

1. INTRODUÇÃO

1.1 Definição do problema

De acordo com as informações disponíveis na página da internet da CNEN (Comissão Nacional de Energia nuclear) existem, aproximadamente, 420 (quatrocentos e vinte) 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 fontes não seladas de radionuclídeos. Na etapa de licenciamento de uma instalação são avaliados os riscos ocupacionais, tendo que haver justificativa clara para utilização dessas fontes abertas. CNEN. (2005).

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.

A prática da medicina nuclear consiste na utilização de radioisótopos, tanto para terapia quanto para diagnóstico, por meio de obtenção de imagens moleculares que fornecem, de maneira não invasiva, informações sobre o comportamento fisiológico de órgãos e tecidos humanos. Os radionuclídeos utilizados em medicina nuclear possuem um núcleo atômico instável capaz de emitir partículas alfa, beta ou radiação gama em seu processo natural de decaimento radioativo. A manipulação de tais marcadores pelos profissionais da área de medicina nuclear representa um risco à saúde devido à possibilidade de incorporação via inalação e ingestão e consequente exposição interna. AIEA (1999). Entre os radionuclídeos mais usados em medicina nuclear, pode-se destacar ^{99m}Tc , ^{131}I , ^{123}I , ^{201}Tl , ^{18}F entre outros.

A exposição interna em medicina nuclear ocorre simultaneamente à externa. Comparando os dois tipos de exposição, supõe-se que a dose efetiva advinda da exposição externa é predominante nesta prática. Entretanto, dependendo do cenário, e baseado em critérios internacionais de avaliação, o risco de incorporação torna necessário que os trabalhadores sejam monitorados de forma

individual e periódica, visando a manter o controle sobre as doses internas.

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. 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.

Neste trabalho é apresentada uma alternativa para contornar este problema, com ênfase nos profissionais que manipulam fontes abertas de ^{131}I para fins de terapia de doenças da tireoide, ou seja, aqueles em contato com atividades mais elevadas deste radionuclídeo e conseqüentemente, expostas aos maiores riscos de exposição interna.

1.2. Objetivo geral

Avaliar uma alternativa simples e economicamente viável para executar a monitoração interna de rotina em profissionais que manipulam fontes abertas de ^{131}I em serviços de medicina nuclear.

1.3. Objetivos específicos

- Estabelecer uma metodologia para monitoração de ^{131}I na tireoide utilizando monitor portátil de contaminação superficial
- Avaliar a sensibilidade do sistema de detecção proposto em relação aos limites de exposição ocupacional.

2. FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1 Radioisótopos na Medicina Nuclear

Após a descoberta da Radioatividade por Becquerel em 1896 e a separação do elemento Rádium pelo casal Curie, foram descobertos outros átomos que apresentavam a mesma atividade ou agitação que o elemento químico Rádium se popularizando a partir daí a terminologia Radioatividade.

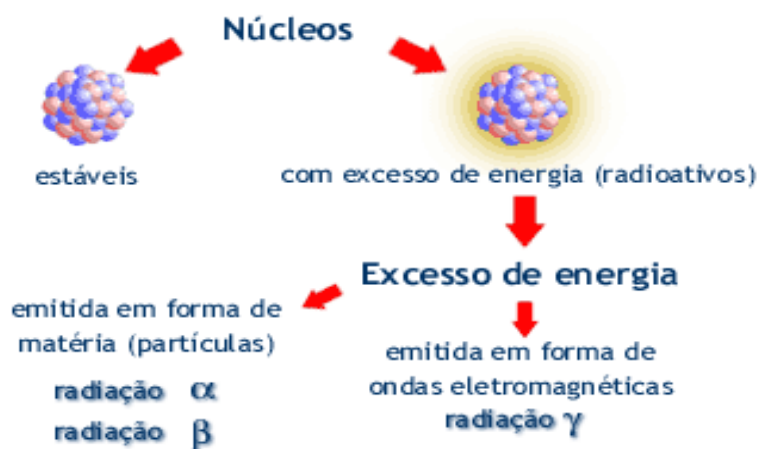


Figura 1. Forma de liberação de energia pelo núcleo – decaimento radioativo

Os átomos ativos ou agitados têm por objetivo liberar energia em forma de fótons através de um processo de *decaimento radioativo* ou *desintegração radioativa*, ou seja, perda de energia do átomo que nada mais é que a quebra do núcleo, onde uma parte é ejetada para fora do átomo e se transforma em outro elemento químico, fenômeno chamado preferencialmente pelos físicos de *decaimento*. Os átomos estáveis, chamados nuclídeos, não sofrem decaimento, e os que sofrem decaimento, são denominados radionuclídeos.

Os isótopos a nível molecular são átomos que representam o mesmo elemento químico, mas energias diferentes, tais átomos são conhecidos com radioisótopos.

2.2 Radiofármacos

São substâncias formadas de elementos radioativos inseridos em compostos orgânicos ou inorgânicos, simples ou complexos, com função

determinada em um meio biológico. Os radiofármacos são usados para diagnóstico “in vivo” e terapia de doenças humanas, retratando a fisiologia ou fisiopatologia do sistema em estudo. Kits frios são compostos não radioativos que imediatamente antes de serem usados são marcados radioativamente. O termo traçador é conferido devido à habilidade em estudar ou seguir um processo sem alterá-lo, ao contrário de muitos outros tipos de drogas diagnósticas, incluindo os meios de contraste iodados, os quais provocam efeitos quando administrados por via intravascular. IAEA (1996)

A obediência a parâmetros de utilização “in vivo”, ser estéril, sem pirogênio e não tóxico é o que identifica um radiofármaco. Um radiofármaco deve atender a um ou mais parâmetros da farmacocinética, como absorção, metabolismo e excreção, seja para diagnóstico ou para terapia. Esta abordagem é frequentemente usada com isótopos que possuem uma meia-vida relativamente curta, como o tecnécio-99m. Os radiofármacos devem ser constantemente submetidos aos processos de controle de qualidade para detectar possíveis alterações moleculares de seus compostos, evitando padrões irregulares de biodistribuição e, conseqüentemente, falhas no diagnóstico ou erros na terapia.

A Figura 2 mostra a incorporação preferencial de radiofármacos nos tecidos e órgãos do corpo humano, em função do tipo de composto utilizado, para a produção de imagens em gama câmaras para diagnóstico em Medicina Nuclear. Tauhata, (2003).

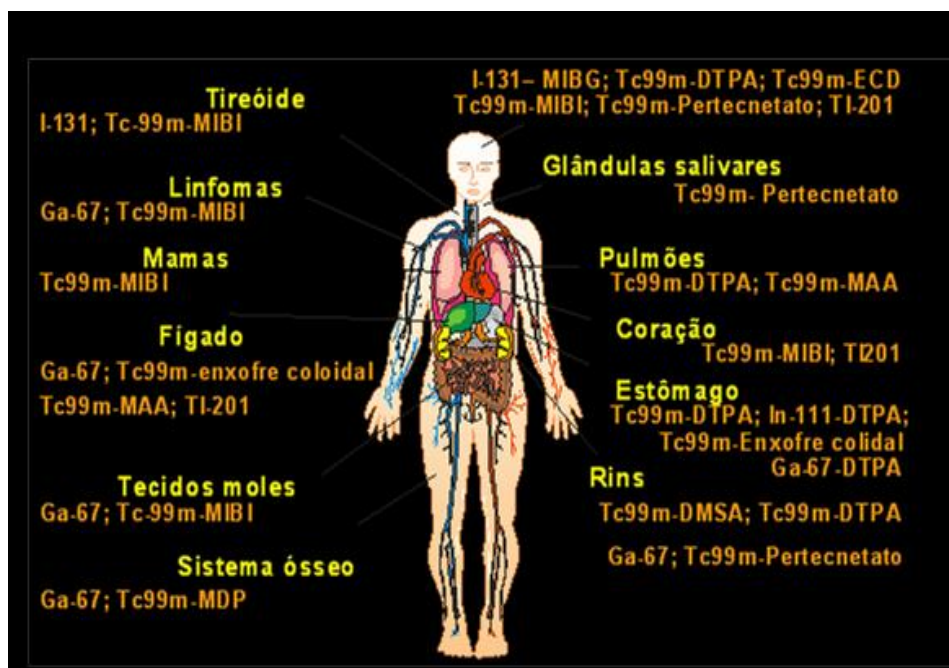


Figura 2. Incorporação preferencial de alguns radiofármacos

Na medicina nuclear, tanto para diagnóstico quanto para terapia, os radioisótopos não são utilizados puros, e sim, adicionados a fármacos para que cumpram seu objetivo, daí o termo radiofármaco. No diagnóstico a maioria dos radiofármacos são líquidos injetados. Existem apenas dois gases que são usados em exames das vias aéreas. Na terapia são administrados normalmente por via oral, na forma de soluções líquidas e capsulas.

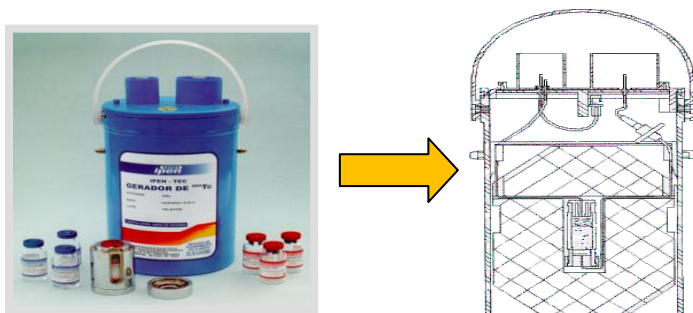
A tabela 1 apresenta os radioisótopos mais usados na medicina nuclear e respectivos procedimentos clínicos.

Tabela 1: Radiofármacos mais usados na medicina nuclear e procedimentos.

Radiofármaco	Procedimento	Atividade administrada Mbq (mCi)	HE por procedimento mSv (mrem)
^{99m} Tc gluconato	Cérebro	750 (20)	7,5 (750)
^{99m} Tc pirofosfato	Ossos	750 (20) 6 (600)	750 (20) 6 (600)
^{99m} Tc colóide de enxofre	Fígado/pâncreas	200 (5)	2 (200)
^{99m} Tc HIDA	V. biliar	200 (5)	4,5 (450)
^{99m} Tc células vermelhas	Cardíaco (MUGA)	750 (20)	5,5 (550)
^{99m} Tc pirofosfato	Cardíaco	600 (15)	3,5 (350)
²⁰¹ Tl Cloreto de tálio	Cardíaco	75 (2)	7 (700)
^{99m} Tc MAA	Pulmão	150 (4)	2,5 (250)
^{99m} Tc DTPA	Renal	600 (15)	6 (600)
⁶⁷ Ga citrato de gálio	Inflamação	200 (5)	20 (2000)
¹³¹ I iodeto de sódio	Tiróide (uptake)	0,2 (0,05)	1,2 (120)
^{99m} Tc pertechnato	Tiróide (scan)	200 (5)	2,5 (250)
¹²³ I iodeto de sódio	Tiróide (uptake)	7,5 (2)	0,55 (55)
¹¹¹ In leucócitos	Infecção	2 (0,05)	1,2 (120)

A Rotina da Radiofarmácia em um serviço de Medicina Nuclear inclui:

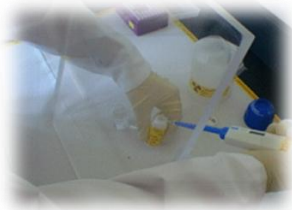
- Eluição do Gerador;



- Preparação ou produção dos Radiofármacos;



- Controle de Qualidade dos Radiofármacos;



- Armazenamento dos radiofármacos, controle de pedidos e distribuição de radionuclídeos primares;



- Fracionamento e dispersão de doses individuais em resposta a uma prescrição médica e



- Administração do radiofármaco → enfermagem
- Diagnóstico → físico médico ou medico nuclear
- Terapia → físico médico ou medico nuclear



2.3 Ação Biológica do Iodo

A primeira referência desse elemento foi à descoberta de sua presença em organismos vivos como algas marinhas, razão de 10.000 vezes mais quando comparada a matéria seca que é de 100 g de matéria seca para 100 mg de iodo. (Site:Universidade de Coimbra)

A partir de 1895, quando se descobriu que o elemento é um constituinte normal da tireoide, o iodo passou a ser estudado como um importante influenciador do metabolismo e parte integrante dos hormônios tireóideos a ponto de se verificar que uma dieta deficiente em iodo era a causa principal de bócio. Além do que a pouca produção de hormônios tireóideos conduz ao Hipotireoidismo e seu excesso da produção desses mesmos hormônios ao hipertireoidismo. Em zonas onde o bócio é muito frequente, é costume adicionar uma pequena fração de NaI ou KI a 100.000 partes de sal de cozinha para combater a deficiência. A carência de iodo irá afetar a criança que está em formação no útero da mãe. A criança gerada e se desenvolvendo em carência crônica de iodo materno terá uma substancial e dramática alteração na formação do Sistema Nervoso Central. A carência de iodo hoje atinge mais de 1 bilhão de pessoas no mundo, constituindo-se um grave problema médico-social e econômico. Todos os países procuram seguir as recomendações da Organização Mundial de Saúde, cujo objetivo final é prover o indispensável iodo que falta, adicionando-o ao sal de cozinha. LUCENA, EA(2008).

No corpo humano, há aproximadamente 15 a 23 mg de iodo. Cerca de 75 % está concentrado na glândula tireoide e o restante nas glândulas salivares, mamárias, gástricas e nos rins. Há contínua renovação do iodo na glândula tireóide devido à constante absorção de iodo no sangue e à síntese e secreção dos hormônios tireoidianos. O ^{131}I é um radioisótopo artificial obtido a partir de reações de fissão nuclear que ocorrem do decaimento do elemento Urânio, emite partículas beta, mas também emite raios gama, tem meia vida de oito dias e vem sendo empregado no tratamento de câncer e outras patologias da glândula tireoide. LUCENA, EA(2008).

2.4 Modelo Biocinético do Iodo

Existe variação metabólica individual considerável do iodo, por exemplo, para uma incorporação de 30 %, a deposição na tireóide será de 70 % e a forma de excreção será através da urina. Na tireóide o iodo tem meia-vida biológica de 120 dias (iodo orgânico). Já em todos os órgãos e tecidos do corpo o iodo orgânico distribui-se uniformemente e tem meia-vida de 12 dias. A forma de excreta é a fecal, sendo responsável pela eliminação de 10 % do iodo orgânico, o restante retorna para os compartimentos de transferência como iodo inorgânico. Por via oral, a administração do radiofármaco é rapidamente absorvida, porém, ocorre uma dose adicional para secreções gástricas e salivares. No estômago o tempo médio de permanência do iodo é de 30 minutos, a dose absorvida neste órgão devido à administração via oral aumentará em 30 %, quando comparada à administração intravenosa. LUCENA, EA(2008).

2.5 ^{131}I na medicina nuclear

O ^{131}I merece destaque, é incolor e volátil o que aumenta os riscos de exposição interna dos trabalhadores. Sua manipulação em medicina nuclear requer o uso de blindagem com espessura adequada que é calculada de acordo com a taxa de dose e a atividade do radioisótopo.

A CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear) estabelece limites de dose através de regulamentos visando à proteção dos IOE (Indivíduo ocupacionalmente exposto). Na medicina nuclear os trabalhadores manipulam fontes não seladas com risco de exposição interna e externa ao ^{131}I , exigindo do profissional qualificação compatível com tais riscos. Estes riscos contrastam com aqueles observados em radiologia diagnóstica e radioterapia, onde as fontes são seladas ou encapsuladas e aparelhos de raios X, que funcionam através de energia elétrica. Nesses casos os trabalhadores não têm contato com as fontes radioativas. Para a manipulação do ^{131}I o trabalhador deve receber treinamento específico de forma a reduzir os riscos advindos da exposição ocupacional. IAEA (1996)

2.6 Vias de incorporação de radionuclídeos

A incorporação de radionuclídeos pode ocorrer via inalação e ingestão, principais vias de exposição, ou absorção através da pele, uma via de exposição eventual.

Neste caso o material, ao ter contato com o ferimento, pode simplesmente ficar retido ali ou ser transferido para o sangue e, posteriormente, para órgãos e tecidos, em diferentes taxas, sendo eliminado através da urina, fezes ou suor. LOURENÇO, MC (1997).

2.7 Sistema respiratório, pele e o sistema gastrintestinal

O sistema respiratório humano é formado pelos seguintes compartimentos: fossas nasais, faringe, laringe, traqueia, brônquios, bronquíolos e alvéolos pulmonares. Os Pulmões são formados pelos brônquios, bronquíolos e alvéolos. O Sistema Digestório (gastrintestinal) é composto por boca, faringe, esôfago, estômago, intestinos (grosso e delgado), reto e ânus. Há também os órgãos digestivos acessórios: dentes, língua, glândulas salivares, fígado, vesícula biliar e pâncreas.

A pele apresenta duas camadas: a epiderme e a derme. A hipoderme, ou tela subcutânea, é uma camada de tecido conjuntivo frouxo, que fica logo abaixo da derme. Há ainda vários órgãos anexos, como folículos pilosos, glândulas sudoríparas e sebáceas ou penas, escamas e cascos.

A inalação e a ingestão são consideradas como as principais rotas de entrada de radionuclídeos no corpo humano. Os radionuclídeos, então, se difundem para os fluidos biológicos, representados pelo compartimento de transferência (sangue). A partir daí, circulam por diversos órgãos e tecidos, até serem eliminados do organismo. Uma parte desse material, dependendo de suas características físico-químicas, pode ficar retida no corpo indefinidamente. ICRP (1994)

2.8 Programa de monitoração individual interna

Para a elaboração de um programa de monitoração são seguidas várias etapas, tendo em vista que o processo deve sempre ser reavaliado, visando sua atualização contínua.

Em primeiro lugar, deve ser determinada a necessidade de implantação do programa, de acordo com as normas de proteção radiológica da autoridade reguladora (CNEN). Esta avaliação deve considerar fontes utilizadas e suas características (intensidade, radionuclídeos, com atenção nas energias, meias-vidas, fonte de radiação, níveis de atividade, distribuição de tamanho de partículas do aerossol e outras informações relacionadas à incorporação dos radionuclídeos manipulados). Depois disso, deve-se avaliar o(s) equipamento(s) que poderá ser usado nesse programa, bem como critérios para selecionar os trabalhadores que participarão, especificando de forma clara os objetivos, vantagens, frequência de monitoração necessária e custos. O supervisor de proteção radiológica deverá estar apto para realizar esse processo. ICRP (1991).

A manipulação de grandes quantidades de radiofármacos, como ^{131}I para terapia é um exemplo de situação cujo programa de monitoração individual interna tem sido recomendado por órgãos internacionais.

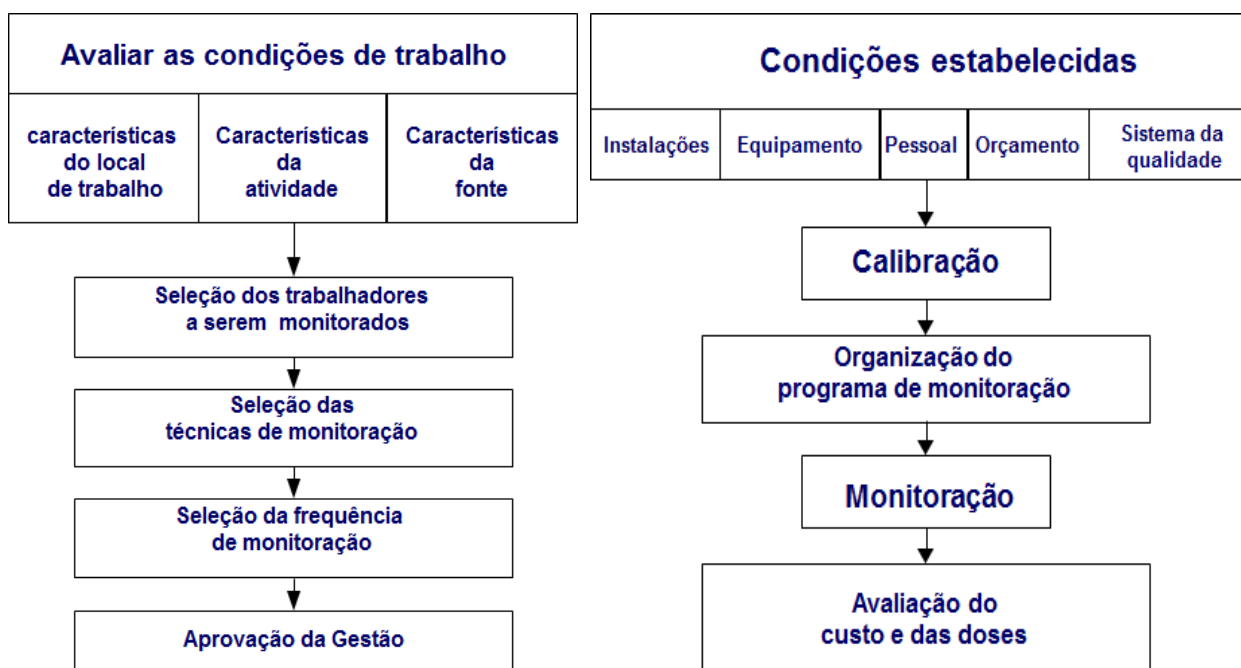


Figura 3. Esquema para elaboração de um Programa de Monitoração

2.9 Tipos de Programas de Monitoração Individual

De acordo com o objetivo da monitoração o programa recebe três tipos de classificação: Monitoração de rotina, monitoração operacional e monitoração especial.

➤ Rotina

Aplicada em caso de risco contínuo de contaminação do trabalhador quando resultante de operações normais, isto é, trabalhadores lotados em áreas controladas e quando a monitoração não está relacionada exatamente com as datas em que houve as incorporações, assumindo um padrão para que se possam interpretar as medições em termos de incorporações e doses equivalentes comprometidas. A recomendação da ICRP nesse caso é que seja considerada a incorporação que tenha acontecido na metade do intervalo de monitoração.

➤ Operacional

Essa monitoração leva em consideração a natureza física e química do composto, a via mais provável para incorporação, o conhecimento dos dados de período, a duração do potencial de exposição e é utilizada quando se quer fornecer informações de uma ação ou procedimento em particular.

➤ Especial

Aplicada em um fato conhecido, como fugas comprovadas de contaminantes detectadas por equipamentos com alarme, em amostradores pessoais de ar ou por resultados não usuais obtidos durante a monitoração de rotina.

2.10 Monitoração “in vivo”

Consiste na determinação qualitativa e quantitativa de substâncias radioativas depositadas internamente, através de medições diretas no corpo humano. Este tipo de procedimento é normalmente executado em laboratórios denominado genericamente de contadores de corpo inteiro (ICRP, 1997).

2.11 Monitoração “in vitro”

A determinação da concentração de radionuclídeos em amostras biológicas é um método indireto para a avaliação da incorporação. As principais fontes de dados de bioanálise são normalmente fezes, urina, ar exalado e sangue, embora outras fontes como cabelo, dentes e esfregaços do nariz possam ser empregados em casos especiais (ICRP, 1998).

2.12 Critério para avaliar a necessidade de implementação de programas de monitoração interna

O BSS n.115 da IAEA (1996) estabelece que “Todo trabalhador empregado em área controlada ou que ocasionalmente desempenha atividades em áreas controladas e pode estar sujeito à exposição ocupacional significativa, deve ser submetido à monitoração individual quando apropriado, adequado e viável”.

O critério para avaliar a necessidade de implementação de programas rotineiros de monitoração interna é baseado na possibilidade do IOE estar sujeito a uma dose efetiva anual superior a 1 mSv. O Tec-Doc Safety Guide No. RS-G-1.2 (IAEA, 1999), estabelece a metodologia com base no cálculo do fator de decisão d_j . Este critério leva em consideração fatores de segurança relacionados à complexidade da tarefa, condições de segurança para manipulação de material radioativo, além das características físico-químicas do nuclídeo. O valor de d_j , em mSv, é calculado através da seguinte equação:

$$d_j = 10 \cdot A_j \cdot e(g)_i \cdot f_{hs} \cdot f_{ps}$$

Onde A_j é a atividade do radionuclídeo “j”, em Bq, manipulada anualmente na Instalação, $e(g)_{inh}$ é o coeficiente de dose de inalação do radionuclídeo “j”, em Sv.Bq⁻¹, e f_{hs} e f_{ps} são fatores relacionados às condições de segurança disponíveis no local de trabalho. CNEN. (1996)

Porém, alguns aspectos devem ser considerados por constituírem dificuldades para que a prática da monitoração individual em IOE (Indivíduo

Ocupacionalmente Exposto) seja de fato implementada de forma rotineira na área de medicina nuclear. Dentre estes: (DANTAS, BM, 2012)

- Grande variedade de radionuclídeos gerando a necessidade de várias técnicas de monitoração;
- Grande número de serviços de medicina nuclear no Brasil (aproximadamente 420);
- Grande número de indivíduos ocupacionalmente expostos (cerca de 2500)
- Meias-vidas curtas dos radionuclídeos, havendo necessidade de alta frequência de monitoração;
- Dimensões continentais do Brasil, e
- Baixa oferta de serviço para esse tipo de monitoração.

3. MATERIAIS E MÉTODOS

3.1 Detector portátil de contaminação superficial (Anexo I)

O monitor avaliado neste trabalho tem como finalidade sua aplicação na monitoração interna de rotina em profissionais que manipulam fontes abertas de ^{131}I em serviços de medicina nuclear.

Foi utilizada a sonda Eberline HP-260, mostrada na figura 4.

- Carcaça de alumínio
- Tensão = 900 +/- 50 Volts
- Tempo morto = 50 ms
- Janela de mica 2,4 a 2,0 mg/cm²
- Diâmetro da janela = 1,75"



Figura. 4 Monitor Eberline E-120E Survey Meter e Sonda Thermo/Eberline Model HP-260 Pancake GM Detector

3.2 Simulador de Tireoide-pescoço (DANTAS, BM. 1998)

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, e impregnada com solução-padrão de ^{133}Ba 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. A Figura 5 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 5. Simulador de tireoide-pescoço desenvolvido no IRD

3.3 Calibração dos sistemas de detecção

Antes da calibração dos equipamentos foi realizado um levantamento radiométrico no laboratório para verificar a possível presença de contaminação superficial. Em seguida foram realizadas as seguintes etapas:

Etapa 1: Correção de decaimento da atividade de ^{133}Ba contida no simulador, considerando a data original de calibração da fonte utilizada para a produção do fantoma e a data da calibração da sonda. (Anexo I)

Etapa 2: Cálculo da atividade equivalente de ^{131}I no simulador de acordo com a metodologia descrita a seguir:

A faixa de energia por emissão gama provenientes do ^{133}Ba e ^{131}I são comuns. Considerando que as energias dos fótons emitidos pelo ^{131}I são equivalentes às do ^{133}Ba , é razoável supor que a eficiência de detecção na região de interesse selecionada para ^{133}Ba é correspondente à do ^{131}I . A meia vida do ^{133}Ba é maior em relação a do ^{131}I o que evidencia uma vantagem e favorece na flexibilidade de tempo para realizar calibrações.

Tabela 2: Energias dos fótons e intensidade de emissão para ^{133}Ba e ^{131}I

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

Substituindo o percentual de emissão gama (“ γ ”) pelos respectivos valores obtidos nas tabelas de energia, a atividade equivalente é calculada da seguinte forma:

$$\text{Atividade equivalente de } ^{131}\text{I (Bq)} = A^{133}\text{Ba} \cdot \frac{\sum \gamma^{133}\text{Ba}}{\sum \gamma^{131}\text{I}}$$

Etapa 3: Cálculo do Fator de Calibração 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 na escala de 0,01. O cálculo do Fc foi realizado de acordo com a seguinte equação:

$$FC_{\text{Cpm/Bq}} = \frac{\text{Cpm}}{\text{ativ.simul.tiroide}}$$

Onde:

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

cpm = Taxa de contagem líquida do simulador (total de contagens na região de interesse do ^{131}I subtraída do “background”, sendo esta diferença dividida pelo tempo de contagem em minutos);

A_{calib} = Atividade equivalente de ^{131}I presente no simulador de tireóide no momento da medição.

Etapa 4: Determinação da Atividade Mínima Detetável (AMD)

$$\text{AMD}_{\text{Bq}} = \frac{4,65 \sqrt{B}}{FC}$$

Onde:

AMD = Atividade Mínima Detetável (Bq);

B = Total de contagens do *background* na região do ^{131}I , referente à medição de indivíduo não ocupacionalmente exposto;

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

3.4 Avaliação da sensibilidade dos métodos (DANTAS, BM, Guia 2011)

Após se calcular o Fator de Calibração (FC) e a Atividade Mínima Detectável (AMD), inicia-se a avaliação da sensibilidade do método para demonstração de sua eficácia, possibilitando a detecção de atividades correspondentes à dose efetiva comprometida igual ou inferior ao nível de registro de 1 mSv.

Para isso, calcula-se a Incorporação Mínima Detetável (IMD) que é determinada de acordo com a equação abaixo.

$$\text{IMD} = \frac{\text{AMD}}{m(t)_{\text{inal}}^{\text{ing}}}$$

Onde:

IMD = Incorporação Mínima Detetável (Bq);

AMD = Atividade Mínima Detetável (Bq);

$m(t)$ = é o valor da fração da incorporação do radionuclídeo por inalação ou ingestão;

Os valores de $m(t)$, podem ser gerados pelo software AIDE (L. BERTELLI, 2004), cujos cálculos são baseados nos modelos biocinéticos e dosimétricos sugeridos pela ICRP. Em seguida, calcula-se a Dose Efetiva Mínima Detectável (DEMD) a partir dos valores de Incorporação Mínima Detectável (IMD), considerando-se frequências de monitoração distintas, através da seguinte equação:

$$DEMD = IMD_{\text{inal}} \times e_{\text{inal}}^{(g)} \times e_{\text{ing}}$$

Onde:

DEMD = Dose Efetiva Mínima Detectável (Bq);

IMD = Incorporação Mínima Detectável (Bq);

$e(g)$ = é o coeficiente de dose ou valor da fração da incorporação do radionuclídeo por inalação ou ingestão. O valor de $e(g)$ pode ser obtido pelo software AIDE, cujos cálculos são baseados nos modelos biocinéticos e dosimétricos sugeridos pela ICRP.

4. RESULTADOS

4.1 Atividade equivalente de ^{131}I (Simulador de tireoide)

O simulador utilizado neste trabalho possui atividade de ^{133}Ba igual 13294 Bq, Aplicando-se a metodologia descrita acima, obtém-se o valor de atividade equivalente de ^{131}I igual a 14691 Bq

$$A (^{131}\text{I}) = A (^{133}\text{Ba}) \times \Sigma \gamma ^{133}\text{Ba} / \Sigma \gamma ^{131}\text{I}$$

$$A (^{131}\text{I}) = 13394 \times 0,963 / 0,878 = 14691\text{Bq}$$

4.2 Fator de Calibração

O fator de Calibração obtido corresponde à razão entre a taxa de contagem líquida (cpm) dividida pela atividade do simulador de tiroide, posicionado a 3 cm de distância da sonda.

$$FC_{\text{Cpm/Bq}} = \frac{\text{Cpm}}{\text{ativ.simul.tiroide}} \quad FC_{\text{Cpm/Bq}} = \frac{100}{14691} = 0,006806_{\text{Cpm/Bq}}$$

4.3 Atividade Mínima Detectável (AMD)

A atividade Mínima Detectável é determinada de acordo com a equação abaixo:

$$AMD_{\text{Bq}} = \frac{4,65 \sqrt{B}}{FC} \quad AMD_{\text{Bq}} = \frac{4,65 \sqrt{100}}{0,006806} = \frac{4,65 \times 10}{0,006806} \quad (6832 \text{ Bq})$$

4.4 Incorporação Mínima Detectável (IMD)

A Incorporação Mínima Detectável depende do cenário de exposição e do tempo decorrido entre a incorporação e a monitoração, sendo determinada de acordo com a equação abaixo

$$IMD = \frac{AMD}{m(t)_{\text{inaling}}}$$

Utilizando $m(t)$ de 1 dia e vias de incorporação por inalação e ingestão, obtém-se os seguintes valores:

$$\begin{array}{ccc} \text{1 DIA} & \text{INALAÇÃO} & \text{INGESTÃO} \\ \text{IMD} = \frac{\text{AMD}}{m(t)} & \text{IMD} = \frac{6832 \text{ Bq}}{0,229 \text{ Bq/Bq}} = \boxed{29834 \text{ Bq}} & \text{IMD} = \frac{6832 \text{ Bq}}{0,252 \text{ Bq/Bq}} = \boxed{27111 \text{ Bq}} \end{array}$$

Inal./ing.

Utilizando $m(t)$ de 7 dias e vias de incorporação por inalação e ingestão, obtêm os seguintes valores:

$$\begin{array}{ccc} \text{7 DIAS} & \text{INALAÇÃO} & \text{INGESTÃO} \\ \text{IMD} = \frac{6832 \text{ Bq}}{0,139 \text{ Bq/Bq}} = \boxed{49151 \text{ Bq}} & \text{IMD} = \frac{6832 \text{ Bq}}{0,154 \text{ Bq/Bq}} = \boxed{44363 \text{ Bq}} \end{array}$$

4.5 Dose Efetiva Mínima Detectável (DEMD)

A Dose Efetiva Mínima Detectável é determinada de acordo com a equação abaixo, levando-se em consideração os dois cenários de exposição:

$$\text{DEMD} = \text{IMD} \times e_{\text{inal/ing}}^{(g)_{\text{inal/ing}}}$$

Para 1 dia :

$$\begin{array}{ccc} \text{1 DIA} & \text{INALAÇÃO} & \text{INGESTÃO} \\ \text{DEMD} = 29834 \text{ Bq} \times 1,98 \times 10^{-5} \text{ mSv/Bq} & \text{DEMD} = 27111 \text{ Bq} \times 2,17 \times 10^{-5} \text{ mSv/Bq} \\ \text{DEMD} = 59071 \times 10^{-5} = \boxed{0,591 \text{ mSv}} & \text{DEMD} = 58831 \times 10^{-5} = \boxed{0,588 \text{ mSv}} \end{array}$$

Para 7 dias:

$$\begin{array}{ccc} \text{7 DIAS} & \text{INALAÇÃO} & \text{INGESTÃO} \\ \text{DEMD} = 49151 \text{ Bq} \times 1,98 \times 10^{-5} \text{ mSv/Bq} & \text{DEMD} = 44363 \text{ Bq} \times 2,17 \times 10^{-5} \text{ mSv/Bq} \\ \text{DEMD} = 97319 \times 10^{-5} = \boxed{0,973 \text{ mSv}} & \text{DEMD} = 96268 \times 10^{-5} = \boxed{0,963 \text{ mSv}} \end{array}$$

As tabelas 3 e 4 apresentam um resumo dos parâmetros e resultados dos cálculos realizados

Tabela 3 – Parâmetros de calibração e avaliação da sensibilidade da sonda de contaminação superficial para monitoração in vivo de ^{131}I na tireoide

Leitura do Background	1000 cpm	
Leitura do simulador	2000 cpm	
Escala do monitor	0,1	
Taxa de contagem	Background	100 cpm
	Simulador ^{133}Ba	200 cpm
Taxa de contagem líquida	100 cpm	
Atividade de ^{133}Ba no simulador	15211 Bq (10/06/2011)	13394 Bq (09/09/2013)
Intensidade de emissão	$\Sigma \gamma^{133}\text{Ba}$	0,963
	$\Sigma \gamma^{131}\text{I}$	0,878
Atividade equivalente de ^{131}I	14691 Bq	
m (t) 1 dia	ingestão	0,252 Bq/Bg
	inalação	0,229 Bq/Bg
m (t) 7 dias	ingestão	0,154 Bq/Bg
	inalação	0,139 Bq/Bg
e(g)	ingestão	$2,17 \times 10^{-5}$ mSv/Bg
	inalação	$1,98 \times 10^{-5}$ mSv/Bg

Tabela 4 – Resultados da avaliação da sensibilidade do monitor portátil em função do cenário de exposição e dias decorridos entre incorporação e monitoração

VIA DE INCORPORAÇÃO	INALAÇÃO	INGESTÃO
IMD (Bq) 1 dia	29834	27111
DEMD (mSv) 1 dia	0,591	0,588
IMD (Bq) 7 dias	49151	44363
DEMD (mSv) 7 dias	0,973	0,963

5. CONCLUSÕES

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 uma sonda de contaminação superficial para controle desses profissionais em seus locais de trabalho,

Após as etapas de calibração e avaliação da sensibilidade, podemos concluir que o equipamento testado nesse experimento é adequado para sua aplicação em monitoração ocupacional in vivo de tireoide.

Esta conclusão baseia-se no fato de que o equipamento apresenta sensibilidade suficiente para a monitoração até sete dias após a incorporação e garante a detecção de ^{131}I em valores que resultem em doses efetivas inferiores a 1 mSv, para os cenários de exposição adotados.

Ressalta-se o fato de que a Norma da CNEN-NE 3.05 exige que este tipo de equipamento esteja disponível em todos 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, ajudar a controlar não só a exposição interna, mas a participação do pessoal efetivo no processo de monitoração, estimulando a cultura de segurança relacionada e esta prática.

A implementação do método proposto permite a monitoração da exposição interna de ^{131}I considerando situações práticas e economicamente viáveis, e torna possível uma avaliação preliminar das condições de exposição interna dos trabalhadores em medicina nuclear.

6. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). Diretrizes Básicas de Radioproteção. Norma CNEN-NE-3.01. Rio de Janeiro, RJ: CNEN, 2005.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides – Safety Guide No.RS-G-1.2 (1999)

LUCENA, EDER AUGUSTO DE. Proposta de aplicação de técnicas de bioanálise “in vivo” e “in vitro” para avaliação da incorporação de ^{131}I por trabalhadores de Medicina Nuclear/ Eder Augusto de Lucena – Rio de Janeiro: UFRJ / Faculdade de Medicina, 2008.

LOURENÇO, MC. Análise paramétrica de modelos biocinéticos utilizados em Dosimetria Interna [dissertação – doutorado]. Rio de Janeiro: Departamento de Biofísica, Universidade Federal do Rio de Janeiro, 1997.

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP). Human respiratory tract model for radiological protection. ICRP publication 66, oxford: Pergamon Press, 1994.

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP). General principles of radiation protection of workers. ICRP Publication 75, 1997.

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP). Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers. ICRP Publication 78. Annals of the ICRP Vol. 27/3-4, 1998.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). international basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources. safety series nº 115. Vienna, 1996.

TAUHATA, L, SALATI, I, PRINZIO, A. ET AL. Fundamentos de Radioproteção e Dosimetria, ed.5. Rio de Janeiro - IRD/CNEN, 2003.

SITE: UNIVERSIDADE DE COIMBRA. Disponível em <http://nautilus.fis.uc.pt/st2.5/scenes-p/elem/e05340.html>; [consultado em 06/08/2013].

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). Requisitos de Radioproteção e Segurança para Serviços de medicina Nuclear. Norma CNEN-NE-3.05. Rio de Janeiro, RJ: CNEN. (1996)

DANTAS, BM. Exposição interna em medicina nuclear. Curso de radioproteção em medicina Nuclear IRD - 11 a 15 de junho de 2012.

L BERTELLI, MELO DR, LIPSZTEIN J, CRUZ-SUAREZ R. AIDE: Internal Dosimetry Software. Radiation Protection Dosimetry 130, n. 3, 358–367, 2008

APOSTILA EDUCATIVA RADIOATIVIDADE, COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, CNEN. Disponível em <http://www.cnen.gov.br/ensino/apostilas/radio.pdf>; [consultado em 08/08/2013].


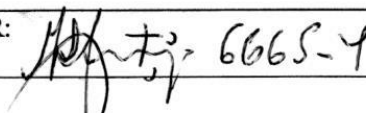
INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP). Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60, 1991.

DANTAS, BM. Bases para calibração de corpo inteiro utilizando simuladores físicos antropomórficos [dissertação – doutorado]. Rio de Janeiro: Instituto de Biologia, Universidade do Estado do Rio de Janeiro, 1998.

DANTAS, BM, LUCENA, EDER AUGUSTO DE, DANTAS, ANA LETÍCIA ALMEIDA. Guia para monitoração de indivíduos ocupacionalmente expostos a ^{131}I em Serviços de medicina nuclear. Rio de Janeiro - IRD/CNEN, 2011.

ANEXO I

*

		REQUISIÇÃO DE FONTES RADIOATIVAS LABORATÓRIO NACIONAL DE METROLOGIA DAS RADIAÇÕES IONIZANTES SERVIÇO DE METROLOGIA DE RADIONUCLÍDEOS		Nº PEDIDO: 43/04 DATA: 16/04/04	
SERVIÇO: SEMIN		SOLICITANTE: Bernardo		RESPONSÁVEL (chefe): Maria Cristina Lourenço	
RAMAL: 8126					
PROJETO/ATIVIDADE: Monitoração Individual Interna		APLICAÇÃO: Produção de fantoma de tireóide		COOPERAÇÃO COM: IAEA-Projeto ARCAL	
RADIONUCLÍDEO: Ba-133	ATIVIDADE TOTAL: 15 microcuries	ATIVIDADE ESPECÍFICA: 5 microcuries / grama	MASSA/VOLUME: 3 gramas		
TIPOS DE FONTES: (marcar com um x a opção)					
Picnômetro (X) Garrafa () Ampola () Cintilação () Eletrodepositada () Balão ()					
Marinelli () Filtro () Pote () Puntiforme () Tubo de Ensaio () Outros ()					
MEIO: ácido nítrico 1 N					
OBSERVAÇÕES:					
A SER PREENCHIDO PELA METROLOGIA					
RESPONSÁVEL: Antonieta Di Prinzio					
DATA DE PREPARAÇÃO: 28.04.04 ✓					
NÚMERO DA FONTE: 47 L 04					
ATIVIDADE TOTAL: 16,209 µCi					
ATIVIDADE/MASSA-VOLUME: 4,207 µCi/g					
DATA DE REFERÊNCIA: 26.04.04					
MASSA/VOLUME: 3,8531 g					
INCERTEZA TOTAL: 0,72 % -					
PREPARADO POR: Estela e Antonieta					
OBSERVAÇÕES:					
RECEBIDO POR: 			ENTREGUE POR: Estela Bernardes 28/04/04		