

APLICAÇÃO DE MONITORES PORTÁTEIS PARA MONITORAÇÃO INTERNA EM MEDICINA NUCLEAR

Oliveira, S.M., Assis, J.C., Dantas, A.N.A. e Dantas, B.M.

Instituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD

RESUMO

Nos Serviços de Medicina Nuclear (SMN), profissionais especializados manipulam rotineiramente radiofármacos para fins de diagnóstico e terapia. O controle das incorporações de radionuclídeos pelos trabalhadores pode ser realizado por meio de técnicas de dosimetria interna, como parte integrante do programa de proteção radiológica da instalação. O uso de radiofármacos para fins terapêuticos e diagnósticos in vivo e in vitro, no Brasil, é regulamentado pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) recomenda a implantação de programas de monitoração interna de trabalhadores sujeitos ao risco de exposição a doses efetivas anuais superiores a 1 mSv. Cabe ressaltar que, atualmente, existem disponíveis apenas cinco laboratórios capacitados a prestar serviços de monitoração interna em todo o território brasileiro. Caso a exigência de monitoração interna dos trabalhadores fosse aplicada pela CNEN, a oferta de serviços de monitoração interna não seria suficiente para atender toda a demanda dos SMN. Com o objetivo de contornar esta situação, este trabalho apresenta o desenvolvimento de uma metodologia simples e de baixo custo para realizar a monitoração in vivo de I^{131} na tireoide. A técnica consiste na utilização de monitores portáteis de contaminação superficial, equipamento amplamente utilizado e de posse obrigatória por todos os serviços de medicina nuclear do Brasil. Os monitores avaliados foram calibrados com simulador de pescoço-tireoide desenvolvido no Laboratório de Monitoração In Vivo do IRD. Foram testados cinco modelos e suas incertezas foram estimadas com base nos parâmetros de calibração. Todos os modelos avaliados se mostraram adequados para aplicação em monitoração ocupacional in vivo de I^{131} na tireoide. Esta conclusão baseia-se no fato de que, em todos os modelos, o sistema de detecção apresenta sensibilidade suficiente para a monitoração in vivo até sete dias após a incorporação de I^{131} em valores que resultem em doses efetivas inferiores a 1 mSv, considerando os cenários de exposição mais comuns na rotina de trabalho de serviços de medicina nuclear.

1. INTRODUÇÃO

De acordo com as informações disponíveis na página da internet da CNEN [1] existem, aproximadamente, 430 instalações autorizadas na prática de Medicina Nuclear em todo o Brasil, o que resulta em um número significativo de profissionais ocupacionalmente expostos que manipulam, rotineiramente, uma grande variedade de radionuclídeos sob a de fontes não seladas. A manipulação de marcadores radioativos pelos profissionais da área de medicina nuclear representa um risco à saúde devido à possibilidade de incorporação via inalação e ingestão e, conseqüente, exposição interna. Entre os radionuclídeos mais usados em medicina nuclear, pode-se destacar Tc^{99m} , I^{131} , I^{123} , Tl^{201} e F^{18} , entre outros.

As exposições internas e externas podem ocorrer simultaneamente em medicina nuclear, embora exista um consenso de que a exposição externa é predominante nesta prática. Entretanto, dependendo do cenário, 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 [2].

Cabe ao supervisor de proteção radiológica da instalação gerenciar o programa de radioproteção dos trabalhadores e, baseado nos resultados das monitorações, implementar as medidas necessárias a manter os níveis de exposição tão baixos quanto possível. 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 [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 [4]. Entretanto, atualmente, no Brasil, não estão disponíveis laboratórios capacitados a prestar serviços de monitoração interna em todas as regiões no território nacional, o que acarretaria um elevado custo aos Hospitais caso fosse aplicada, pela CNEN, a exigência de implementação de programas de monitoração interna, de acordo com o estabelecido nas normas de radioproteção vigentes [5].

Este trabalho apresenta uma alternativa simples e economicamente viável visando à implementação de programas de monitoração interna de profissionais que manipulam fontes abertas de I^{131} para fins de terapia de doenças da tireoide. Estes profissionais são, em princípio, os que têm contato rotineiro com atividades mais elevadas do I^{131} e, conseqüentemente, estão expostos aos maiores riscos de incorporação. Foi avaliada então a possibilidade de se utilizar um monitor de contaminação superficial, pois este tipo de equipamento é amplamente utilizado em procedimentos rotineiros executados em todos os serviços de medicina nuclear, sendo um item de posse obrigatória pelas instalações licenciadas pela CNEN.

2. MATERIAIS E MÉTODOS

2.1 Materiais

2.1.1. Detectores portáteis de contaminação de superfície

Os detectores avaliados neste trabalho tem como finalidade sua aplicação na monitoração interna de rotina em profissionais que manipulam fontes abertas de I^{131} em serviços de medicina nuclear. Foram utilizados cinco modelos diferentes de detectores de contaminação de superfície, os detectores foram previamente calibrados no Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI - IRD/CNEN). Os modelos avaliados estão listados na Tabela 1.

Tabela 1. Monitores de contaminação de superfície avaliados.

Fabricante	Modelo	Tipo
MRA	GP-500	Geiger-Muller
Prólogo	PSN-7013	Geiger-Muller
Berthold	LB-124 SCINT	Cintilador
IEN	MIR-7026 (Sonda SPQ 7026)	Geiger-Muller
Eberline	E-120 (Sonda Termo-Eberline HP-260)	Geiger-Muller

2.1.2. Detectores portáteis de contaminação de superfície

O simulador de tireoide-pescoço usado para calibração do sistema de detecção consiste numa peça de papel de filtro recortado no tamanho e formato da tireoide humana, impregnada com solução-padrão de Ba¹³³ certificada pelo Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI- IRD-CNEN). Esta peça é selada com adesivo plástico, fixada em um suporte de acrílico e posicionada em bloco de poliuretano com características tecido-equivalentes, representando um pescoço humano [6]. A Figura 1 apresenta as etapas da confecção do simulador de tireoide-pescoço desenvolvido no Laboratório de Monitoração In Vivo do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (LABMIV-IRD).

Figura 1. Simulador de tireoide-pescoço desenvolvido no IRD.



2.2 Métodos

2.2.1 Sub-subseções: Calibração do sistema de detecção

Para a calibração dos sistemas de detecção, cada um dos modelos avaliados foi submetido às seguintes etapas:

Etapa 1: Utilização de um simulador de tireoide-pescoço contendo atividade de Ba¹³³ conhecida e corrigida, considerando a data original de calibração da fonte utilizada para a produção do fantoma e a data da calibração da sonda. Outro simulador idêntico de tireoide-pescoço, inerte, é utilizado para a determinação do *background* (BG).

Etapa 2: Cálculo da atividade equivalente de I¹³¹, em becquerel (Bq), no simulador. Este cálculo baseia-se na coincidência das faixas de energia por emissão gama provenientes do Ba¹³³ e I¹³¹ (Tabela 2). Considerando que o I¹³¹ emite fótons com energias próximas às do Ba¹³³, supõe-se que a eficiência de detecção para Ba¹³³ seja equivalente à do I¹³¹. Além disso, a meia vida do Ba¹³³ (10.74 anos) é muito superior à do I¹³¹ (8.01 dias), o que constitui uma grande vantagem ao uso do Ba¹³³ em relação ao I¹³¹, permitindo maior flexibilidade de tempo para completar os procedimentos de calibração sem a necessidade de correção e decaimento ao longo do processo.

Tabela 1. Energias dos fótons e intensidade de emissão para Ba¹³³ e I¹³¹.

Energias γ Ba ¹³³ (keV)	Intensidade de emissão γ
276,39	0,071
302,85	0,183
356,01	0,620
383,85	0,089
Energias γ I ¹³¹ (keV)	Intensidade de emissão γ
284,30	0,061
364,48	0,817

Substituindo a intensidade de emissão gama pelos respectivos valores apresentados na Tabela 2, a atividade equivalente é calculada da seguinte forma:

$$At Eq I^{131}_{Bq} = A (Ba^{133}) \times \frac{\sum (\gamma Ba^{133})}{\sum (\gamma I^{131})} \quad (1)$$

Onde:

At Eq I^{131} = Atividade equivalente de I^{131} ;

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

$\Sigma(\gamma \text{Ba}^{133})$ = Somatório das intensidades de emissão γ do Ba^{133} ; e

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

Etapa 3: Cálculo do Fator de Calibração (FC) da técnica através de posicionamento do simulador de tireoide na distância de 3 cm em relação à face anterior da sonda e registro da taxa de contagem instantânea. O cálculo do FC foi realizado de acordo com a seguinte equação:

$$FC_{cpm/Bq} = \frac{Cpm}{A_{calib}} \quad (2)$$

Onde:

Cpm = Taxa de contagem líquida do simulador (total de contagens do I^{131} subtraída do BG); e
 A_{calib} = Atividade equivalente de I^{131} presente no simulador de tireoide no momento da medição.

Etapa 4: Determinação da Atividade Mínima Detectável (AMD) [7].

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

Onde:

N = Contagens do BG (utilizando o simulador inerte);

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

T = Tempo de contagem, em minutos.

2.2.2 Avaliação da sensibilidade dos métodos

Após o cálculo do FC e da AMD, procede-se à avaliação da sensibilidade do método a fim de demonstrar sua aplicabilidade em monitoração ocupacional, possibilitando a detecção de atividades correspondentes à dose efetiva comprometida igual ou inferior ao nível de registro de 1 mSv [8], para isso, calcula-se inicialmente a Incorporação Mínima Detectável (IMD), de acordo com a seguinte equação:

$$IMD_{Bq} = AMD \times m(t)_{ina \text{ ou } ing} \quad (4)$$

Onde:

AMD = Atividade mínima detectável; e

$m(t)_{ina \text{ ou } ing}$ = Fração da incorporação do radionuclídeo por inalação ou ingestão.

Os valores de $m(t)$, podem ser gerados pelo software AIDE [9], cujos cálculos são baseados nos modelos biocinéticos e dosimétricos sugeridos pela ICRP [10].

Em seguida, calcula-se a Dose Efetiva Mínima Detectável (DEMD) a partir dos valores de IMD, considerando-se as frequências de monitoração distintas, através da seguinte equação:

$$DEMD_{Bq} = IMD_{ina\ ou\ ing} \times e(g)_{ina\ ou\ ing} \quad (5)$$

Onde:

IMD = Incorporação mínima detectável; e

$e(g)_{ina\ ou\ ing}$ = Coeficiente de dose.

O valor de $e(g)$ pode ser obtido pelo software AIDE, cujos cálculos são baseados nos modelos biocinéticos e dosimétricos sugeridos pela ICRP.

3. RESULTADOS

3.1 Atividade equivalente de I^{131} presente no simulador de tireoide

Neste trabalho foram utilizados dois simuladores com atividades distintas na calibração dos detectores avaliados. O simulador 1 continha atividade de Ba^{133} igual a 15211 Bq na data de 10/06/2011, aplicando a metodologia descrita anteriormente, obteve-se a atividade equivalente de I^{131} igual a 16684 Bq. O simulador 2 continha atividade de Ba^{133} igual a 4531 Bq na data de 17/09/2013 e atividade equivalente de I^{131} igual a 4970 Bq.

3.2 Fator de calibração e atividade mínima detectável

Os valores de FC obtidos correspondem à razão entre a taxa de contagem líquida (cpm) dividida pela atividade do simulador de tiroide, posicionado a 3 cm de distância da sonda. Foram realizadas quatro leituras de taxas de contagens instantâneas e de BG de cada detector, exceto o detector Eberline E-120, que foi realizado apenas uma leitura. Para maior confiabilidade estatística, os valores das taxas de contagens líquidas (Tabela 3) utilizadas no cálculo do FC foram as respectivas médias de cada detector avaliado.

Tabela 2. Contagens líquidas e médias das contagens.

Contagens Líquidas (cpm)					
Detector	Leitura 1	Leitura 2	Leitura 3	Leitura 4	Média
Eberline E-120	100	-	-	-	100
GP-500	50	100	80	60	72,5
PSN-7013	40	60	30	60	47,5
MIR-7026	29	43	24	36	33
Contagens Líquidas (cps)					
Detector	Leitura 1	Leitura 2	Leitura 3	Leitura 4	Média
LB-124 SCINT	67	65	67	69	67

Tabela 3. Parâmetros das calibrações.

Detector	Simulador	Data de calibração	At Eq I¹³¹ corrigida (Bq)	FC (cpm/Bq)	AMD (Bq)
Eberline E-120	1	09/09/2013	14381	$6,954 \times 10^{-3}$	6687
GP-500	2	16/06/2014	4731	$1,532 \times 10^{-2}$	3778
PSN-7013	2	16/06/2014	4731	$1,004 \times 10^{-2}$	3944
LB-124 SCINT	2	20/06/2014	4728	$1,417 \times 10^{-2}$	1705
MIR-7026	2	20/06/2014	4728	$6,980 \times 10^{-3}$	6088

3.3 Incorporação mínima detectável e dose efetiva mínima detectável

A Incorporação Mínima Detectável depende do cenário de exposição e do tempo decorrido entre a incorporação e a monitoração. Utilizou-se neste trabalho os valores de $m(t)$ de 1 e 7 dias para as vias de incorporação por inalação e para via de incorporação por ingestão. Estes valores de $m(t)$ foram obtidos através da utilização do software AIDE [9]. A Dose Efetiva Mínima Detectável pode ser determinada a partir dos valores de IMD obtidos, considerando-se os coeficientes (Tabela 5) de dose correspondentes aos cenários de incorporação em estudo.

Tabela 4. Frações de incorporação e coeficientes de dose obtidos através do software AIDE.

m(t)	1 dia (Bq/Bq)		7 dias (Bq/Bq)	
	<i>Inalação</i>	<i>Ingestão</i>	<i>Inalação</i>	<i>Ingestão</i>
	0,229	0,252	0,139	0,154
e(g)	Ingestão (mSv/Bq)		Inalação (mSv/Bq)	
	$2,17 \times 10^{-5}$		$1,98 \times 10^{-5}$	

As Tabelas 6 e 7 apresentam os valores obtidos de IMD e DEMD, respectivamente, para cada detector avaliado, considerando 1 e 7 dias após a incorporação do radionuclídeo.

Tabela 5. Atividade mínima detectável para cada cenário de exposição.

Detector	Incorporação Mínima Detectável (Bq)			
	1 dia		7 dias	
	Inalação	Ingestão	Inalação	Ingestão
Eberline E-120	29201	26536	48101	43423
GP-500	16498	14992	27180	24532
PSN-7013	17222	15650	28372	25609
LB-124 SCINT	7445	6766	12266	11071
MIR-7026	26584	24157	43796	39530

Tabela 6: Dose efetiva mínima detectável para cada cenário de exposição.

Detector	Dose Efetiva Mínima Detectável (mSv)			
	1 dia		7 dias	
	Inalação	Ingestão	Inalação	Ingestão
Eberline E-120	0,580	0,578	0,956	0,945
GP-500	0,327	0,326	0,539	0,533
PSN-7013	0,341	0,340	0,562	0,556
LB-124 SCINT	0,148	0,147	0,243	0,241
MIR-7026	0,527	0,525	0,868	0,859

4. CONCLUSIONES

Tendo em vista o objetivo geral de fornecer subsídios para a implementação de programas rotineiros de monitoração interna em serviços de medicina nuclear, foi avaliada a possibilidade de uso de detectores de contaminação superficial para controle desses profissionais em seus locais de trabalho. Após as etapas de calibração e avaliação da sensibilidade, observou-se uma diferença significativa na sensibilidade dos aparelhos avaliados. O modelo que se mostrou mais sensível foi o Berthold LB-124 SCINT, com sensibilidade de detecção de aproximadamente 0,14 mSv de dose efetiva comprometida para exposições por inalação e ingestão após 1 dia e aproximadamente 0,24 mSv para exposições por inalação e ingestão após 7 dias. Isso se deve à maior sensibilidade do detector cintilador a base de cristal de ZnS:Ag (sulfeto de zinco dopado com prata) que resulta em maior eficiência na contagem dos fótons emitidos pelo simulador em relação aos detectores a gás. Observa-se também que o detector Eberline E-120, que é um detector mais antigo do tipo

Geiger-Muller, apresentou a menor sensibilidade entre modelos avaliados, com capacidade de detecção de aproximadamente 0,58 mSv de dose efetiva comprometida para exposições por inalação e ingestão após 1 dia e aproximadamente 0,95 mSv de dose para exposições por inalação e ingestão após 7 dias. Mesmo com a diferença de sensibilidade observada entre os aparelhos modernos e mais antigos, podemos concluir que todos os cinco equipamentos testados nesse experimento são adequados para sua aplicação em monitoração ocupacional *in vivo* de tireoide. Esta conclusão baseia-se no fato de que todos os equipamentos apresentaram sensibilidade suficiente para a monitoração até sete dias após a incorporação, além de garantir a detecção de I^{131} em valores que resultem em doses efetivas inferiores ao nível de registro, de 1 mSv, para os cenários de exposição adotados. Ressalta-se ainda o fato de que a Norma da CNEN-NE 3.05 exige que este tipo de equipamento esteja disponível em todos os serviços de medicina nuclear de pequeno, médio e grande porte.

O procedimento de monitoração *in vivo* proposto pode ser executado por funcionários de serviços de medicina nuclear e, assim, além de fornecer subsídios para o controle da exposição interna, promove a participação do pessoal efetivo no processo de monitoração, estimulando a cultura de segurança relacionada e esta prática. A implementação do método proposto neste trabalho permite que o Serviço de Medicina Nuclear atenda aos requisitos normativos da CNEN no tocante ao controle das exposições internas a I^{131} por meio de um procedimento simples e economicamente viável.

5. REFERENCIAS

1. CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. *Instalações Autorizadas*. Available at: <<http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/entidades-aut-cert.asp>>. Last accessed: 20 Feb. 2015.
2. IAEA - International Atomic Energy Agency. *Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides. Safety Guide No. RS-G-1.2*, 1999.
3. CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. *Diretrizes Básicas de Radioproteção*. Norma CNEN-NE-3.01. Rio de Janeiro: RJ, 2011.
4. IAEA - International Atomic Energy Agency. *Direct methods for measuring radionuclides in the human body. Safety Series n. 115*, 1996.
5. CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear. *Critérios para cálculo de dose efetiva, a partir da monitoração individual. Posição Regulatória 3.01/005*, 2011.
6. Dantas, B. M., Cardoso, J. S., Dantas, A. L. A., Lucena, E. A., Ramos, M. A. P., Sá, M. S., Alonso, T. C., Silva, T. V., Oliveira, C. M., Lima, F. F., Oliveira, M. L., Lacerda, I. V. B., Fajgel, A. *Intercomparação Nacional de Medição In Vivo de Iodo-131 na Tireoide*, Projeto TC IAEA BRA 9055. *Scientia Plena*, 9(8), 2013.
7. HPS - Health Physics Society. *Performance Criteria for Radiobioassay*, N13.30, 1996.
8. IAEA - International Atomic Energy Agency. *Methods for Assessing Occupational Radiation Doses due to Intakes of Radionuclides. Safety Reports Series No. 37*, Vienna, 2004.
9. Bertelli, L., Melo, D. R.; Lipsztein, J., Cruz-Suarez, R. *AIDE – Internal Dosimetry Software*. *Radiation Protection Dosimetry* 130(3), p. 358-367, 2008.
10. ICRP - International Commission on Radiological Protection. *Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers*. ICRP Publication 78, Vol. 27/3-4, 1998.