

# Calibração de Gama Câmara para Utilização em Programa de Monitoração Interna de IOEs Expostos a $^{131}\text{I}$ em um Serviço de Medicina Nuclear

## Calibration of Gamma Camera for Use in Internal Monitoring Program for Workers Occupationally Exposed by $^{131}\text{I}$ in a Nuclear Medicine Service

Salomão M. Oliveira<sup>1</sup>, Cassio M. Oliveira<sup>2</sup>, Melissa F. L. Leite<sup>3</sup>, Bianca M. dos Santos<sup>3</sup>, Ana Letícia A. Dantas<sup>1</sup>, Bernardo M. Dantas<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio de Janeiro, Brasil

<sup>2</sup>Departamento de Diagnóstico por Imagem - Escola Paulista de Medicina da UNIFESP, São Paulo, Brasil

<sup>3</sup>Hospital Universitário da Universidade Federal de São Paulo, São Paulo, Brasil

### Resumo

O  $^{131}\text{I}$  é um dos radionuclídeos mais utilizados na prática de medicina nuclear. É aplicado tanto em procedimentos diagnósticos quanto terapêuticos, pratica esta que representa um risco de incorporação deste radionuclídeo. A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) recomenda a implementação de programas de monitoração interna em trabalhadores potencialmente expostos a doses anuais maiores que 1 mSv devido à incorporação de  $^{131}\text{I}$ , como, por exemplo, trabalhadores que manipulam  $^{131}\text{I}$  para terapia. A Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) estabelece que trabalhadores potencialmente expostos a doses anuais maiores que 1 mSv devido à incorporação de  $^{131}\text{I}$  devam ser submetidos a um programa de monitoração interna de rotina. Entretanto, no Brasil existem apenas cinco laboratórios capacitados a prestar serviços de monitoração interna e caso a exigência de monitoração interna dos trabalhadores fosse aplicada pela CNEN, os laboratórios não teriam como atender a toda possível demanda por monitoração interna, além de que geraria um custo elevado para os Serviços de Medicina Nuclear (SMN). Este trabalho utilizou uma metodologia simples e de baixo custo para calibração da gama câmara para utilização em um programa de monitoração interna in vivo de rotina de  $^{131}\text{I}$ . As técnicas de calibração realizadas neste trabalho mostraram-se de fácil e rápida execução, além de permitir a implantação de um programa de monitoração interna de rotina conduzido pelo próprio SMN, o que permite cumprir ao requisito de monitoração interna de  $^{131}\text{I}$  exigido pela CNEN sem custos adicionais significativos.

**Palavras-chave:** proteção radiológica; medicina nuclear; monitoração interna; iodo 131.

### Abstract

$^{131}\text{I}$  is one of the most used radionuclides in the practice of nuclear medicine, it is used for both diagnostic and therapy purposes, a practice that represents a risk of incorporation by this radionuclide. The International Atomic Energy Agency (IAEA) recommends the implementation of an internal monitoring program on workers potentially exposed to annual effective doses higher than 1 mSv, as for example, those who handle  $^{131}\text{I}$  for therapy. The Brazilian Nuclear Energy Commission (CNEN) establishes that workers potentially exposed to annual doses greater than 1 mSv due to the incorporation of  $^{131}\text{I}$  must be submitted to a routine internal monitoring program. In Brazil there are available only five laboratories qualified to provide internal monitoring services. This scenario turns impossible to attend all possible demand of internal monitoring if such regulation were applied by CNEN, besides that it would generate a high cost for the Nuclear Medicine Services (NMS). This work used a simple and low cost methodology for calibration of a gamma camera to be used in an in vivo routine internal monitoring program of  $^{131}\text{I}$ . The calibration techniques carried out in this work proved to be easy and quick to be performed, in addition to providing the possibility of carrying out a routine internal monitoring program in the SMN itself, which allows complying the internal monitoring requirement of  $^{131}\text{I}$  required by CNEN without significant additional costs.

**Keywords:** radiation protection; nuclear medicine; internal monitoring; iodine 131.

### 1. Introdução

De acordo com as informações disponíveis na página eletrônica da Comissão Nacional de energia Nuclear (CNEN), existem aproximadamente 470 instalações autorizadas na prática de Medicina Nuclear em todo o Brasil (1), o que resulta em um número significativo de Indivíduo Ocupacionalmente Exposto (IOE) que manipulam, rotineiramente, uma grande variedade de radionuclídeos na forma de fontes não seladas. Essa manipulação de radionuclídeos submete os IOEs a exposições radioativas ocupacionais. Embora exista um consenso de que a exposição externa é

predominante nesta prática, exposições internas podem ocorrer simultaneamente às exposições externas. Dependendo das características do radionuclídeo e das condições de manipulação, as exposições internas podem ocorrer através da incorporação de material radioativo via inalação, ingestão ou absorção na pele.

Um Serviço de Medicina Nuclear (SMN) licenciado deve implementar um Programa de Proteção Radiológica (PPR) que mantenha as exposições à radiação tão baixas quanto razoavelmente exequíveis (2). Como parte do programa, o SMN deve avaliar os riscos de exposições externa e

interna dos IOEs e então implementar um programa de monitoração individual adequado à instalação. A monitoração das exposições individuais é parte fundamental do PPR de um SMN e tem como objetivo manter o controle sobre as doses de radiação recebidas e servir como base para ações de otimização das exposições ocupacionais.

A monitoração das exposições ocupacionais externas em medicina nuclear é obrigatória e é realizada através de dosímetros individuais de tórax, para estimativa de dose efetiva, e por dosímetros de extremidades, quando aplicável, para a avaliação de doses equivalentes nas mãos. Entretanto, a implementação de monitoração das exposições internas deve ser avaliada caso a caso. Dependendo do cenário e baseado em critérios internacionais de avaliação, torna-se necessário que os trabalhadores sejam monitorados de forma individual e periódica, visando manter o controle sobre as doses internas (3).

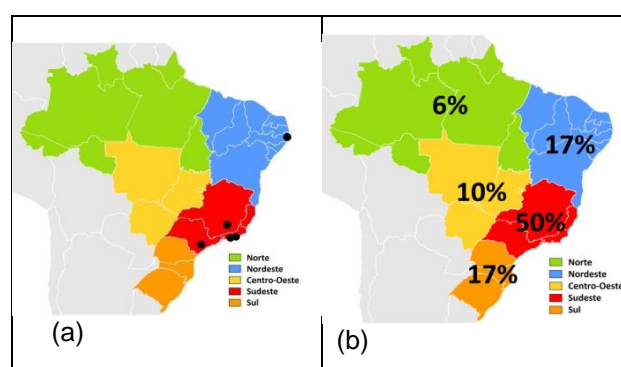
A avaliação da exposição ocupacional interna requer o uso de metodologias específicas que permitem identificar e quantificar a incorporação e estimar as doses efetivas comprometidas dos trabalhadores (3). Cabe ao Supervisor de Proteção Radiológica (SPR) da instalação, assegurar a aplicação do PPR e, baseado nos resultados das monitorações, orientar a implementação das medidas necessárias para a otimização dos níveis de exposição (4). Deve-se ressaltar também que a manutenção de níveis de segurança elevados depende da ação conjunta e participativa entre o SPR e os trabalhadores da instalação (2).

Em SMNs que, em sua operação de rotina, ofereçam riscos de incorporação de radionuclídeos, medidas para estimar a quantidade de material radioativo incorporado, como a implementação de técnicas de monitoração interna, por exemplo, devem ser estabelecidas, bem como inclusas no PPR da instalação. Tais medidas devem garantir que incorporações significativas de radionuclídeos sejam detectadas, servindo então como base para tomada de ações de proteção radiológica. O objetivo é que incorporações de atividades que possam resultar em doses internas significativas, em relação aos limites de dose aplicados, não ocorram.

Dentre os radionuclídeos mais utilizados em medicina nuclear, o  $^{131}\text{I}$ , em termos de proteção radiológica, merece destaque por ser incolor, volátil, além de ser manipulado em altas atividades para terapias, o que aumenta significativamente o seu risco de incorporação através da inalação (5). Além disso, o  $^{131}\text{I}$  possui o mais alto coeficiente de dose por atividade incorporada (mSv/MBq) dentre os radionuclídeos mais utilizados em SMNs (6). Este cenário implica que os profissionais da área médica que manipulam fontes abertas de  $^{131}\text{I}$  para fins de terapia são aqueles sujeitos aos maiores riscos de incorporação e, conseqüente, à exposição interna.

A Posição Regulatória 3.01/005 da CNEN (7) estabelece que o critério para determinar a necessidade de implantação de planos de monitoração tem como base o Safety Guide

RS-G 1.2 da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) (8). Este critério sugere a implantação de programas de monitoração interna de trabalhadores sujeitos ao risco de exposição a doses efetivas anuais superiores a 1 mSv. A sua aplicação direta levaria à exigência de realização rotineira de monitoração interna em todos os trabalhadores que manipulam  $^{131}\text{I}$  em Serviços de Medicina Nuclear (SMN), criando uma grande demanda por serviços de monitoração interna (9). Ocorre que no Brasil existem atualmente apenas cinco laboratórios capacitados a prestar serviços de monitoração *in vivo* (10), sendo que quatro destes estão localizados na região sudeste e um na região nordeste. A Figura 1 ilustra a distribuição regional dos laboratórios de monitoração interna *in vivo* e a proporção aproximada dos serviços autorizados na prática de medicina nuclear no Brasil (1).



**Figura 1.** (a) Distribuição geográfica dos laboratórios de dosimetria interna *in vivo* no Brasil; (b) Distribuição geográfica dos serviços de medicina nuclear no Brasil.

A baixa oferta de serviços de monitoração interna e distribuição irregular dos laboratórios disponíveis acarretaria um elevado custo aos serviços de medicina nuclear, caso fosse aplicada pela CNEN a exigência de implantação de programas de monitoração interna, de acordo com o estabelecido nas normas de radioproteção vigentes. Além disso, os laboratórios de dosimetria interna teriam dificuldade em atender a toda demanda de trabalhadores expostos a fontes abertas de  $^{131}\text{I}$ .

Os laboratórios de monitoração interna *in vivo* disponíveis atualmente são:

- Laboratório de Monitoração *In Vivo*, do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (LABMIV/IRD) – Rio de Janeiro, RJ.
- Contador de Corpo Inteiro (CCI/Eletronuclear) – Angra dos Reis, RJ.
- Laboratório de Monitoração *In Vivo*, do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (LMIV/IPEN) – São Paulo, SP.
- Laboratório de Dosimetria Interna, do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (LDI/CDTN) – Belo Horizonte, MG.
- Laboratório de Dosimetria Interna *In Vivo*, do Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste (LDIV/CRCN-NE) – Recife, PE.

Deve-se ressaltar que, além da pouca disponibilidade, atualmente apenas o LABMIV do IRD presta serviços a clientes externos à instituição

onde se localiza (11), o que tornaria ainda mais inviável a realização das monitorações.

Diante deste cenário, o IRD desenvolveu métodos que propõem a utilização de detectores e equipamentos disponíveis nos próprios SMNs, como gama câmaras, sondas de captação e monitores de contaminação de superfície, para servir como alternativas simples e economicamente viáveis para a monitoração interna de profissionais que manipulam fontes abertas de  $^{131}\text{I}$  (12,13,14,15).

Com as alternativas de monitoração interna de  $^{131}\text{I}$  *in loco* disponíveis, o serviço de medicina nuclear do Hospital Universitário da Universidade Federal de São Paulo (HU-UNIFESP) realizou a calibração de sua gama câmara para esta finalidade.

## 2. Materiais e Métodos

### 2.1. Materiais

#### 2.1.1. Simulador de Tireoide-Pescoço

Para a realização da calibração da gama câmara para a monitoração interna de  $^{131}\text{I}$ , utilizou-se um simulador de tireoide-pescoço (Figura 2) com uma atividade conhecida de  $^{133}\text{Ba}$ . O simulador utilizado neste estudo foi desenvolvido no LABMIV do IRD (10). O mesmo consiste numa peça de papel de filtro recortado no tamanho e formato da tireoide humana, impregnada uniformemente com uma solução-padrão de  $^{133}\text{Ba}$  certificada pelo LNMRI do IRD. Esta peça é selada com adesivo plástico, fixada em um suporte de acrílico e posicionada em um bloco de poliuretano cilíndrico com características tecido-equivalentes, representando um pescoço humano.



Figura 2. Simulador de tireoide-pescoço desenvolvido no LABMIV, do IRD.

O simulador de tireoide-pescoço utilizado para a calibração dos equipamentos avaliados neste estudo possui uma fonte radioativa de  $^{133}\text{Ba}$ , que foi confeccionada pelo IRD em 28 de abril de 2004 com atividade inicial de  $29771 \text{ Bq} \pm 0,72\%$ .

#### 2.1.2 Gama Câmara

A gama câmara utilizada neste trabalho foi a Siemens Symbia, modelo SPECT com detectores baseados em cristais de iodeto de sódio (Figura 3).



Figura 3. Gama Câmara Siemens Symbia do HU-UNIFESP.

Os materiais que foram utilizados neste trabalho são de posse do serviço de medicina nuclear do HU-UNIFESP e do IRD. Fato que merece destaque porque, além de simplificar a realização da calibração, não acarretou custos significativos com a aquisição de novos equipamentos para a realização do trabalho.

### 2.2. Métodos

#### 2.2.1. Calibração do Sistema de Detecção

Para a calibração dos sistemas de detecção, utilizou-se o simulador de tireoide-pescoço contendo atividade de  $^{133}\text{Ba}$  conhecida e corrigida, considerando a data original de calibração da fonte utilizada para a produção do simulador e a data da calibração do equipamento. Outro simulador idêntico de tireoide-pescoço, inerte, é utilizado para a determinação da radiação de fundo (BG). O procedimento de calibração é realizado de acordo com as seguintes etapas:

##### 2.2.1.1: Cálculo da Atividade Equivalente de $^{131}\text{I}$

O cálculo da atividade equivalente de  $^{131}\text{I}$ , em becquerel (Bq), baseia-se na coincidência das faixas de energia por emissão gama provenientes do  $^{133}\text{Ba}$  e  $^{131}\text{I}$  (Tabela 1). Considerando que o  $^{131}\text{I}$  emite fótons com energias próximas às do  $^{133}\text{Ba}$ , supõe-se que a eficiência de detecção para  $^{133}\text{Ba}$  seja equivalente à do  $^{131}\text{I}$ . Além disso, a meia-vida do  $^{133}\text{Ba}$  (10,74 anos) é muito superior à do  $^{131}\text{I}$  (8,04 dias) (16), o que constitui uma grande vantagem ao uso do  $^{133}\text{Ba}$  em relação ao  $^{131}\text{I}$ , permitindo maior flexibilidade de tempo para completar os procedimentos de calibração sem a necessidade de correção e decaimento ao longo do processo.

Substituindo a intensidade de emissão gama pelos respectivos valores apresentados na Tabela 1, a atividade equivalente pode ser calculada através da seguinte equação 1.

Tabela 1. Energias e intensidades de emissão dos fótons de  $^{133}\text{Ba}$  e  $^{131}\text{I}$  (16).

Energias $\gamma$ $^{133}\text{Ba}$ (keV)	Intensidade de emissão $\gamma$
276,39	0,071
302,85	0,183
<b>356,01</b>	<b>0,620</b>
383,85	0,089
Energias $\gamma$ $^{131}\text{I}$ (keV)	Intensidade de emissão $\gamma$
284,30	0,061
<b>364,48</b>	<b>0,817</b>

$$AEq \text{ } ^{131}\text{I}_{Bq} = A \text{ } (^{133}\text{Ba}) \times \frac{\Sigma (\gamma \text{ } ^{133}\text{Ba})}{\Sigma (\gamma \text{ } ^{131}\text{I})} \quad (1)$$

Em que:

$AEq \text{ } ^{131}\text{I}$  = Atividade equivalente de  $^{131}\text{I}$ .

$A \text{ } (^{133}\text{Ba})$  = Atividade de  $^{133}\text{Ba}$  (Bq) presente no simulador.

$\Sigma (\gamma \text{ } ^{133}\text{Ba})$  = Somatório das intensidades de emissão gama do  $^{133}\text{Ba}$ .

$\Sigma (\gamma \text{ } ^{131}\text{I})$  = Somatório das intensidades de emissão gama do  $^{131}\text{I}$ .

#### 2.2.1.2. Determinação da Geometria de Calibração

A geometria padrão de calibração consiste no posicionamento do simulador de tireoide-pescoço frente à região sensível do detetor da gama câmara. A sensibilidade do equipamento para o método proposto aumenta conforme a diminuição da distância entre o detetor e a fonte (simulador) no processo de calibração, tendo como resultado o aumento das estatísticas de contagens. No entanto, deve-se levar em consideração a proximidade do detetor em relação ao IOE, tendo em vista que a geometria de calibração deverá ser respeitada para os procedimentos de monitoração. A geometria de calibração deve permitir um posicionamento confortável para o indivíduo durante a monitoração e ter uma distância adequada para a realização do procedimento.

#### 2.2.1.3 Determinação do Tempo de Contagem

O tempo influencia diretamente na resposta do equipamento para os métodos propostos, sendo maior a sensibilidade conforme se aumenta o tempo de contagem. O tempo de contagem é definido de acordo com as características da rotina do SMN, preferencialmente para o menor tempo possível que demonstre aplicabilidade do método ao equipamento avaliado.

#### 2.2.1.4. Determinação do Fator de Calibração (FC)

A determinação do fator de calibração da técnica se dá através de posicionamento do simulador de tireoide-pescoço frente à região sensível do equipamento e registro das contagens realizadas. Para aumentar a sensibilidade da gama câmara ao método, a realização das contagens é realizada de modo intrínseco (sem a presença do colimador). O cálculo do fator de calibração é realizado de acordo com a seguinte equação:

$$FC_{cpm/Bq} = \frac{(\overline{Ctg} - \overline{BG})/T}{AEq} \quad (2)$$

Em que:

$\overline{Ctg}$  = Leitura média do número de contagens do simulador.

$\overline{BG}$  = Leitura média do número de contagens da radiação de fundo (background).

T = Tempo de contagem.

$AEq$  = Atividade equivalente de  $^{131}\text{I}$  presente no simulador de tireoide no momento da medição.

A expressão  $(\overline{Ctg} - \overline{BG})/T$  pode ser descrita como “contagens líquidas média por minuto”, bem como a expressão  $(Ctg - BG)/T$  pode ser descrita como “contagens líquidas por minuto”.

#### 2.2.2. Avaliação da Sensibilidade do Método

A avaliação da sensibilidade tem objetivo de descrever a capacidade que o equipamento avaliado tem de detetar atividades de um determinado radionuclídeo no corpo de um indivíduo e atribuir uma estimativa de dose interna referente à incorporação deste radionuclídeo. Esta avaliação se dá pela determinação da Atividade Mínima Detetável (AMD), Incorporação Mínima Detetável (IMD) e Dose Efetiva Mínima Detetável (DEMD).

##### 2.2.2.1. AMD

A AMD expressa a sensibilidade do sistema de detecção nas condições de calibração e medição, sendo uma função direta do background e inversa do fator de calibração, determinando o valor de atividade mais baixa de um radionuclídeo o qual o sistema é capaz de detetar. A AMD poder ser calculada de acordo com a seguinte equação (17):

$$AMD_{Bq} = \frac{4,65 \times \sqrt{BG}}{FC \times T} \quad (3)$$

Em que:

BG = Total de contagens do BG.

FC = Fator de calibração na geometria de tireoide (cpm/Bq).

T = Tempo de contagem.

##### 2.2.2.2. IMD

A IMD depende do tempo decorrido entre a incorporação e a monitoração e do cenário de exposição, o que inclui forma química, forma física (gás ou particulado), via de incorporação (inalação ou ingestão) do material radioativo. Este parâmetro está diretamente relacionado à AMD e representa a menor atividade incorporada pelo indivíduo exposto que o sistema é capaz de detetar depois de decorrido determinado tempo entre a incorporação e a monitoração in vivo. A IMD é calculada a partir da equação 4, considerando os cenários de incorporação única por inalação de  $^{131}\text{I}$  na forma elementar de gás.

$$IMD_{Bq} = AMD / m(t)_{ina} \quad (4)$$

Em que:

AMD = Atividade mínima detetável.

$m(t)_{ina}$  = Fração da incorporação do radionuclídeo, no corpo inteiro ou em um órgão específico, por inalação para o tempo “t” após a incorporação (Bq).

##### 2.2.2.3. DEMD

A DEMD expressa a sensibilidade de detecção para fins de estimativa de dose efetiva comprometida para situações de exposição única, avaliando a sensibilidade de aplicação do método

para monitorações especiais. É calculada pela equação:

$$DEM_{mSv} = IMD \times e(g)_{50\text{ ina}} \quad (5)$$

Em que:

IMD = Incorporação mínima detetável.

$e(g)_{50\text{ ina}}$  = Coeficiente de dose para incorporação de  $^{131}\text{I}$  via inalação, sendo estimada para o período de até 50 anos após a incorporação.

### 2.2.3. Avaliação da Aplicabilidade do Método:

A AIEA recomenda que a frequência de monitoração deva ser definida para que incorporações de atividades que correspondam em dose interna iguais ou maiores que 1 mSv ao ano sejam registradas (3), o que torna necessário a implementação de monitoração individual interna de rotina. Para tal, é necessário realizar uma projeção anual da dose efetiva comprometida considerando a sensibilidade do método e a frequência de monitoração adotada. A avaliação deve ser realizada adotando uma rotina realista em relação à rotina de manipulação de  $^{131}\text{I}$  no SMN. A avaliação da aplicabilidade será obtida através da seguinte equação:

$$\text{Sensibilidade Anual}_{mSv} = DEM \times n \quad (6)$$

Em que:

DEM = Dose Efetiva Mínima Detetável.

n = Número de monitorações previstas no período de 1 ano.

O parâmetro de avaliação para a aplicabilidade do método para monitoração ocupacional de rotina é a sensibilidade de detecção de atividades correspondentes à dose efetiva comprometida igual ou inferior a dose anual de 1 mSv (7).

## 3. Resultados

### 3.1. Calibração do Sistema de Detecção

#### 3.1.1. Determinação da Atividade Equivalente

A atividade contida no simulador foi corrigida em função do tempo decorrido entre a data de confecção da fonte-padrão e a data de calibração da gama câmara e posteriormente calculadas a atividade equivalente de  $^{131}\text{I}$  para a data de calibração da gama câmara.

**Tabela 2.** Parâmetros de calibração da gama câmara.

Data de Calibração	At. de $^{133}\text{Ba}$ Corrigida (Bq)	$\frac{\Sigma(\gamma^{133}\text{Ba})}{\Sigma(\gamma^{131}\text{I})}$	AEq $^{131}\text{I}$ (Bq)
20/09/19	11.015	1,097	12.081

#### 3.1.2. Determinação da Geometria de Calibração

A gama câmara possui detectores de grandes proporções geométricas, o que impossibilita a realização das medidas em distância fonte-detector muito curta, onde a sensibilidade ao método seria mais elevada. A distância de 12 cm entre o detector e o simulador de tireoide-pescoço, bem como entre o detector e o pescoço do IOE nas medidas de calibração e monitoração individual, foi considerada como geometria ideal para monitoração interna

utilizando gama câmaras. Esta geometria foi considerada como a menor distância razoavelmente aplicável, o que maximiza a sensibilidade do equipamento ao método, proporciona o conforto do indivíduo durante o processo de monitoração e garante a segurança em relação ao detector, a fim de evitar choques mecânicos (colisões) que possam trazer danos ao equipamento, além da sua facilidade de reprodução na rotina do SMN. Tanto o simulador quanto o pescoço dos indivíduos, na região onde se localiza a tireoide, foram centralizados ao campo de visão do detector durante os procedimentos de calibração. A Figura 4 ilustra a geometria adotada nos procedimentos de calibração e monitoração interna em um SMN utilizado como modelo, a mesma geometria foi utilizada para a calibração da gama câmara do SMN do HU-UNIFESP.



**Figura 4.** Representação da geometria adotada na calibração do sistema e sua reprodução em futuros procedimentos de monitoração.

### 3.1.3. Determinação do Tempo de Contagem

Tendo em vista que o método proposto tem o objetivo de fornecer uma metodologia de simples aplicação, o tempo de contagem foi definido em três minutos, tempo que além de demonstrar sensibilidade necessária da gama câmara ao método, não representa impacto significativo na rotina do SMN, não compete com a realização de exame de pacientes e simplifica a realização dos futuros procedimentos de monitoração.

### 3.1.4. Determinação do Fator de Calibração

As aquisições das imagens nos procedimentos de calibração foram realizadas no fotopico do  $^{131}\text{I}$ , que é de 365 keV, com janela de energia de  $\pm 10\%$ . Apenas o detector 1, posicionado mais próximo do simulador, foi utilizado na realização das medidas. A aquisição com apenas 1 dos detectores diminui a influência do BG nas medidas.

**Tabela 3.** Medidas realizadas e fator de calibração da gama câmara.

T (min)	Ctg	Ctg (BG)	Cpm	AEq $^{131}\text{I}$ (Bq)	FC (cpm/Bq)
3	77.878	23.196	18.227	12.081	1,509

T = tempo de contagem; Ctg = total de contagens do simulador; Ctg (BG) = total de contagens do BG; Cpm = contagens líquidas por minuto; AEq  $^{131}\text{I}$  = atividade equivalente de  $^{131}\text{I}$ ; e FC = fator de calibração.

## 3.2. Avaliação da Sensibilidade do Sistema

### 3.2.1. Atividade Mínima Detetável (AMD)

A AMD representa o valor mínimo de atividade do radionuclídeo que é detetável pela instrumentação utilizada no momento da monitoração. A partir da AMD é possível calcular a sensibilidade do

equipamento para estimativa de dose interna em um determinado cenário de incorporação. Aplicando-se a equação 3, foram obtidos os resultados demonstrados na Tabela 4.

**Tabela 4.** AMD da gama câmara.

Tempo de contagem (min)	$\sqrt{BG}$ (ctg)	FC (cpm/Bq)	AMD (Bq)
3	152	1,509	156

**3.2.2. Incorporação Mínima Detetável (IMD)**

A IMD é função da AMD e depende do cenário de exposição. A IMD é calculada a partir de frações de incorporação, que variam de acordo com o tempo decorrido entre a exposição e a monitoração. A biocinética do material radioativo descreve a sua distribuição no corpo humano, quando incorporado, levando em consideração a sua via de incorporação, suas características físicas e químicas, além das características fisiológicas de um indivíduo padronizado. Então, é possível determinar a meia-vida biológica do radionuclídeo, que estima o tempo de eliminação do material radioativo do corpo humano. A Tabela 5 apresenta os valores de fração de retenção de <sup>131</sup>I na tireoide de um indivíduo padrão, em função do tempo decorrido, desde 1 até 12 dias após a incorporação do radionuclídeo, em forma de gás, por inalação, que é o tipo de incorporação potencial mais relevante em medicina nuclear. Os valores apresentados na Tabela 5 foram gerados através da versão 6.0 do software Activity and Internal Dose Estimates – AIDE (18), com base no modelo biocinético do trato respiratório da ICRP 66 (19).

**Tabela 5.** Frações de retenção para incorporação de vapor de <sup>131</sup>I por inalação.

Frações de Retenção - m(t) (Bq/Bq)					
1 dia	2 dias	3 dias	4 dias	5 dias	6 dias
0,229	0,223	0,203	0,185	0,168	0,153
7 dias	8 dias	9 dias	10 dias	11 dias	12 dias
0,139	0,127	0,115	0,105	0,095	0,087

Foram avaliados os valores de IMD para 1 e 7 dias após a incorporação do radionuclídeo, o que permite verificar a implementação do método em situações nas quais o IOE manipula <sup>131</sup>I diariamente ou em situações onde o IOE manipula <sup>131</sup>I semanalmente no SMN.

**3.2.3. Dose Efetiva Mínima Detetável (DEMD)**

A DEMD também é uma função da AMD e da IMD, sendo estimada de acordo com o cenário de exposição através da multiplicação da IMD a um valor de coeficiente de dose. O coeficiente de dose expressa a quantidade de dose efetiva em um indivíduo por unidade de atividade incorporada, isto ao longo de um determinado período de tempo. O valor do coeficiente de dose para incorporação de <sup>131</sup>I por inalação, em forma de vapor, por um indivíduo adulto, é de  $2,0 \times 10^{-5}$  mSv/Bq. Este valor foi obtido na publicação 119 da ICRP (20), cujos valores são atualizações dos coeficientes de dose

baseados na ICRP 60 (21). Os valores da IMD e DEMD, considerando 1 e 7 dias após a incorporação de vapor <sup>131</sup>I por inalação, estão apresentados na Tabela 6.

**Tabela 6.** Valores de IMD e DEMD da gama câmara para os cenários de exposição considerando 1 e 7 dias após a incorporação de <sup>131</sup>I por inalação.

IMD (Bq)		DEMD (mSv)	
1 dia	7 dias	1 dia	7 dias
683	1126	0,014	0,022

**3.2.4. Avaliação da Aplicabilidade do Método**

Os valores de DEMD determinam a sensibilidade do método para um único procedimento de monitoração. Para avaliar a aplicabilidade do método é necessário estimar a quantidade de monitorações anuais do SMN. Os procedimentos com <sup>131</sup>I no SMN ocorrem em média apenas 1 vez no mês, logo, estima-se que um mesmo IOE possa manipular 11 vezes durante o ano, sendo que em um dos 12 meses do ano o IOE está de férias.

A Tabela 7 apresenta os valores da sensibilidade anual estimada da gama câmara de acordo a rotina de manipulação de <sup>131</sup>I do SMN.

**Tabela 7.** Sensibilidade das gama câmaras de acordo com as suas respectivas.

Estimativa de Monitorações Anuais	Sensibilidade Anual (mSv)	
	1 dia	7 dias
11	0,15	0,25

Os resultados de sensibilidade anual obtidos demonstram que, para ambos os cenários de exposição, a gama câmara possui sensibilidade suficiente para ser utilizada em um programa de monitoração interna de <sup>131</sup>I de rotina, uma vez que o critério para avaliação é a capacidade de detecção de incorporações que possam resultar em dose efetiva anual maior ou igual a 1 mSv.

**3.3. Estimativa de Atividade de <sup>131</sup>I em IOE e Cálculo da Dose Interna**

Após a calibração, avaliação e a constatação da sensibilidade do equipamento ao método proposto, é possível implementar a monitoração individual interna de rotina através de medidas regulares, possibilitando assim o atendimento às exigências feitas pela CNEN de monitoração interna de <sup>131</sup>I em SMN.

A determinação da atividade de <sup>131</sup>I presente na tireoide do IOE é realizada através da seguinte equação:

$$At_{Bq} = \frac{(M - BG)/T}{FC} \tag{7}$$

Em que:

M = Resultado da bioanálise (total de contagens registradas na tireoide do IOE).

BG = Total de contagens da radiação de fundo (BG) do ambiente.

T = Tempo de contagem.

FC = Fator de Calibração.

As medidas realizadas no IOE devem ser realizadas exatamente com os mesmos parâmetros para o qual o sistema foi calibrado, respeitando a mesma geometria e tempo de contagem utilizados na calibração.

Para a determinação do BG da sala, deve ser realizada a contagem da tireoide de um indivíduo que não foi exposto a  $^{131}\text{I}$ .

Uma vez obtido o resultado da bioanálise, a atividade incorporada pelo IOE será calculada pela equação:

$$I_{Bq} = A_t / m(t)_{ina} \quad (8)$$

Em que:

$A_t$  = Atividade estimada na tireoide do IOE.

$m(t)_{ina}$  = Fração da incorporação do radionuclídeo.

Após a realização da estimativa da atividade incorporada pelo IOE, calcula-se a dose efetiva comprometida, através da equação:

$$E_{mSv} = I \times e(g)_{50\,ina} \quad (9)$$

Em que:

$I$  = Atividade estimada incorporada pelo IOE.

$e(g)_{50\,ina}$  = Coeficiente de dose para 50 anos para inalação de  $^{131}\text{I}$ .

A dose efetiva comprometida do trabalhador, calculada com base nos dados de bioanálise *in vivo*, deve ser registrada, somada à dose efetiva registrada por monitoração externa, sendo o resultado comparado aos limites de dose vigentes adotados pela CNEN (2,7).

#### 4. Conclusões

Este trabalho demonstra a viabilidade, tanto técnica quanto econômica, da implementação de técnicas de monitoração interna utilizando a gama câmara para o controle das exposições de profissionais que atuam com  $^{131}\text{I}$ . Esta técnica fornece subsídio para a implantação de programas rotineiros de monitoração interna e contribui para um maior controle das exposições dos profissionais que têm contato rotineiro com atividades significativas de  $^{131}\text{I}$ , especialmente para os que manipulam atividades terapêuticas, os quais estão expostos a maiores atividades de  $^{131}\text{I}$  e, por consequência, estão sujeitos a maiores riscos de incorporação. Os resultados obtidos neste estudo demonstram que os procedimentos de calibração são, além de simples, também de rápida execução.

#### Referências

- Comissão Nacional de Energia Nuclear [página na internet]. Instalações Autorizadas, [acesso em 22 de fev de 2021]. Disponível em: <http://www.cnen.gov.br/index.php/instalacoes-autorizadas-2>.
- Comissão Nacional de Energia Nuclear. Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. Norma CNEN-NE-3.01. Rio de Janeiro; 2014.
- International Atomic Energy Agency. Occupational radiation protection. Safety Standards Series no. GSG-7. Vienna; Austria, 2018.
- Comissão Nacional de Energia Nuclear. Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Serviços de Medicina Nuclear. Norma CNEN NN 3.05. Rio de Janeiro; 2013.
- Miller KL, Bott SM, Velkley DE. Review of contamination and exposure hazards associated with therapeutic uses of radioiodine. J. Nucl. Med. Technology. 1979; vol. 7, p. 163-166.
- International Commission on Radiological Protection. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. ICRP Publication 119. Ann. ICRP 41(Suppl.). 2012.
- Comissão Nacional de Energia Nuclear. Critérios para Cálculo de Dose Efetiva, a partir da Monitoração Individual. Posição Regulatória 3.01/005. Rio de Janeiro; 2011.
- International Atomic Energy Agency. Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides. Safety Guide No. RS-G-1.2; 1999.
- Dantas BM, Lucena EA, Dantas ALA. Internal Exposure in Nuclear Medicine: Application of IAEA Criteria to Determine the Need for Internal Monitoring. BAPT. 2008; vol. 51, p.103-107.
- Dantas BM, Cardoso JS, Dantas ALA, Lucena EA, Ramos MAP, Sá MS, et al. Intercomparação Nacional de Medição In Vivo de Iodo-131 na Tireoide – Projeto TC IAEA BRA 9055. Scientia Plena. 2013; vol. 9.
- Dantas BM, Dantas ALA, Acar MED, Cardoso JCS, Julião LMQC, Lima MF, et al. Accreditation and Training on Internal Dosimetry in a Laboratory Network in Brazil: An Increasing Demand. Radiation Protection Dosimetry. 2010; vol. 114, p. 124-129.
- Dantas BM, Lucena EA, Dantas ALA, Araújo F, Rebelo AMO, Terán M, et al. A Protocol for the Calibration of Gamma Cameras to Estimate Internal Contamination in Emergency Situations. Radiation Protection Dosimetry. 2007; vol. 127, p. 253–257.
- Lucena EA, Rebelo AMO, Araújo F, Sousa WO, Dantas ALA, Dantas BM, et al. Evaluation of Internal Exposure of Nuclear Medicine Staff Through in Vivo and in Vitro Bioassay Techniques. Radiation Protection Dosimetry. 2007; vol. 127, p. 465-468.
- Vidal MVS, Dantas ALA, Dantas BM. A Methodology for Auto-Monitoring of Internal Contamination by  $^{131}\text{I}$  in Nuclear Medicine Workers. Radiation Protection Dosimetry. 2007; vol. 125, p. 483-487.
- Oliveira SM, Dantas ALA, Dantas BM. Avaliação da sensibilidade de monitores de contaminação para aplicação em monitoração da exposição interna de trabalhadores em medicina nuclear. Brazilian Journal of Radiation Sciences. 2015; 03-1A, p. 01-12.
- SAR, 2021, Sistema de Avaliação Radiológica. Disponível em: <<http://www.ird.gov.br/ear>>. Último acesso: 5 Abr.
- Health Physics Society. Performance Criteria for Radiobioassay. N13.30. 2011.
- Bertelli L, Melo DR, Lipsztein J, Cruz-Suarez R. AIDE – Internal Dosimetry Software. Radiation Protection Dosimetry. 2008; 130(3), p. 358-367.
- International Commission on Radiological Protection. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. 1994; Ann. ICRP 24 (1-3).
- International Commission on Radiological Protection. Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. ICRP Publication 119. 2012; Ann. ICRP 41(Suppl.).
- International Commission on Radiological Protection. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. 1991; Ann. ICRP 21 (1-3).

#### Contato:

Salomão Marques de Oliveira  
 Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD  
 Av. Salvador Allende, 3773 - Barra da Tijuca, Rio de Janeiro - RJ, 22783-127  
 salomao.marques@ymail.com