	3211

Os valores de eficiência em função da distância e seus respectivos valores de AMD, IMD e DEMD obtidos para o tempo de contagem de 5 minutos no sistema de detecção do Hospital Naval Marcílio Dias são apresentados na tabela 2.

Tabela 2. Eficiência, AMD, IMD e DEMD do ^{241}Am para cada geometria de medição.

Distância da fonte ao detector (cm)	Eficiência (cps/dps)	AMD (Bq)	IMD (Bq)	DEMD (mSv)
5	0.100	93,7	63235	2466
10	0.077	124,63	81546	3176
15	0.053	183,64	120027	4681
20	0.039	125.9	161332	6291

Nos dois hospitais, para o tempo de contagem de 5 minutos, nas quatro geometrias de medição, a DEMD ficou acima de 1000 mSv.

O Report No. 161 do National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP, 2008) define o CDG como a quantidade de atividade incorporada que justifica tratamentos médicos de decorporação e outros, para redução dos efeitos estocásticos e determinísticos.

Visando aumentar a sensibilidade da técnica, foi realizado o cálculo do tempo de contagem da amostra que seria necessário para alcançar o nível de dose relacionado ao Clinical Decision Guide (CDG corresponde ao nível de dose mínimo para que haja intervenção médica em uma contaminação interna por radionuclídeo) de 250 mSv, que é o CDG para atividades incorporadas de ^{241}Am em uma situação de emergência com base nas amostras de bioanálise de urina (REIS, 2016).

Utilizando os valores de BG obtidos no HFAG (tabela 3) e no HNMD (tabela 4) e extrapolando-se para tempos maiores de contagem de BG, foi possível estimar o tempo mínimo em que seria possível alcançar a sensibilidade necessária para medir atividades que resultassem em doses no limite do CDG de 250 mSv.

Tabela 3. Valores de BG, AMD, IMD e DEMD calculadas para o ^{241}Am com o fator de calibração específico para vários tempos de contagem no HFAG.

Tempo	BG	AMD (Bq)	IMD (kBq)	DEMD (mSv)
5 min	41818	63.60	41,6	1630,0
20 min	167271	31.80	20,8	813,0
1h	501814	18.36	12,0	469,0
4h	2007254	9.18	6,0	235,0
12h	6021763	5.30	3,5	135,0
24h	12043526	3.74	2,4	95,8
36h	18065290	3.06	2,0	78,2
48h	24087053	2.65	1,7	67,7
60h	30108816	2.37	1,5	60,6
72h	36130752	2.16	1,4	55,3

Tabela 4. Valores de BG, AMD, IMD e DEMD calculadas para o ^{241}Am com o fator de calibração específico para vários tempos de contagem no HNMD.

Tempo	BG	AMD (Bq)	IMD (kBq)	DEMD (mSv)
5 min	39287	85.32	55,7	2175
20 min	157148	42.66	27,8	1087
1h	471444	24.63	16,1	628
7h	3300108	9.31	6,1	237
12h	5657328	7.11	4,7	181
24h	11314656	5.03	3,3	128
36h	16971984	4.11	2,7	105
48h	22629312	3.56	2,3	91
60h	28286640	3.18	2,1	81
72h	33943968	2.90	1,9	74

3.4. Discussão

Uma vez que detetores a base de cristais de NaI, como os utilizados em Gama Câmaras, não detectam as emissões alfa, o método considerado padrão-ouro de avaliação deste tipo de radionuclídeos, p. exemplo, o ^{241}Am em amostras de urina, consiste na separação radioquímica e posterior medição da amostra eletrodepositada utilizando detector tipo barreira de superfície. Entretanto, esta metodologia consome cerca de 7 dias para obtenção dos resultado da monitoração individual de uma pessoa com suspeita de incorporação de ^{241}Am . Considera-se que, para fins de triagem, este pode ser um tempo excessivamente longo em uma resposta a emergência, onde são necessários resultados rápidos e confiáveis a fim de embasar tomadas de decisão imediatas relacionadas à saúde dos indivíduos envolvidos.

Com base nas estimativas de tempo de contagem e sua relação com o BG e AMD para o ^{241}Am , verifica-se que na geometria de 5 cm de distância da fonte ao detector, a partir de 4 horas de tempo de contagem, é possível alcançar sensibilidade de 235 mSv, ou seja, abaixo do CDG de 250 mSv, no HFAG.

No caso sistema de detecção disponível no HNMD, a partir de 7 horas de tempo de contagem é possível alcançar a sensibilidade de 237 mSv, também abaixo do CDG de 250 mSv, considerado adequado para triagem em situações de emergência. Destaca-se o fato de que estes tempos são uma fração do tempo necessário para a realização da metodologia padrão via separação radioquímica.

4. CONCLUSÕES

No HFAG foi estimado que em 4 horas de tempo de contagem, é possível alcançar sensibilidade de 235 mSv, valor abaixo do CDG de 250 mSv, sendo considerado adequado para triagem em situações de emergência. No HNMD foi estimado que com 7h de tempo de contagem é possível alcançar 237 mSv de sensibilidade, também abaixo do CDG de 250 mSv. Esses tempos de contagem são menores do que o tempo necessário para avaliação da incorporação utilizando a técnica por espectrometria alfa para determinação de ^{241}Am , que leva cerca de 7 dias.

Portanto, os sistemas de detecção são considerados adequados para avaliação de incorporação de ^{241}Am em situações de emergência a fim de triagem da população.

7. REFERÊNCIAS

Bertelli L, Melo D.R., Lipsztein J., Cruz-Suarez R., “AIDE: Internal Dosimetry Software”, Radiation Protection Dosimetry, 130(3): 358–367, (2008)

Centers for Disease Control and Prevention (CDC). Using Gamma Cameras to Assess Internal Contamination from Intakes of Radioisotopes. (2010)

DEGENHARDT, A. L. DANTAS, A L. SOUSA, W DE O. DANTAS, B. M. Calibration of gamma cameras for the Evaluation of Accidental Intakes of high-energy photon emitting Radionuclides by humans based on Urine Samples. Brazilian Journal of Radiation Sciences, v. 6, p. 01-08. (2018)

ERBE, Âmilie Louize Degenhardt. DANTAS, Ana Letícia. SOUSA, Wanderson de Oliveira. DANTAS, Bernardo Maranhão. Use of gamma cameras for individual monitoring of photon emitting radionuclides based on urine samples in emergency situations. Radiation Protection and Dosimetry, Vol. 171. (2020)

LI. C, ANSARI. A, ETHERINGTON. G, JOURDAIN. JR, KUKHTA. B, KURIHARA. O, LOPEZ. MA, MÉNÉTRIER. F, ALVES DOS REIS A., SOLOMON. S, ZHANG. J, CARR. Z.,. Managing Internal Radiation Contamination Following an Emergency: Identification of Gaps and Priorities. Radiat Prot Dosimetry. Sep;171(1):78-84, 2016.

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides. Safety Report Series No. RS-G-1.2, Vienna. (1999)

ORGANIZAÇÃO MUNDIAL DA SAÚDE – disponível em < https://www.who.int/health-topics/radiation-emergencies#tab=tab_1>, acesso em 17 de julho de 2020.

REIS, A. A. BERTELLI, L. SOUSA, W DE O. Evaluation of Reference Urinary Excretion Concentrations of Selected Radionuclides Corresponding to Clinical Decision Guides for Application in Radiological and in Nuclear Emergencies. Radiation Protection Dosimetry, Vol. 175, No. 1, pp 134-148. (2017)