



Calibração de um sistema portátil para bioanálise de amostras de urina em situações de emergência

Erbe^a A.L.D., Dantas^a A.L., Souza^a W.O., Dantas^a B.M.

^a Instituto de Radioproteção e Dosimetria, 22783-116, Av. Salvador Allende s/n
amidegenhardt@gmail.com

RESUMO

A bioanálise *in vitro* é utilizada para monitoração interna da exposição em situações de rotina e emergência. Este trabalho descreve a calibração de um sistema de detecção portátil para medição de radionuclídeos em amostras de urina utilizando-se fonte líquida padrão de ¹⁵²Eu na geometria de 1L. A sensibilidade do sistema foi avaliada com base na dose efetiva mínima detetável para ¹⁰³Ru, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs e ⁶⁰Co, utilizando-se o software AIDE e supondo o cenário de incorporação. Exceto para o ¹⁰⁶Ru, o sistema apresentou sensibilidade suficiente para medir atividades decorrentes de incorporações que resultem em doses efetivas abaixo de 1 mSv.

Keywords: monitoração interna, bioanálise de urina, resposta a emergência.

ABSTRACT

In vitro bioassay is used for internal monitoring of the exposure in routine and emergency situations. This work describes de calibration of a portable detection system for the measurement of radionuclides in urine samples using a liquid standard source of ¹⁵²Eu in 1 L geometry. System sensitivity was evaluated based on the minimum detectable effective dose for ¹⁰³Ru, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs e ⁶⁰Co using AIDE software and considering a scenario of intake by inhalation. Except for ¹⁰⁶Ru, the system presented enough sensitivity to measure activities excreted as a result of intakes which result in effective doses below 1 mSv.

Keywords: internal monitoring, urine bioassay, prompt response to emergency.

1. INTRODUÇÃO

Materiais radiativos são amplamente utilizados na indústria, medicina, pesquisa e ensino, e até mesmo em produtos à venda diretamente para o público em geral [1]. Eles são utilizados para radiografia industrial, esterilização de materiais, radioterapia, medicina nuclear e detectores de fumaça. Fontes que tenham sido roubadas ou perdidas em laboratórios, indústrias ou no seu transporte, podem dar origem a acidentes radiológicos [1].

Em situações de acidentes radiológicos e nucleares, existe o risco de incorporação de radionuclídeos por indivíduos da população, tornando as monitorações interna e externa elementos essenciais em uma resposta a emergência [2]. As ações de remediação nestes casos inclui monitoração ambiental e individual, e permite a classificação do acidente, direciona decisões e ações de intervenção com base em níveis operacionais de intervenção (OIL), previne a disseminação da 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, e confirma eficácia das medidas remediadoras e procedimentos de descontaminação [3].

A monitoração interna em situações de emergência difere da monitoração ocupacional de rotina, pois requer resultados rápidos e capacidade de atender locais distantes e de difícil acesso.

Este trabalho descreve a calibração e avaliação da sensibilidade de um sistema portátil de monitoração interna disponível no Laboratório de Monitoração *in vivo* do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (LABMIV-IRD), destinado à medição de emissores gama de alta energia em amostras de urina para utilização em missões de pronta resposta a situações de emergência.

2. MATERIAIS E METODOS

2.1. Materiais utilizados

Os materiais utilizados neste trabalho estão disponíveis no IRD, e consistem no seguinte:

- Detetor cintilador NaI(Tl) 3x3 da marca CANBERRA®, modelo 802, com a Base Universal para tubo MCA modelo Osprey™ ;
- Frasco de polietileno de 1L contendo solução-padrão de ^{152}Eu diluída em meio ácido (HNO_3 a $0,1 \text{ mol.L}^{-1}$), fornecida pelo Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI/ IRD), com atividade de 8448 Bq em 13/07/2017;
- Frasco de polietileno de 1L preenchido com água destilada para contagem da radiação de fundo;
- Fonte puntiforme de ^{152}Eu com atividade de 121730 Bq em 28/12/2000, para calibração em Canal x Energia;
- Software AIDE, versão 6.0 disponível no LABMIV/IRD, para cálculos de estimativa de dose.

2.2. Metodologia

Primeiramente foi realizada a calibração em “canal vs energia” utilizando-se uma fonte puntiforme de ^{152}Eu . Este tipo de calibração relaciona os valores das energias fótons mais intensos do ^{152}Eu (121,8 keV, 244,7 keV, 344,3 keV, 778,9 keV, 1112,1 keV e 1408,0 keV) com os respectivos canais dos fotopicos.

Em seguida, foi realizada a calibração em eficiência do sistema de detecção consiste na obtenção de uma curva “Eficiência x Energia” para a geometria específica de interesse, neste caso, Frasco de 1 L.

Posteriormente são calculadas as atividades mínimas detectáveis e doses efetivas mínimas detectáveis para radionuclídeos de interesse na geometria de medição.

Cinco medidas consecutivas de 600 segundos foram realizadas com o detetor colimado (distância do topo do frasco ao detetor = 2,5 cm). As contagens foram registradas em cinco regiões

de interesse correspondentes aos fótons de 121,78 keV, 244,7 keV, 344,3 keV, 778,9 e 964,10 keV do ^{152}Eu . A eficiência de detecção em cada ROI foi calculada da seguinte forma:

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

onde E_f é a eficiência de detecção no ROI do fóton de interesse; C é o total de contagens no ROI; T é o tempo de contagem (s); A é a atividade da fonte padrão de ^{152}Eu (Bq) e I_g é a intensidade de emissão gama na energia medida.

Para a avaliação a sensibilidade da técnica, foram selecionados cinco radionuclídeos de interesse para monitoração interna em caso de um acidente nuclear: ^{103}Ru , ^{106}Ru , ^{134}Cs , ^{137}Cs e ^{60}Co . A partir da curva “Eficiência x Energia”, foram calculadas as eficiências de detecção para as respectivas energias gama e as Atividades Mínimas Detectáveis (MDA) para cada radionuclídeo.

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

onde AMD é a Atividade Mínima Detetável (Bq); N é o total de contagens do BG na ROI em 300 segundos; E_f é a eficiência de detecção (cps/dps), T é o tempo de contagem e I_g é a intensidade de emissão gama na energia medida.

Seguindo as recomendações da publicação AIEA RSG 1-2 (AIEA, 1999), o software AIDE foi utilizado para calcular a atividade presente na urina de 24 horas resultante de inalação única de 1 Bq de ^{103}Ru , ^{106}Ru e ^{60}Co na forma de particulados com AMAD = 1 μm e Classe de solubilidade no trato respiratório tipo M.

O cenário utilizado para o ^{134}Cs e ^{137}Cs foi inalação única, AMAD = 1 μm , absorção tipo F. Com base nas frações de excreção “ $m(t)$ ” fornecidas pelo software, foi calculada a Incorporação Mínima Detetável para esses radionuclídeos, supondo que a atividade medida na urina é igual à AMD da técnica.

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

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

Usando o valor de IMD e o coeficiente de dose dado pelo software AIDE, calculou-se a dose efetiva detetável mínima para os radionuclídeos de interesse.

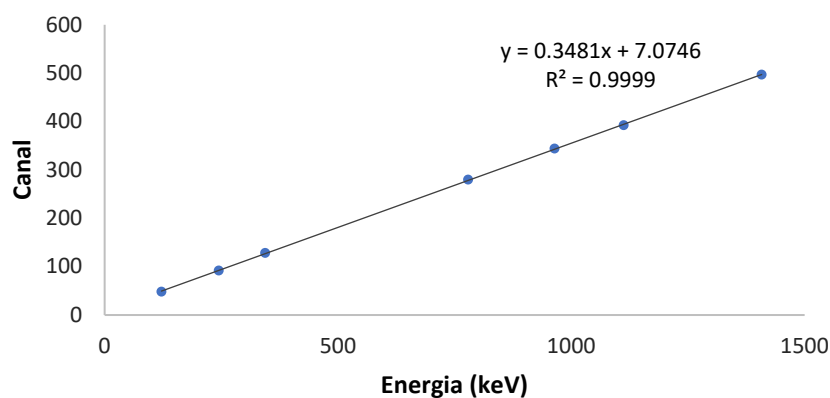
$$\text{DEMD} = \text{IMD} * e(50) \quad (4)$$

Onde DEMD é a dose efetiva comprometida mínima detetável (mSv) e $e(50)$ é o fator de dose efetiva comprometida (mSv/Bq).

3. RESULTADOS E DISCUSSÃO

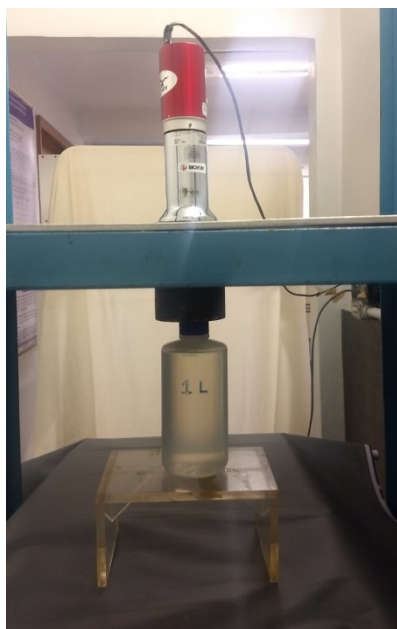
A figura 1 apresenta a curva de calibração “Canal vs energia” obtida com fonte padrão de ^{152}Eu . O ajuste foi realizado pelo software do multicanal.

Figura 1: Curva de calibração “Canal vs energia” do detetorr cintilador NaI(Tl)3x3 CANBERRA 802.



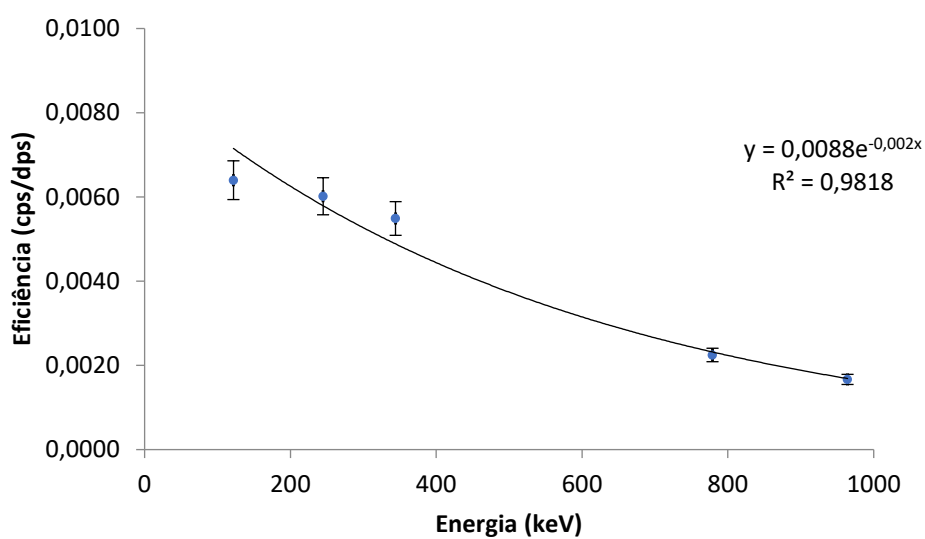
A geometria de medição do frasco de 1L está demonstrado na figura 2.

Figura 2 : Geometria de medição do amostra líquida em frasco de 1L com detetor NaI(Tl) 3x3.



Foram calculadas as eficiências de detecção para as 5 energias de emissão gama do ^{152}Eu . A curva de eficiência vs. energia é apresentada na figura 3.

Figura 3 : Curva de eficiência vs energia do detetorr NaI(Tl)3x3 colimado para a geometria de frasco de 1L.



A tabela 1 mostra as incertezas respectivas à eficiência em cada energia das ROI, que foram estimadas considerando a incerteza da atividade da fonte, cerca de 3,6 %, e a incerteza da contagem líquida.

Tabela 1: Incertezas da eficiência em cada RDI

| .Energia | Eficiência | Incerteza | % |
|----------|------------|-----------|------|
| 121,78 | 0,0064 | ± 0,00023 | 3,60 |
| 244,7 | 0,0060 | ± 0,00022 | 3,66 |
| 344,28 | 0,0055 | ± 0,00020 | 3,64 |
| 778,9 | 0,0022 | ± 0,00008 | 3,56 |
| 964,1 | 0,0017 | ± 0,00006 | 3,60 |

A tabela 2 relaciona os radionuclídeos de interesse e suas respectivas energias de emissão gama.

Tabela 2: Energias de emissão gama dos radionuclídeos de interesse.

| Radionuclideo | Energia (kev) |
|-------------------|---------------|
| ¹⁰⁶ Ru | 155,03 |
| ¹⁰³ Ru | 497,1 |
| ¹³⁴ Cs | 604,7 |
| ¹³⁷ Cs | 661,6 |
| ⁶⁰ Co | 1173,3 |

As AMDs para cada radionuclídeo de interesse se encontram na tabela 3.

Tabela 3: AMD para cada radionuclídeo de interesse.

| Radionuclídeo | AMD (Bq) |
|-------------------|----------|
| ^{106}Ru | 1810 |
| ^{103}Ru | 475 |
| ^{134}Cs | 484 |
| ^{137}Cs | 535 |
| ^{60}Co | 819 |

O ^{106}Ru apresentou o mais elevado valor de AMD. Isso pode ser explicado pela sua baixa intensidade de emissão gama, cerca de 15 %, e pela elevada radiação de fundo na sua RDI, em relação aos demais radionuclídeos avaliados. Isto torna necessária a presença de maior atividade de ^{106}Ru na amostra de maneira que seja possível sua identificação e quantificação.

A tabela 4 fornece os valores de $m(t)$, obtidos com auxílio do Software AIDE, de acordo com o cenário de incorporação simulado, IMD calculado com base no valor de AMD para cada radionuclídeo de interesse, $e(50)$ (também fornecido pelo AIDE de acordo com o cenário de incorporação) e a DEMD calculada com base na IMD e $e(50)$ para a geometria de medição.

Tabela 4 : Valores de $m(t)$, IMD, $e(50)$ e DEMD para cada radionuclídeo de interesse.

| Radionuclídeo | $m(t)$ (Bq/Bq) | IMD(Bq) | $e(50)$ (mSv/Bq) | DEMD (mSv) |
|-------------------|-----------------------|---------------------|-----------------------|------------|
| ^{106}Ru | $4,02 \times 10^{-3}$ | $45,55 \times 10^5$ | $2,60 \times 10^{-5}$ | 11,7 |
| ^{103}Ru | $3,96 \times 10^{-3}$ | $88,44 \times 10^3$ | $2,26 \times 10^{-6}$ | 0,3 |
| ^{134}Cs | $4,05 \times 10^{-3}$ | $81,19 \times 10^3$ | $6,80 \times 10^{-6}$ | 0,8 |
| ^{137}Cs | $5,71 \times 10^{-3}$ | $62,61 \times 10^3$ | $4,80 \times 10^{-6}$ | 0,4 |
| ^{60}Co | $7,75 \times 10^{-3}$ | $10,97 \times 10^4$ | $9,15 \times 10^{-6}$ | 1,0 |

Para os radionuclídeos ^{103}Ru , ^{134}Cs , ^{137}Cs e ^{60}Co , o sistema se mostrou sensível para avaliação de incorporação que resultem em doses efetivas comprometidas abaixo ou igual a 1 mSv. No caso do ^{106}Ru , o valor de DEMD foi de 11,8 mSv. Isso pode ser relacionado às características de emissão de fótons, conforme discutido anteriormente.

4. CONCLUSÕES

Com base nos resultados obtidos é possível concluir que o sistema de detecção avaliado possui sensibilidade suficiente para avaliação de incorporações que resultem em doses efetivas comprometidas abaixo ou igual 1 mSv para os radionuclídeos ^{103}Ru , ^{134}Cs , ^{137}Cs e ^{60}Co . Para o radionuclídeo ^{106}Ru a dose efetiva mínima detetável alcançada, nas condições de geometria de detecção e tempo de contagem, foi de 11,8 mSv. Este resultado, entretanto, não inviabiliza a utilização da técnica para avaliação de incorporações em situações de acidente.

REFERÊNCIAS

- [1] IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Generic Procedures for Assessment and Response during a Radiological Emergency**, IAEA-TECDOC-1162, Vienna (2000).
- [2] 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.
- [3] IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides**. Safety Report Series No. RS-G-1.2, Vienna, 1999.