



AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**IDENTIFICAÇÃO E ANÁLISE DOS PRINCIPAIS  
RADIONUCLÍDEOS QUE POTENCIALMENTE CONTRIBUEM  
PARA A DOSE INTERNA DOS TRABALHADORES DO  
CENTRO DE RADIOFARMÁCIA**

**MATIAS PUGA SANCHES**

Dissertação apresentada como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Mestre em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear - Aplicações.

Orientador:  
Dr. Alberto Saburo Todo

**São Paulo  
2004**

**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES  
AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE  
DE SÃO PAULO**

**IDENTIFICAÇÃO E ANÁLISE DOS PRINCIPAIS  
RADIONUCLÍDEOS QUE POTENCIALMENTE CONTRIBUEM  
PARA A DOSE INTERNA DOS TRABALHADORES DO CENTRO  
DE RADIOFARMÁCIA**

**MATIAS PUGA SANCHES**



**Dissertação apresentada como parte  
dos requisitos para obtenção do  
Grau de Mestre em Ciências na Área  
de Tecnologia Nuclear – Aplicações**

**Orientador:  
Dr. Alberto Saburo Todo**

*Segunda Edição  
Cópia Revisada pelo Autor segundo sugestões da  
Banca Examinadora*

*Abril/2004*

**São Paulo  
2004**

### **DEUS**

Aquele que nos diz que o importante diante da vida é estar aberto a tudo, ouvidos alerta, atitudes, mente e vidas abertas. Uma força que repõe nossas energias para que possamos suplantar todos os obstáculos impostos por razões conhecidas ou desconhecidas.

### **DEDICATÓRIA**

A minha mãe, Mercedes, pelo exemplo de humildade, dedicação e perseverança, meu reconhecimento e gratidão pelo amor e apoio constante.

### **LUZ**

Meu pai, Mathias, que brilha forte, iluminando de forma incansável o trajeto de minha vida.

### **RECONHECIMENTO**

A minha família, pela paciência nos meus momentos de mau humor e pela compreensão nos momentos de ausência.

### **HOMENAGEM**

A minha irmã Mercedes pelo incentivo, contribuição e enriquecimento dado a este trabalho. A minha mãe e a minha irmã Maria por estarem a meu lado no momento em que concluo mais uma etapa de minha vida acadêmica.

---

Extraído de: LAS CASAS, M.P. **Ensino de Estatística no Primeiro Grau**. 1997. Dissertação (Mestrado) – Centro de Pós Graduação, Pesquisa e Extensão da Universidade Guarulhos.

---

## AGRADECIMENTOS

Ao amigo Dr. Alberto Saburo Todo, pelo incentivo, confiança e orientação na execução desta Dissertação.

Ao amigo Dr. Gian-Maria Agostino Ângelo Sordi, pela oportunidade de desfrutar de seu convívio, amizade, conhecimento e experiência.

À Dra. Linda V. E. Caldas, pelos ensinamentos, estímulo e amizade demonstrada durante a realização deste trabalho.

Ao M.Sc. Demerval Leônidas Rodrigues, amigo de departamento, pelo seu dinamismo e pela cobrança e incentivo para que este trabalho fosse realizado.

Ao Centro de Radiofarmácia pela colaboração para a realização deste trabalho e pelo aprendizado extremamente útil com pessoas amigas.

Ao Serviço de Radioproteção do IPEN e a todos os seus servidores que direta ou indiretamente colaboraram na realização deste trabalho.

Às Dras. Dunstana Rabelo de Melo e Janete Cristina Gonçalves Gaburo Carneiro pelas sugestões importantes que contribuíram para a revisão deste trabalho.

# **IDENTIFICAÇÃO E ANÁLISE DOS PRINCIPAIS RADIONUCLÍDEOS QUE POTENCIALMENTE CONTRIBUEM PARA A DOSE INTERNA DOS TRABALHADORES DO CENTRO DE RADIOFARMÁCIA**

**MATIAS PUGA SANCHES**

## **RESUMO**

O princípio de otimização em proteção radiológica indica que deve existir um balanço racional entre os recursos usados no método de monitoração e os benefícios alcançados com o programa de monitoração proposto. O programa de monitoração dos trabalhadores que manuseiam materiais radioativos é influenciado por vários fatores de ordem técnica e operacional. A estimativa das doses internas causadas por inalação ou ingestão de materiais radioativos, freqüentemente, está baseada na medida da atividade existente nos tecidos do corpo e na análise de excretas. Desta forma fazendo uso dos dados obtidos em laboratório e dos modelos biocinéticos recomendados pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) foi proposto um estudo para identificar os principais radionuclídeos que potencialmente contribuem para a dose interna dos trabalhadores nas instalações do Centro de Radiofarmácia (CR) do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN). A metodologia aplicada para a identificação destes radionuclídeos leva em conta os critérios estabelecidos pela ICRP e pela Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA). O propósito prático para desenvolver este estudo foi estabelecer um procedimento consistente que garantisse a avaliação da dose de modo simples e rápido dentro dos padrões de qualidade. O resultado deste estudo indicou a necessidade de medidas rotineiras para sete radionuclídeos dentre os vários compostos manuseados no CR, evitando desta maneira o trabalho desnecessário relacionado com os valores de atividade que não são pertinentes para o controle da saúde ocupacional dos trabalhadores. As principais vias de incorporação, a freqüência apropriada para a monitoração e os níveis de referências derivados também foram determinados.

# **IDENTIFICATION AND ANALYSIS OF MAIN RADIONUCLIDES THAT POTENTIALLY CONTRIBUTE TO THE INTERNAL DOSE FOR WORKERS AT RADIOPHARMACY FACILITIES**

**MATIAS PUGA SANCHES**

## **ABSTRACT**

The optimization principle in radiation protection means that there is a reasonable balance between resources used to monitor exposures and the benefits due to the monitoring program. Programs for the monitoring of workers handling radioactive materials are influenced by numerous factors. Estimation of internal doses due to inhalation or ingestion of radioactive materials is often based on measurements of the activity in the tissues of the body and in excreta, following a given intake. In order to enable dose estimations using the biokinetic models recommended by the ICRP and laboratory data, it is proposed to carry out comprehensive study to identify the main radionuclides that potentially contribute to the internal dose of workers at radiopharmacy facilities. The applied methodology for identification of these radionuclides takes into account criteria set out by the ICRP and IAEA. The practical purpose to set up this study was to establish a consistent approach to ensure that the dose assessments are as simple as possible and guarantee the necessary quality standards. The result of this study has indicated the requirement of routine measurements for seven radionuclides over all range of radioactive material compounds, handled at the radiopharmacy plant of IPEN, avoiding unjustifiable work concerning activity levels that are not relevant for the health of the occupationally exposed persons. The main intake pathways, the appropriate monitoring frequencies and derived reference level have also been identified.

## SUMÁRIO

	Página
<b>1 INTRODUÇÃO.....</b>	01
1.1 Estado da Arte .....	01
1.2 Objetivos .....	03
<b>2 FUNDAMENTOS TEÓRICOS .....</b>	04
2.1 Conceito de Monitoração Rotineira e Especial .....	04
2.2 Grandezas Dosimétricas.....	06
2.2.1 Dose Equivalente Comprometida .....	06
2.2.2 Dose Efetiva Comprometida.....	07
2.3 Conceito de Limites .....	07
2.3.1 Conceito de Limite de Incorporação Anual .....	07
2.3.2 Níveis de Referência .....	08
2.3.3 Níveis de Referência Derivados .....	10
<b>3 FUNDAMENTOS PARA O PROGRAMA DE MONITORAÇÃO .....</b>	12
3.1 Importância da Monitoração .....	12
3.2 Considerações sobre a Instalação Radiativa .....	13
3.3 Radionuclídeos Presentes na Instalação .....	17
3.4 Atividades Exercidas pelos Trabalhadores - Principais Vias de Incorporação .....	19
3.5 Monitoração Individual.....	19
3.6 Monitoração do Local de Trabalho.....	20
3.7 Avaliação da Dose Interna .....	21
<b>4 METODOLOGIA UTILIZADA NA ESTIMATIVA DOSIMÉTRICA ...</b>	23
4.1 Considerações Gerais sobre Exposição Potencial .....	23
4.2 Importância da Monitoração Inicial do Trabalhador .....	23
4.3 Seleção dos Radionuclídeos para a Elaboração de um Programa de Monitoração Interna .....	24
4.3.1 Fator de Decisão para Monitoração Individual .....	30

	<b>Página</b>
4.4 Tipo de Monitoração .....	31
4.4.1 Monitoração Rotineira e Especial .....	31
4.4.2 Escolha do Método de Avaliação .....	32
4.5 Avaliação da Incorporação e da Dose Interna .....	33
4.6 Determinação da Frequência das Medidas .....	34
<b>5 RESULTADOS E DISCUSSÃO .....</b>	<b>37</b>
5.1 Principais Radionuclídeos do CR .....	37
5.2 Seleção dos Radionuclídeos .....	38
5.3 Determinação da Atividade Incorporada e da Dose Efetiva Comprometida Mínima .....	40
5.4 Frequência de Medida .....	44
5.5 Níveis de Referência Derivados .....	47
<b>6 CONCLUSÕES .....</b>	<b>49</b>
<b>APÊNDICE A - DETERMINAÇÃO DA FREQUÊNCIA DE MEDIDA PARA OS RADIONUCLÍDEOS DE INTERESSE NO CR .....</b>	<b>51</b>
<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS .....</b>	<b>61</b>



## LISTA DE TABELAS

		<b>Página</b>
TABELA 3.1	Compostos dos Principais Radionuclídeos e Atividades Manuseadas .....	17
TABELA 3.2	Folha de Dados para os Radioisótopos Presentes no CR ..	18
TABELA 4.1	Fatores de Segurança para Manuseio .....	25
TABELA 4.2	Fatores de Segurança para Proteção .....	26
TABELA 4.3	Radionuclídeos de Interesse .....	28
TABELA 4.4	Atividade Limitante e Atividade Manuseada .....	29
TABELA 4.5	Valores de Referência dos Parâmetros de Transferência do Trato Respiratório para o Sangue para os Três Tipos de Compostos .....	30
TABELA 5.1	Fator de Decisão para Monitoração Individual para cada um dos Radionuclídeos de Interesse .....	39
TABELA 5.2	Radionuclídeos Seleccionados para Monitoração Individual Rotineira .....	40
TABELA 5.3	Função de Retenção e Função de Excreção para Iodo-131.....	42
TABELA 5.4	Atividade Incorporada e Dose Efetiva Comprometida Mínima Detectável ( $E_{min}(50)$ ).....	43
TABELA 5.5	Apresentação dos fatores R1 e R2 que indicam uma subestimativa ou superestimativa da dose.....	46
TABELA 5.6	Nível de Registro Derivado e Nível de Investigação Derivado.....	47

## 1 INTRODUÇÃO

A existência de instalações que manuseiam fontes de radiação não seladas, como as que produzem radioisótopos para aplicações médicas e pesquisas, gera riscos de contaminação interna dos trabalhadores ocupacionais.

A contaminação interna dos trabalhadores ocorre quando o indivíduo incorpora uma quantidade de material radioativo via inalação, ingestão ou através da pele. A metodologia usada para quantificar as incorporações de radionuclídeos pelo trabalhador a partir dos resultados de medidas em excretas, órgãos, tecidos ou no corpo inteiro é conhecida como dosimetria interna<sup>(01)</sup>.

O controle da contaminação interna é um dos componentes do programa de monitoração, considerando o risco potencial de incorporação de material radioativo. Como consequência torna-se importante desenvolver e aprimorar técnicas para a monitoração dos radionuclídeos presentes nos locais de trabalho.

As atividades do programa de monitoração interna são conduzidas pelo serviço de proteção radiológica da instalação e têm como objetivo evitar que os limites de dose sejam excedidos e que as irradiações dos trabalhadores sejam mantidas tão baixas quanto racionalmente exequíveis, considerando os fatores econômicos e sociais.

### 1.1 Estado da Arte

O programa de monitoração para contaminação interna pode ser efetuado in vivo ou in vitro e sua função bem como a frequência são determinadas, segundo estabelecido nas publicações 35<sup>(02)</sup> e 75<sup>(03)</sup> da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP).

Em 1991, a ICRP editou sua publicação 60<sup>(04)</sup>, onde atualiza as recomendações básicas incorporando a nova informação biológica disponível sobre o detrimento associado com as exposições às radiações. No caso da avaliação da contaminação interna, os limites de incorporação anuais para trabalhadores (LIA) devem ser revisados para estarem de acordo com as novas recomendações. A publicação 61<sup>(05)</sup> da ICRP apresenta uma revisão para os LIA considerando o novo valor do limite de dose efetiva anual e os novos fatores de ponderação para tecidos, mantendo a metodologia de cálculo e os modelos metabólicos da publicação 30<sup>(06)</sup> da ICRP.

Os constantes avanços na área de dosimetria interna fizeram com que a ICRP introduzisse importantes modificações nos modelos biocinéticos. Após a publicação 30<sup>(06)</sup> da ICRP foram revisados os modelos biocinéticos para alguns radionuclídeos, publicações 56<sup>(07)</sup>, 67<sup>(08)</sup> e 69<sup>(09)</sup>, e em 1994 foi editada a publicação 66<sup>(10)</sup>, que descreve um novo modelo cinético e dosimétrico para o trato respiratório.

A publicação 68<sup>(11)</sup> da ICRP apresenta os coeficientes de dose para trabalhadores, dose efetiva comprometida por unidade de incorporação, onde introduz o novo modelo para o trato respiratório e modelos metabólicos atualizados. Paralelamente, a ICRP editou a sua publicação 75<sup>(03)</sup> sobre princípios gerais para a proteção radiológica dos trabalhadores.

Estas ações realizadas pela ICRP culminaram na publicação de um novo guia para o projeto de um programa de monitoração interna e interpretação dos resultados, para um grupo de radionuclídeos de importância na exposição ocupacional, publicação 78<sup>(12)</sup>.

As normas nacionais vigentes<sup>(13)</sup> seguem as recomendações e os modelos dosimétricos baseados nas publicações 26<sup>(14)</sup>, 30<sup>(06)</sup>, 35<sup>(02)</sup> e 54<sup>(15)</sup> da ICRP, porém o presente trabalho irá utilizar os dados apresentados nas publicações internacionais mais recentes. A metodologia apresentada será aplicada para estimar as doses efetivas recomendadas na publicação 60<sup>(04)</sup> da ICRP e os modelos de retenção sistêmica mais atualizados<sup>(07, 08, 09, 10, 11, 12)</sup>.

## 1.2 Objetivos

O presente estudo está inserido no programa de monitoração para bioanálise de trabalhadores e avaliação das doses internas.

Atendo-se às premissas da monitoração, o objetivo principal do presente trabalho é avaliar os principais radionuclídeos presentes na instalação em estudo e que potencialmente contribuem para a dose interna dos trabalhadores. Para alcançar este objetivo são estabelecidas as seguintes metas:

- avaliar e apresentar os requisitos necessários para a implementação de um programa de monitoração ocupacional da contaminação interna;
- catalogar todos os radionuclídeos e seus compostos produzidos, na instalação em estudo, que potencialmente contribuem para a dose interna dos trabalhadores;
- efetuar a análise dos dados da monitoração em função dos limites de dose efetiva comprometida recomendados pela ICRP<sup>(04)</sup> e pela Agência Internacional de Energia Atômica<sup>(16)</sup> (IAEA), correlacionando-os com os níveis derivados de referência; e
- contribuir para a melhoria do desempenho das atividades no setor de dosimetria interna da Instituição.

## 2 FUNDAMENTOS TEÓRICOS

A seguir são apresentados os principais conceitos utilizados neste trabalho e que estão relacionados ao programa de monitoração interna, limites de incorporação e grandezas dosimétricas.

### 2.1 Conceito de Monitoração Rotineira e Especial

#### Monitoração Rotineira

Os objetivos principais de um programa de monitoração rotineira individual<sup>(12)</sup> podem ser resumidos como:

- obter uma avaliação da dose efetiva comprometida e, quando apropriado, a dose equivalente comprometida nos tecidos significativamente expostos, para demonstrar concordância com as normas e recomendações;
- contribuir para o controle das operações e na elaboração dos planos de radioproteção; e
- no caso de exposição acidental, fornecer subsídios para a implementação das ações e ajuda para qualquer acompanhamento clínico, para fins de tratamento.

Os trabalhadores que exercem atividades em áreas controladas sob o ponto de vista de proteção radiológica, onde existe a probabilidade de incorporações de materiais radioativos em condições normais de operação, necessitam ser submetidos a um programa de monitoração individual para a contaminação interna. A decisão sobre qual técnica de medida a ser empregada, se in vivo ou in

ou in vitro, dependerá principalmente do tipo de radiação emitida. Na prática, para medidas rotineiras, quase todos os emissores de radiação gama são detectados por medições in vivo, geometria de corpo inteiro, e em alguns casos é feita por medições em órgãos. Os emissores alfa e beta, geralmente, são detectados por medições in vitro.

As medidas rotineiras incluem as medidas pré-ocupacionais, as medidas periódicas e as medidas pós-ocupacionais. Estas medidas devem ser realizadas para confirmar a existência dos controles operacionais e para avaliar as doses.

As medidas pré-ocupacionais devem ser realizadas antes da admissão de um indivíduo em atividades que envolvam o manuseio de materiais radioativos.

As medidas periódicas são realizadas onde existe o risco de incorporação acima dos valores limitantes previstos. Como exigência mínima, a monitoração periódica deve ser realizada uma vez ao ano<sup>(17)</sup>.

As medidas pós-ocupacionais devem ser realizadas para manter o registro da presença ou não de contaminação radioativa no encerramento das atividades ocupacionais de um indivíduo.

### Monitoração Especial

A monitoração especial é realizada para verificar uma situação anormal que possa ter sido provocada por situações de incorporações potenciais. A monitoração especial pode ser necessária como resultado de uma exposição conhecida ou suspeita, ou de um incidente, ou após um acidente. Frequentemente, é sugerida quando os resultados da monitoração do ar ou a medida de bioanálise de rotina excede o nível de investigação derivado.

Em geral, a monitoração especial não é conduzida diferentemente daquela praticada na medida de rotina em termos de técnica de medida. A avaliação da dose será simplificada pelo fato de se conhecer o radionuclídeo e, o momento em que se deu o começo do incidente, embora possam ser necessárias melhorias na sensibilidade do método ou um intervalo de tempo de processamento mais rápido. Nesta situação, o laboratório deve ser avisado de que a análise da amostra ou a

medida direta tem prioridade sobre as medidas de rotina, e a frequência de monitorações subseqüentes pode ser alterada. O laboratório também deve ser informado que as amostras podem possuir um nível de atividade muito mais alto que o normal; assim a técnica de medida para a situação de monitoração especial deve ser seqüenciada e qualquer precaução necessária deve ser tomada para se evitar a contaminação de outras amostras.

## 2.2 Grandezas Dosimétricas

As grandezas adotadas na norma básica de segurança<sup>(16)</sup> que expressam as doses recebidas pelas incorporações de radionuclídeos para propósitos de proteção radiológica são a dose efetiva ( $E$ ) e a dose equivalente no tecido ou órgão T ( $H_T$ ).

A grandeza de interesse primário para a avaliação da dose interna é a dose efetiva comprometida. Para a exposição ocupacional, todas as pessoas expostas são adultas e, portanto, o período de tempo em que a dose efetiva comprometida é avaliada é 50 anos, independente da idade do trabalhador na ocasião em que se deu a incorporação.

### 2.2.1 Dose Equivalente Comprometida

A dose equivalente comprometida é a integral no tempo da taxa de dose equivalente em um certo órgão ou tecido, onde  $\tau$  é o intervalo de integração, em anos, transcorrido após a incorporação.

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0 + \tau} \dot{H}_T(t) dt \quad 2.1$$

### 2.2.2 Dose Efetiva Comprometida

A dose efetiva comprometida é a soma dos produtos das doses equivalentes comprometidas nos órgãos ou tecidos pelos fatores de ponderação específicos aos órgãos ou tecidos, onde  $\tau$  é o intervalo de integração, em anos, transcorrido após a incorporação.

$$E(\tau) = \sum_T w_T \cdot H_T(\tau) \quad 2.2$$

### 2.3 Conceito de Limites

As publicações da IAEA<sup>(16)</sup> e da Comissão Nacional de Energia Nuclear<sup>(13)</sup> (CNEN) estabelecem valores limitantes para a exposição ocupacional à radiação. Estes valores incluem um limite de dose para órgãos ou tecidos individuais para se evitar os efeitos determinísticos, e um limite de dose efetiva baseado no risco de efeitos estocásticos. As exigências quanto ao registro da dose equivalente comprometida para órgãos e tecidos de interesse bem como a dose efetiva comprometida são estabelecidas nos dispositivos regulatórios.

#### 2.3.1 Conceito de Limite de Incorporação Anual

Em situações de exposição causada por um único radionuclídeo por inalação ou ingestão, sem nenhuma exposição externa, o limite de incorporação ( $I_{j,L}$ ) correspondente ao limite aplicável ( $L$ ) para a dose efetiva ( $e$ ) é dado por:

$$I_{j,L} = \frac{L}{e(g)_j} (Bq) \quad (2.3)$$

onde



$I_{j,L}$  é o limite de incorporação do radionuclídeo  $j$ , correspondente ao limite aplicável, em Bq;

$L$  é o limite anual para dose efetiva, em Sv; e

$e(g)_j$  é a dose efetiva comprometida por unidade de incorporação por ingestão e inalação do radionuclídeo  $j$  pelo grupo de idade  $g$ , em Sv.Bq<sup>-1</sup>.

### 2.3.2 Níveis de Referência

Um nível de referência é um valor pré-determinado de uma grandeza acima do qual devem ser tomadas ações ou decisões específicas. Os valores de referência podem ser baseados na dose ou na incorporação. Incluem os níveis de registro (se o valor for excedido, o resultado deve ser registrado, enquanto que valores inferiores a este nível devem ser ignorados); de investigação (se o valor for excedido, a causa ou as implicações dos resultados devem ser examinadas); de intervenção (se o valor for excedido a situação é considerada inaceitável e devem ser consideradas medidas corretivas imediatas e ações de proteção); e de modo mais genérico, nível de ação, acima do qual deve ser considerada alguma ação específica.

O uso destes níveis pode evitar trabalho desnecessário e improdutivo e pode ajudar na disponibilidade efetiva de recursos <sup>(18)</sup>.

#### Conceito de Nível de Intervenção

O nível de intervenção representa a quantidade de incorporação ou dose, igual ou acima da qual o pessoal médico deve ser notificado. A notificação deve ser feita dentro do prazo mais curto possível mas, necessariamente, não constitui uma caracterização importante para terapia. Estabelecido pela autoridade regulatória, aplica-se à exposição à radiação para a dose que pode ser evitada por uma contra medida específica; freqüentemente possui caráter mandatório.

## Conceito de Nível de Investigação

O nível de investigação (NI) é o valor de uma grandeza tal como a dose efetiva, atividade por unidade de área ou de volume, acima do qual deve ser conduzida uma investigação. Para incorporações de radionuclídeos, o nível de investigação está relacionado com um valor de dose efetiva comprometida acima do qual o resultado de uma monitoração é considerado como suficientemente importante para justificar uma investigação adicional. O nível de investigação é estabelecido pela autoridade controladora da prática e dependerá dos objetivos do programa e do tipo de investigação a ser realizada.

Para a monitoração rotineira, o nível de investigação para uma incorporação de radionuclídeo é estabelecido em relação ao tipo e à frequência de monitoração bem como ao nível esperado e à variação da incorporação. O valor numérico do nível de investigação depende do conhecimento das condições do local de trabalho. Um nível de investigação pode ser estabelecido para indivíduos envolvidos numa operação em particular, seja ela rotineira ou basicamente ocasional, ou pode ser idealizado para indivíduos dentro de um local de trabalho sem referência a uma operação em particular.

Como exemplo, para uma operação que requer monitoração rotineira, um NI pode ser estabelecido com base na dose efetiva comprometida de 5 mSv <sup>(19)</sup> para um ano de incorporações. Portanto, para  $N$  períodos de monitoração no ano, o nível de investigação (em Bq) para a incorporação de qualquer radionuclídeo ( $j$ ) em qualquer período de monitoração seria dado por :

$$(NI)_j = \frac{0,005}{N \cdot e(g)_j} (Bq) \quad 2.4$$

onde

$e(g)_j$  é a dose efetiva comprometida por unidade de incorporação por ingestão ou inalação do radionuclídeo  $j$  pelo grupo de idade  $g$ , em Sv.Bq<sup>-1</sup>.

O estabelecimento deste valor tem o objetivo de investigar as circunstâncias e, num grau racional, determinar as condições e parâmetros reais para a

avaliação da dose, ao invés de fazer uso das suposições básicas. Uma investigação pode envolver medidas especiais, revisão do histórico do trabalho, determinação da forma do material, e modificação dos parâmetros biocinéticos, e terminar com a avaliação de uma dose.

### Conceito de Nível de Registro

O nível de registro (NR) é definido como um valor de dose, exposição ou atividade, especificado pela autoridade regulatória, acima do qual necessita ser assentado nos registros de exposição individual. Como exemplo de NR para a incorporação de um radionuclídeo pode ser estabelecido o valor correspondente a uma dose efetiva comprometida de 1 mSv<sup>(19)</sup> causada por incorporações durante um ano. Portanto, para  $N$  períodos de monitorações por ano, o nível de registro para incorporações de radionuclídeo ( $j$ ) em um período de monitoração será dado por:

$$(NR)_j = \frac{0,001}{N.e(g)_j} (Bq) \quad 2.5$$

O nível de registro é um valor atribuído para as incorporações ou doses iguais ou acima do qual deve ser dada atenção especial para determinar se a sua ocorrência é real. Quando este valor for alcançado é requerida a implementação de um seguimento especial para confirmar um resultado rotineiro.

### 2.3.3 Níveis de Referência Derivados

As grandezas realmente medidas em programas de bioanálise individual são as atividades de radionuclídeos presentes no corpo ou em amostras de excreta e, portanto, é conveniente estabelecer níveis de referência para os resultados destas medidas. Os níveis de referência derivados são ferramentas práticas que permitem efetuar um diagnóstico rápido da situação das exposições ocupacionais. Estes níveis de referência são denominados níveis de investigação derivados (NID) e níveis de registro derivados (NRD). Os níveis de investigação e de

registro derivados são calculados separadamente para cada radionuclídeo. Eles são especificados para a forma do radionuclídeo existente no local de trabalho, e para a frequência de monitoração estabelecida no programa de monitoração individual interno. Neste caso, são apresentados pela expressão:

$$(NID)_j = \frac{0,005}{N.e(g)_j} .m(t_0) (Bq) \quad 2.6$$

e

$$(NRD)_j = \frac{0,001}{N.e(g)_j} .m(t_0) (Bq) \quad 2.7$$

onde

$t_0$ , é o intervalo de tempo transcorrido a partir da incorporação até a realização da análise por bioanálise, é normalmente calculado como  $365 / 2.N$  dias, baseado na suposição de que a incorporação ocorreu na metade do período de monitoração; e

$m(t_0)$  é a função de retenção ou excreção para o radionuclídeo de interesse.

Para fins de estudos epidemiológicos, ainda que a dose resultante esteja abaixo daquela associada com o nível de registro, os resultados das medidas podem ser mantidos nos registros da monitoração da radiação para o local de trabalho e para os indivíduos. Nos casos de exposição dos trabalhadores para radiação externa ou para múltiplos radionuclídeos, a autoridade controladora da prática pode decidir reduzir apropriadamente os níveis derivados para radionuclídeos individuais. Para o cálculo dos níveis de referência derivados, a contribuição referente à dose efetiva causada pela exposição externa deve ser levada em conta, pois, a soma das duas componentes, dose interna mais externa, não deve exceder ao valor pré-determinado.

Os níveis de referência derivados são as medidas de valores para uma bioanálise em particular que correspondem a um valor de referência mais geral sob circunstâncias definidas especificamente.

### **3 FUNDAMENTOS PARA O PROGRAMA DE MONITORAÇÃO**

A palavra monitoração está relacionada com o processo de medida e sua interpretação. Portanto, a monitoração da contaminação radioativa interna do corpo humano tem como significado a medida do conteúdo de um contaminante radioativo num órgão ou num tecido do corpo ou nas excretas. Em seguida, é necessário interpretar os resultados da medida em termos da dose efetiva comprometida de tal modo que demonstre concordância com as exigências gerenciais e regulatórias.

#### **3.1 Importância da Monitoração**

Os regulamentos legais e os interesses da autoridade controladora da prática determinam o propósito de um programa de monitoração e, portanto, definem o critério para a necessidade de monitoração. O conhecimento e a informação técnica a respeito das condições de trabalho influenciam a maneira como a monitoração é realizada.

A FIG. 3.1 apresenta de forma esquemática os principais fatores que influenciam o projeto de um programa de monitoração.

A necessidade da monitoração individual é determinada por meio do conhecimento das condições do local de trabalho e do potencial para a exposição de trabalhadores. Em geral, ela depende da quantidade de material radioativo presente e dos radionuclídeos envolvidos, das formas química e física do material radioativo, do tipo de contenção utilizada, das operações realizadas e das condições gerais de trabalho.

A monitoração individual deve ser usada rotineiramente somente para trabalhadores que estão empregados em áreas que são classificadas como controladas, especificamente em relação ao controle da contaminação, nas quais existe uma expectativa de ocorrência de incorporações. Se as condições do local de trabalho, em base à experiência, indicarem que as doses efetivas comprometidas causadas por incorporações anuais para a exposição ocupacional não excedem a 1 mSv, não existe a necessidade da monitoração individual rotineira.

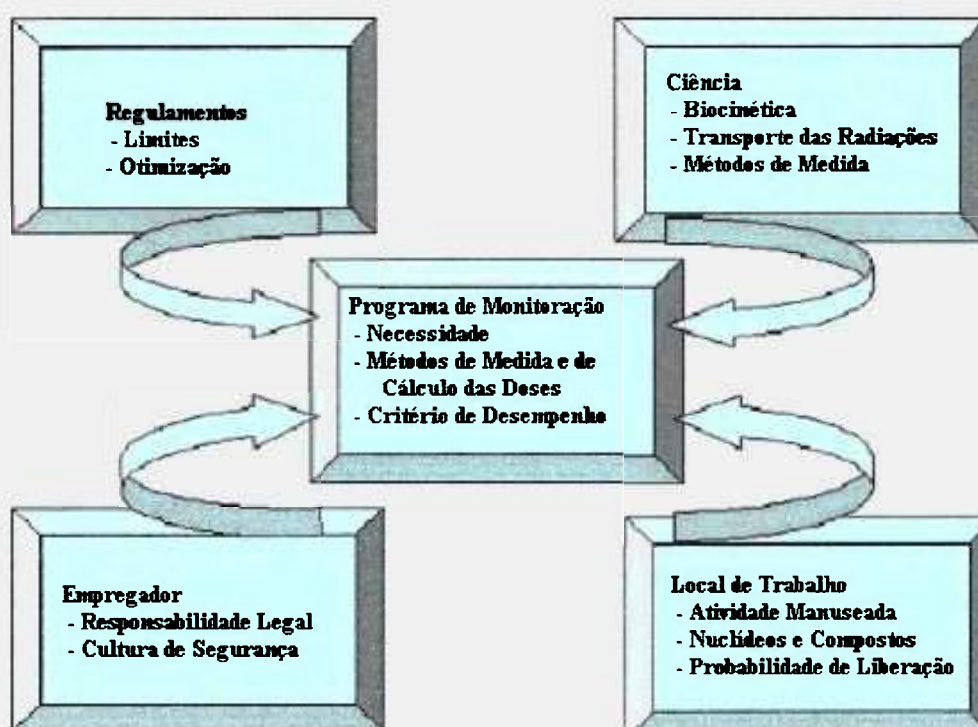


FIGURA 3.1 - Fatores que influenciam o projeto de um programa de monitoração<sup>(20)</sup>

### 3.2 Considerações sobre a Instalação Radiativa

A instalação de interesse é o Centro de Radiofarmácia (CR) do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) que tem como objetivo a produção de materiais radioativos para aplicações médicas e de pesquisa.

O CR é composto de setores para produção, fracionamento e distribuição de materiais radioativos. Está equipado com celas blindadas, capelas radioquímicas, caixas com luvas, equipamentos, instrumentos e outros dispositivos para pesquisa, desenvolvimento, controle de substâncias marcadas e agentes de radiodiagnóstico.

Atualmente, são processados e manuseados, no CR, vários radionuclídeos e compostos sob forma não selada em quantidades que requerem procedimentos para evitar que sejam observadas exposições significativas que possam gerar preocupação para a proteção radiológica.

As áreas ocupadas pelas celas de processamento e distribuição de radioisótopos primários e radiofármacos marcados são as que apresentam maior potencial para incorporação (FIG. 3.2 (a)), seguidas pelo setor de acondicionamento de rejeitos radioativos provenientes de celas de processamento e marcação (FIG. 3.2 (b)). A probabilidade de incorporação aumentará em função de falhas que possam surgir no sistema de insuflação e exaustão de ar durante a realização de procedimentos de manutenção e recarga de material radioativo nas celas de processamento e durante a retirada de rejeitos radioativos para gerenciamento, segregação e controle.

Os laboratórios de controle de qualidade de radiofármacos e pesquisa de novos produtos (FIG 3.2. (c)), constituídos por caixas com luvas e capelas com exaustão apresentam menor potencial para incorporação devido à restrição imposta nas quantidades de material radioativo manuseadas nestes locais. A probabilidade de incorporação de materiais radioativos aumentará em função de falhas no cumprimento de exigências administrativas e gerenciais.

Desta forma, torna-se importante a definição de um programa de monitoração para os trabalhadores que manuseiam fontes não seladas em uma instalação radiativa. Em todos esses processos, a identificação e a análise dos principais radionuclídeos que contribuem para as doses dos trabalhadores são fatores importantes para a implementação de um programa de radioproteção eficaz<sup>(03)</sup>.



FIGURA 3.2 (a) - Instalação do Centro de Radiofarmácia (CR) do IPEN

*Ilustração do setor de manutenção de celas blindadas onde são realizadas operações durante o fracionamento de material radioativo.*





FIGURA 3.2 (b) - Instalação do Centro de Radiofarmácia (CR) do IPEN

*Ilustração do setor de recolhimento de rejeitos radioativos sólidos e líquidos provenientes das celas blindadas.*



FIGURA 3.2 (c) - Instalação do Centro de Radiofarmácia (CR) do IPEN

*Ilustração dos laboratórios de manipulação, pesquisa e controle de qualidade: setor de manipulação de celas quentes, caixa com luvas e capelas com exaustão.*

### 3.3 Radionuclídeos Presentes na Instalação

Na TAB. 3.1 são apresentados os compostos dos principais radionuclídeos presentes na instalação do CR e as atividades manuseadas segundo dados divulgados no relatório de atividades da instalação. Na TAB. 3.2 são apresentadas as folhas de dados dos principais radioisótopos.

TABELA 3.1 Compostos dos Principais Radionuclídeos e Atividades Manuseadas

<b>COMPOSTO</b>	<b>ATIVIDADE POR ANO A<sub>j</sub> (GBq)</b>
<sup>18</sup> F – Fluorodeoxiglicose (FDG)	5,00 E02
<sup>32</sup> P – Ácido Fosfórico	7,40 E01
<sup>32</sup> P – Fosfato de Sódio	3,70 E01
<sup>35</sup> S – Sulfato de Sódio	3,70 E01
<sup>35</sup> S – Ácido Sulfúrico	2,00 E00
<sup>67</sup> Ga – Citrato de Gálio	1,50 E03
<sup>45</sup> Ca – Cloreto de Cálcio	5,00 E-01
<sup>201</sup> Tl – Cloreto de Tálcio	6,50 E02
<sup>51</sup> Cr – Cloreto de Cromo	1,00 E02
<sup>51</sup> Cr – Cromato de Sódio	5,00 E01
<sup>51</sup> Cr - EDTA	3,00 E01
<sup>51</sup> Cr – Soro Albumina	1,00 E00
<sup>153</sup> Sm - Samário	6,00 E01
<sup>153</sup> Sm - EDTMP	1,50 E03
<sup>153</sup> Sm - Hidroxiapatita	2,00 E01
<sup>99</sup> Mo / <sup>99m</sup> Tc – Gerador (Pertecnetato de Sódio)	9,40 E05
<sup>131</sup> I – Cápsulas – Iodeto de Sódio	3,00 E03
<sup>131</sup> I – Iodeto de Sódio	3,80 E04
<sup>131</sup> I - Hippuran	1,50 E01
<sup>131</sup> I - Lipiodol	1,00 E01
<sup>131</sup> I – Soro Albumina	1,00 E00
<sup>131</sup> I - Metaiodobenzilguanidina	5,00 E02
<sup>125</sup> I – Soro Albumina Humana	1,00 E00

*Dados obtidos do relatório anual do CR, ano 2002*

TABELA 3.2 Folha de Dados para os Radioisótopos Presentes no CR<sup>(21)</sup>

Isótopo	Tipo de Radiação e Energias	Meia Vida	Informações Dosimétricas
I-131	Beta – 606 keV - 89,3% Gama – 364 keV – 81,2%	Física – 8,04 dias Biológica – 120 a 138 dias (iodo livre); 80,4 dias (tireóide) Efetiva – 7,6 dias (iodo livre)	Órgão de Deposição – glândula tireóide Tipo de bioanálise – medição de tireóide.
I-125	Beta – 22,7 keV – 20% Gama – 35,5 keV – 6,5% Raios X – 3,8 keV – 15% 27,2 keV – 39% 27,5 keV – 73% 31 keV – 25%	Física – 60,14 dias Biológica – 120 a 138 dias (iodo livre); 80,4 dias (tireóide) Efetiva – 42 dias (iodo livre)	Órgão de Deposição – glândula tireóide Tipo de bioanálise – medição de tireóide.
Tc-99m	Gama – 141 keV – 89% Raios X – 18 keV – 6%: 21 keV – 1,2%	Física – 6 horas Biológica – 1 dia Efetiva – 4,8 horas	Órgão de Deposição - glândula tireóide; trato GI superior. Tipo de Bioanálise – medição de corpo inteiro
Cr-51	Gama – 320 keV – 9,8% Raios X – 5,2 keV – 22,3% Beta – 4,4 keV – 67%	Física – 27,7 dias Biológica – 616 dias; 18 dias (corpo inteiro); 1000 dias (osso) Efetiva – 26,6 dias (corpo inteiro)	Órgão de Deposição – osso; fígado; intestino grosso inferior. Tipo de bioanálise – medição de corpo inteiro.
Ga-67	Raios X - 8,6 keV - 49%; 9,3 keV - 36% Gama - 184 keV - 20%; 300 keV - 16% Elétrons - 1 keV- 165%; 7,5 keV - 60%; 84 keV - 27%	Física – 78,3 horas Biológica – 12 anos Efetiva – 3,3 dias	Órgão de Deposição – intestino grosso inferior. Tipo de bioanálise – medição de corpo inteiro.
Tl-201	Gama: 71 keV (47%); 135 keV (3%); 167 keV (10%)	Física – 73,1 horas Biológica – 10 dias Efetiva – 2,3 dias	Órgão de Deposição – pulmões, parede do estômago Tipo de bioanálise – medição de corpo inteiro
F-18	Raios X – 511 keV – 194% Pósitron – 634 keV – 97%	Física – 1,83 horas Biológica – 6 horas Efetiva – 1,4 horas	Órgão de Deposição – pulmão; parede do estômago; superfície óssea. Tipo de Bioanálise – medição de corpo inteiro
Sm-153	Beta -632 keV -34% 702 keV – 44% 805 keV – 21% Gama – 103 keV – 28%	Física – 1,929 dias Biológica – 3500 dias Efetiva – 1,929 dias	Órgão de Deposição – Trato GI, ossos; fígado. Tipo de bioanálise – urinálise.
P-32	Beta – 1710 keV – 100%	Física – 14,29 dias Biológica – 257 dias (corpo inteiro); 1155 dias (ossos) Efetiva – 14,29 dias	Órgão de Deposição – pulmões; osso (solúvel); Trato GI (insolúveis). Tipo de bioanálise – urinálise.
S-35	Beta – 167,5 keV – 100%	Física – 87,44 dias Biológica – 623 dias (enxofre livre); 90 dias (enxofre associado) Efetiva – 44 a 76 dias (enxofre livre)	Órgão de Deposição – testículos; tecidos do corpo inteiro. Tipo de bioanálise – urinálise.
Ca-45	Beta – 257 keV - 100%	Física – 162,61 dias Biológica – 18000 dias (osso) Efetiva – 162,61 dias	Órgão de Deposição – osso; pulmões Tipo de bioanálise – urinálise.

### 3.4 Atividades Exercidas pelos Trabalhadores – Principais Vias de Incorporação

O CR mantém um programa de abastecimento de radioisótopos cujo propósito é servir às necessidades do país por meio de:

- uma distribuição confiável;
- projeto e desenvolvimento de equipamento e instrumentos associados;
- novos produtos e aplicações;
- prestação de serviços; e
- formação de recursos humanos.

As principais tarefas realizadas pelos trabalhadores consistem em processar, marcar e fracionar os radioisótopos distribuídos e comercializados pelo CR. No exercício destas tarefas os trabalhadores podem se expor aos produtos voláteis e aerossóis oriundos das várias etapas envolvidas no processo, e conseqüentemente apresentarem contaminação radioativa externa e interna em função das técnicas de manipulação envolvidas bem como da exposição externa.

As principais vias de incorporação consideradas em função dos procedimentos de manipulação empregados são a inalação para o caso de compostos voláteis, principalmente por causa das falhas apresentadas na segurança intrínseca da instalação; e a ingestão e a absorção pela pele tanto para os produtos voláteis como não voláteis, causadas por falhas no cumprimento dos procedimentos operacionais e utilização incorreta dos equipamentos de proteção individual.

### 3.5 Monitoração Individual

#### Métodos de Medida

A monitoração individual para contaminação interna para os trabalhadores do CR é efetuada por duas técnicas de medida, a dosimetria interna in vivo e a dosimetria interna in vitro<sup>(22, 23, 24, 25)</sup>.

A dosimetria in vivo<sup>(19)</sup> consiste, basicamente, na medida direta da atividade existente no corpo ou em um órgão por meio de detectores de radiação acoplados a equipamentos de contagem de radiação. Esses sistemas são denominados contadores de corpo inteiro e contadores de partes do corpo. A medida in vivo apresenta uma boa eficiência na detecção de materiais radioativos emissores de radiação gama, apresentando menor eficiência na detecção de emissores de radiação beta e alfa. Uma das vantagens desse método é que, como a grandeza é medida diretamente no corpo, as avaliações das doses podem ser inferidas rapidamente.

A dosimetria in vitro<sup>(25)</sup> está baseada na avaliação indireta da quantidade do material radioativo presente no corpo, por meio da análise de amostras de material biológico do indivíduo como, por exemplo, urina, fezes, sangue, etc. Essa análise é efetuada pela determinação da quantidade de material radioativo presente na amostra. Em geral, as análises em amostras de excretas, como urina e fezes, são as mais utilizadas rotineiramente. A dosimetria interna in vitro possui a vantagem de ser aplicável a todos os radionuclídeos, mesmo aqueles emissores de radiação de baixa energia. Uma desvantagem é que o método de separação química do elemento radioativo presente nas excretas pode envolver técnicas complexas e demoradas.

### 3.6 Monitoração do Local de Trabalho

#### Monitoração do Ar

Além das técnicas de monitoração já citadas, é necessário efetuar a monitoração do ar do local de trabalho. Antes de por em prática os métodos para determinação da atividade incorporada deve-se obter uma estimativa da concentração de radioatividade no ar. A monitoração do ar é realizada para identificar e monitorar o material radioativo presente no ambiente, de maneira a verificar as condições de trabalho e alternativamente controlar a incorporação pelos trabalhadores. Além disso, o conhecimento do valor de radioatividade presente no ar é necessário para garantir que as medidas de controle radiológico

estabelecidas são eficazes. É importante notar que a dose efetiva comprometida causada pela incorporação de fontes radiação não é determinada normalmente pela análise dos dados da amostragem de ar, a menos que outras informações tais como os dados de bioanálise não estejam disponíveis ou se apresentam inadequados, ou ainda que a estimativa da dose interna baseada nos valores representativos da concentração no ar demonstre apresentar maior precisão.

A amostragem do ar poderá ser efetuada com monitores fixos, portáteis ou individuais, sendo que a escolha do equipamento adequado dependerá dos objetivos da monitoração. O resultado da monitoração de ar para um determinado local de trabalho, ou para uma determinada operação, fornecerá a concentração do radionuclídeo presente no ambiente. Além disso, a monitoração do ar é útil para se estabelecer a necessidade da monitoração individual para contaminação interna e fornecerá subsídios importantes para a avaliação da incorporação do material radioativo.

### 3.7 Avaliação da Dose Interna

Nestes métodos de monitoração as medidas são interpretadas utilizando modelos biocinéticos para a avaliação da incorporação<sup>(12, 26, 27)</sup>. A palavra avaliação implica na detecção, identificação e quantificação de um contaminante radioativo.

É importante observar, também, que somente o conhecimento da medida da atividade presente no corpo ou a taxa de excreção apresentada pelo organismo não é suficiente para calcular a incorporação no instante em que esta ocorrer. No cálculo da incorporação atual, para distingui-la da remanescente, são necessários também, os seguintes parâmetros:

- a) natureza da radiação, forma química, tipo de radiação;
- b) vias de incorporação e o momento da incorporação inicial para determinar o tempo decorrido entre a medida e a incorporação;

- c) saber se a incorporação ocorreu de forma única (aguda) ou se ela é de natureza contínua (crônica); e
- d) conhecer o modelo metabólico (biocinético) do radionuclídeo em questão.

Desta forma, em um programa de monitoração rotineira é conveniente estabelecer um modelo de incorporação que considere os parâmetros referidos e adequados às atividades exercidas na instalação em estudo.

A incorporação é estimada usando dados disponíveis, preferencialmente medidas de bioanálise, mas também pode ser utilizado o tempo de exposição em ambientes onde a concentração presente no ar é conhecida. São calculadas as doses efetivas comprometidas (50 anos) e as doses equivalentes comprometidas para tecido ou órgão (50 anos), baseando-se na incorporação. A dose efetiva comprometida (50 anos), atribuída a um ano de incorporação, é usada como base para atendimento às necessidades da monitoração.

No período anterior a 1990 foi implementado o sistema da ICRP<sup>(14)</sup> para se calcular a dose equivalente efetiva comprometida, onde eram usados os fatores de ponderação para tecidos aplicados às doses equivalentes comprometidas de órgãos e tecidos; as doses anuais calculadas foram usadas como base para se observar a obediência aos limites.

A partir de 1994<sup>(10, 11)</sup> a obediência aos propósitos da monitoração baseou-se na atribuição da dose efetiva comprometida para a incorporação de um ano.

## 4 METODOLOGIA UTILIZADA NA ESTIMATIVA DOSIMÉTRICA

A metodologia empregada no presente trabalho consistiu em usar os conceitos fundamentais descritos pela ICRP para o cálculo de incorporação e de dose<sup>(12, 19, 28, 29)</sup>.

### 4.1 Considerações Gerais Sobre Exposição Potencial

As investigações das conseqüências e a extensão de possíveis incorporações de radionuclídeos, pelos trabalhadores, são realizadas após a sua constatação por meio de uma medida de bioanálise rotineira programada ou uma exposição potencial identificada para uma situação anormal no local de trabalho. As situações anormais causando exposição potencial são identificadas por indicadores do local de trabalho tais como a amostragem de ar, as monitorações de contaminações, os esfregaços na narina, ou os esfregaços em ferimentos contaminados quando identificados pelo próprio operador.

O programa de radioproteção deve ser capaz de prevenir as incorporações por meio da aplicação rigorosa de controles de engenharia e administrativos. Do mesmo modo, a necessidade de um programa de monitoração individual para a contaminação interna está diretamente associada com o risco potencial de uma incorporação ao invés da possibilidade da incorporação real.

### 4.2 Importância da Monitoração Inicial do Trabalhador

O registro dos parâmetros dosimétricos iniciais do trabalhador é muito importante antes de iniciar suas atividades com radiação. Desta forma, recomenda-se que todos os trabalhadores ao iniciarem qualquer atividade com



radiação ou material radioativo sejam submetidos a uma monitoração in vivo ou in vitro ou ainda a ambas as técnicas, para que possa ser verificada as possíveis incorporações anteriores ao seu ingresso na instituição.

Esta monitoração também é aplicada para os casos em que o trabalhador muda de atividades ou de instalações que impliquem no manuseio de diferentes tipos de material radioativo ou radiação. Além disso, as medidas iniciais são adequadas para aqueles trabalhadores cujas atividades exercidas anteriormente estariam relacionadas com material radioativo proveniente de fontes não ocupacionais que, potencialmente, podem ser detectáveis por bioanálise.

#### 4.3 Seleção dos Radionuclídeos para a Elaboração de um Programa de Monitoração Interna

A avaliação da dose efetiva comprometida no manuseio de material radioativo sob forma não selada é complexa, uma vez que devem ser considerados diferentes parâmetros relacionados com as características da instalação e do processo operacional. Portanto, é necessário identificar estes parâmetros que devem ser considerados para a tomada de decisão no estabelecimento de um programa de monitoração individual da contaminação interna para trabalhadores.

Como regra geral, o critério de seleção dos radionuclídeos para a monitoração individual interna baseia-se no conceito de risco. O conceito de risco está relacionado com a avaliação quantitativa referente ao potencial para ocorrência de contaminação interna pela incorporação de radionuclídeos.

Para a avaliação da necessidade da monitoração individual, baseada numa dose efetiva comprometida potencial de 1 mSv ou maior, durante um ano, são considerados alguns fatores<sup>(19)</sup>:

- fator de segurança quanto à forma física ( $F_f$ ) - baseado nas propriedades físicas e químicas do material manuseado. Na maioria dos casos, atribui-se ao  $F_f$  um valor de (1,00 E-02). Porém, em alguns casos específicos,

onde estas propriedades físicas e químicas são fatores restritivos pode ser usado um valor de (1,00 E-03), desde que seja demonstrado e justificado;

- fator de segurança para o manuseio ( $F_m$ ) - baseado na experiência da operação sendo realizada e na forma do material; e
- fator de segurança para proteção ( $F_p$ ) - baseado na segurança intrínseca do local, isto é, no uso permanente de equipamentos de proteção para as operações realizadas na instalação.

Os valores sugeridos para  $F_m$  e  $F_p$  para aplicações gerais são fornecidos nas TAB. 4.1 e 4.2 respectivamente<sup>(19, 30)</sup>, mas deverão ser consideradas as circunstâncias que afetam cada caso individualmente. Por exemplo, a forma do material sendo usado (líquido volátil ou pó) pode ser considerada:

- diretamente, através do  $F_r$ ; ou
- indiretamente, através da eficácia relativa das medidas de proteção que estão sendo utilizadas, isto é, através do  $F_m$  e / ou  $F_p$ .

TABELA 4.1 Fatores de Segurança para Manuseio<sup>(19, 30)</sup>

<b>Processo</b>	<b>Fator de Segurança para Manuseio, <math>F_m</math></b>
Armazenamento (lotes de solução)	1,00 E-02
Operações úmidas muito simples	1,00 E-01
Operações químicas normais	1,00 E00
Operações úmidas complexas com risco de vazamento	1,00 E01
Operações secas simples	1,00 E01
Manuseio de compostos voláteis	1,00 E02
Operações com talco e poeira	1,00 E02

TABELA 4.2 Fatores de Segurança para Proteção<sup>(19, 30)</sup>

Medida de Proteção	Fator de Segurança para Proteção, $F_p$
Operações em bancada aberta	1,00 E00
Operações em capela	1,00 E-01
Operações em caixa com luvas	1,00 E-02
Operações em celas blindadas	1,00 E-03

O fator de decisão para o estabelecimento de um programa de monitoração (d<sub>j</sub>) baseado no risco efetivo<sup>(19)</sup>, é obtido de acordo com a expressão (4.1), para cada radionuclídeo específico (j) manuseado na instalação em estudo:

$$d_j = R_p \quad 4.1$$

onde

$R_p$  é a probabilidade de contaminação interna potencial, causada pela incorporação de radionuclídeos, associada à segurança intrínseca da instalação envolvida com a prática, calculada de acordo com a expressão:

$$R_p = \frac{A_j}{A_L} \quad 4.2$$

onde

$A_j$  é a atividade do radionuclídeo específico (j) acumulada pela prática, existente no local de trabalho durante o transcorrer de um ano, em Bq; e

$A_L$  é a quantidade de material manuseada por ano pela prática, em termos de atividade, que resulta em uma dose efetiva comprometida de 1 mSv e, portanto, indica a necessidade da monitoração individual. Esta atividade é denominada como atividade limitante, será calculada de acordo com a expressão:

$$A_L = \frac{d_j}{e(g)_{j, \text{inalação}} \cdot F_f \cdot F_m \cdot F_p \cdot 10^3}; \quad \text{com } d_j = 1 \quad 4.3$$

onde

$d_j$  é o fator de decisão para um radionuclídeo em questão para o estabelecimento de um programa de monitoração individual, definido para uma dose efetiva comprometida de 1 mSv;

$F_f$  é o fator de segurança quanto à forma física;

$F_m$  é o fator de segurança para o manuseio; e

$F_p$  é o fator de segurança para proteção;

$e(g)_{\text{inalação}}$  é fator de conversão de dose, por inalação de AMAD de 5  $\mu\text{m}$ , em Sv/Bq (TAB. 4.3);

$10^3$  é fator de conversão de sievert para millisievert.

Substituindo-se as expressões (4.2) e (4.3) em (4.1), obtém-se a expressão:

$$d_j = A_j \cdot e(g)_{\text{inalação}} \cdot F_f \cdot F_m \cdot F_p \cdot 10^3 \quad 4.4$$

Os fatores considerados na expressão de  $d_j$  foram extraídos da publicação IAEA<sup>(19)</sup> para os radionuclídeos manuseados no CR. Estes fatores foram obtidos de acordo com a natureza do material radioativo e o tipo de operação envolvido. Fazendo uso da expressão 4.3 e dos parâmetros referenciados (TAB. 4.1 a 4.3) e adotando-se um  $F_f$  igual a (1,00 E-02) para todos os radionuclídeos, obtém-se os valores referentes à atividade limitante para cada radionuclídeo  $j$ . Os valores da atividade limitante e da atividade manuseada referentes aos compostos presentes nas instalações do CR são apresentados na TAB. 4.4. Os valores de referência dos parâmetros de transferência do trato respiratório para o sangue para os tipos de solubilidade dos compostos são apresentados na TAB. 4.5.

TABELA 4.3 Radionuclídeos de Interesse

(Tipo de solubilidade e Fator de conversão para dose) <sup>(12, 16)</sup>

COMPOSTO	TIPO	FATOR DE CONVERSÃO
		e(g) <sub>inalação</sub> (Sv/Bq) (5µm)
<sup>18</sup> F – Fluorodeoxiglicose (FDG)	S	5,40 E-11
<sup>32</sup> P – Ácido Fosfórico	M	1,10 E-09
<sup>32</sup> P – Fosfato de Sódio	M	1,10 E-09
<sup>35</sup> S – Sulfato de Sódio	M	8,00 E-11
<sup>35</sup> S – Ácido Sulfúrico	M	8,00 E-11
<sup>67</sup> Ga – Citrato de Gálio	M	2,80 E-10
<sup>45</sup> Ca – Cloreto de Cálcio	M	2,30 E-09
<sup>201</sup> Tl – Cloreto de Tálcio	F	7,60 E-11
<sup>51</sup> Cr – Cloreto de Cromo	S	3,60 E-11
<sup>51</sup> Cr – Cromato de Sódio	S	3,60 E-11
<sup>51</sup> Cr - EDTA	S	3,60 E-11
<sup>51</sup> Cr – Soro Albumina	S	3,60 E-11
<sup>153</sup> Sm - Samário	M	6,80 E-10
<sup>153</sup> Sm - EDTMP	M	6,80 E-10
<sup>153</sup> Sm - Hidroxiapatita	M	6,80 E-10
<sup>99</sup> Mo / <sup>99m</sup> Tc – Gerador (Pertecnetato de Sódio)	F	3,60 E-10
<sup>131</sup> I – Cápsulas – Iodeto de Sódio	F	1,10 E-08
<sup>131</sup> I – Iodeto de Sódio	F	1,10 E-08
<sup>131</sup> I - Hippuran	F	1,10 E-08
<sup>131</sup> I - Lipiodol	F	1,10 E-08
<sup>131</sup> I - Metaiodobenzilguanidina	F	1,10 E-08
<sup>131</sup> I – Soro Albumina	F	1,10 E-08
<sup>125</sup> I – Soro Albumina Humana	F	7,30 E-09

TABELA 4.4 Atividade Limitante e Atividade Manuseada

(Fatores:  $F_m$  – Segurança para o manuseio; e  $F_p$  – Segurança para proteção)

COMPOSTO	$F_m$	$F_p$	ATIVIDADE	ATIVIDADE
			LIMITANTE	MANUSEADA
			$A_L$	$A_j$
			(GBq/ano)	(GBq/ano)
$^{18}\text{F}$ – Fluorodeoxiglicose (FDG)	1,00 E-01	1,00 E-03	1,85 E04	5,00 E02
$^{32}\text{P}$ – Ácido Fosfórico	1,00 E-01	1,00 E-02	9,09 E01	7,40 E01
$^{32}\text{P}$ – Fosfato de Sódio	1,00 E-01	1,00 E-02	9,09 E01	3,70 E01
$^{35}\text{S}$ – Sulfato de Sódio	1,00 E00	1,00 E-02	1,25 E02	3,70 E01
$^{35}\text{S}$ – Ácido Sulfúrico	1,00 E00	1,00 E-02	1,25 E02	2,00 E00
$^{67}\text{Ga}$ – Citrato de Gálio	1,00 E-01	1,00 E-03	3,57 E03	1,50 E03
$^{45}\text{Ca}$ – Cloreto de Cálcio	1,00 E-01	1,00 E-01	4,35 E00	5,00 E-01
$^{201}\text{Tl}$ – Cloreto de Tálcio	1,00 E-01	1,00 E-03	1,32 E04	6,50 E02
$^{51}\text{Cr}$ – Cloreto de Cromo	1,00 E-01	1,00 E-02	2,78 E03	1,00 E02
$^{51}\text{Cr}$ – Cromato de Sódio	1,00 E-01	1,00 E-02	2,78 E03	5,00 E01
$^{51}\text{Cr}$ – EDTA	1,00 E-01	1,00 E-02	2,78 E03	3,00 E01
$^{51}\text{Cr}$ – Soro Albumina	1,00 E-01	1,00 E-02	2,78 E03	1,00 E00
$^{153}\text{Sm}$ – Samário	1,00 E-01	1,00 E-03	1,47 E03	6,00 E01
$^{153}\text{Sm}$ – EDTMP	1,00 E-01	1,00 E-03	1,47 E03	1,50 E03
$^{153}\text{Sm}$ – Hidroxiapatita	1,00 E-01	1,00 E-03	1,47 E03	2,00 E01
$^{99}\text{Mo} / ^{99m}\text{Tc}$ – Gerador (Pertechnetato de Sódio)	1,00 E-01	1,00 E-03	2,78 E03	9,40 E05
$^{131}\text{I}$ – Cápsulas – Iodeto de Sódio	1,00 E02	1,00 E-03	9,01 E-02	3,00 E03
$^{131}\text{I}$ – Iodeto de Sódio	1,00 E02	1,00 E-03	9,01 E-02	3,80 E04
$^{131}\text{I}$ – Hippuran	1,00 E02	1,00 E-03	9,01 E-02	1,50 E01
$^{131}\text{I}$ – Lipiodol	1,00 E02	1,00 E-03	9,01 E-02	1,00 E01
$^{131}\text{I}$ – Metaiodobenzilguanidina	1,00 E02	1,00 E-03	9,01 E-02	5,00 E02
$^{131}\text{I}$ – Soro Albumina	1,00 E02	1,00 E-03	9,01 E-02	1,00 E00
$^{125}\text{I}$ – Soro Albumina Humana	1,00 E02	1,00 E-03	1,37 E-01	1,00 E00

TABELA 4.5 Valores de Referência dos Parâmetros de Transferência do Trato Respiratório para o Sangue para os Três Tipos de Compostos: F, M e S<sup>(11, 12)</sup>

TIPO DE SOLUBILIDADE	ABSORÇÃO
Tipo F	Rápida <ul style="list-style-type: none"> <li>• 100% em 10 minutos.</li> </ul>
Tipo M	Moderada <ul style="list-style-type: none"> <li>• 10% em 10 minutos</li> <li>• 90% em 140 dias.</li> </ul>
Tipo S	Lenta <ul style="list-style-type: none"> <li>• 0,1% em 10 minutos</li> <li>• 99,9% em 7000 dias.</li> </ul>

#### 4.3.1 Fator de Decisão para Monitoração Individual

O fator de decisão para monitoração individual ( $D$ ) para todos os radionuclídeos existentes no local de trabalho é dado por:

$$D = \sum_j d_j \quad 4.5$$

Se  $D$  for igual ou maior que 1, é indicada a necessidade da monitoração individual, e se  $D$  for menor que 1, a monitoração individual não é necessária<sup>(19)</sup>.

Nos casos em que existir mais que um radionuclídeo no local de trabalho, a decisão para implementar a monitoração individual para cada um deles em separado está baseada no seguinte critério:

- (i) todos os radionuclídeos para os quais  $d_j \geq 1$  serão monitorados;
- (ii) quando  $D \geq 1$ , os radionuclídeos para os quais  $d_j \geq 0,3$  serão monitorados;

(iii) a monitoração dos radionuclídeos para os quais  $d_j$  é muito menor que 0,1 não é necessária.

#### 4.4 Tipo de Monitoração

As monitorações realizadas numa instalação que manuseia materiais radioativos sob forma não selada podem ser de carácter rotineiro ou especial segundo recomendações da ICRP<sup>(03)</sup>.

As monitorações rotineiras serão implementadas de acordo com o estudo relacionado com o fator de decisão que indicará os radionuclídeos críticos para a instalação.

##### 4.4.1 Monitoração Rotineira e Especial

Por definição, um programa de monitoração rotineiro é pró-ativo e preventivo em natureza. Comumente, este programa é idealizado para medir e confirmar qualquer incorporação de material radioativo que ocorra durante a execução de operações normais da instalação.

Um programa de monitoração especial, geralmente, é reativo e aleatório em natureza. Comumente, este programa é idealizado para o propósito de se obter parâmetros que são necessários para conduzir uma avaliação específica em resposta a uma situação anormal identificada.

Tanto a monitoração rotineira como a especial podem envolver um ou mais métodos de avaliação<sup>(12, 14)</sup>, que serão caracterizados de acordo com cada caso específico.

As medidas diretas e indiretas para obtenção de uma dose de radiação podem ser caracterizadas pela monitoração rotineira ou especial:

- a monitoração rotineira pode envolver medidas que consideram a coleta e a análise de amostras ou medidas realizadas no corpo do



trabalhador em intervalos pré-estabelecidos, ou em períodos pré-determinados, durante as operações normais;

- a monitoração especial é aquela que envolve medidas que são implementadas como parte de uma resposta a uma situação particular, tal como a suspeita ou conhecimento de uma incorporação de material radioativo decorrente de uma situação anormal no local de trabalho.

#### 4.4.2 Escolha do Método de Avaliação

Nas situações onde é implementado um programa de monitoração, a análise associada dependerá, geralmente, de fatores específicos, tais como:

- o momento da incorporação do material radioativo;
- o modo de incorporação do material radioativo;
- a avaliação preliminar da incorporação do material radioativo e a dose resultante, usando o resultado do método de avaliação e os parâmetros básicos;
- se a radiação é causada por um único radionuclídeo ou por uma mistura de radionuclídeos;
- as formas física e química do material radioativo;
- o tipo e a intensidade da radiação emitida pelo material radioativo;
- a constante de decaimento do material radioativo;
- as características e o comportamento metabólico do material radioativo, como por exemplo: tempo de retenção no corpo, tipo de solubilidade, fator de transferência, taxa de excreção;
- quando os resultados devem ser disponibilizados;
- o número de medidas necessárias; e

- a conveniência, a sensibilidade, a qualidade e a adequacidade dos equipamentos e das instalações disponíveis.

Para a avaliação da dose de radiação causada por fontes internas ao corpo, normalmente é usado o método de medida de contagem in vivo e a análise de amostras de excretas, tais como urina e fezes. Em alguns casos, que envolvem radionuclídeos que não emitem radiação gama ou que emitem fótons de baixa energia, a opção mais adequada é o método de análise de amostras de excretas.

No caso em que uma pessoa pode estar exposta internamente a uma mistura de radionuclídeos que emitem radiação penetrante e pouco penetrante, pode ser utilizada a combinação de medidas in vivo e in vitro.

#### 4.5 Avaliação da Incorporação e da Dose Interna

A avaliação da dose segue a metodologia estabelecida pela ICRP <sup>(04, 12)</sup>, para as monitorações rotineiras e especiais.

Para a monitoração rotineira, considera-se que a incorporação ( $I$ ) ocorreu na metade do período entre as medidas,  $T$ . Assim se  $M$  é a quantidade medida no corpo inteiro, no órgão ou nas excretas, obtém-se a incorporação ao final do intervalo da monitoração, que é dada pela expressão:

$$I = \frac{M}{m(T/2)} \text{ (Bq)} \quad 4.6$$

onde

$m(T/2)$  é o valor previsto da grandeza medida para uma incorporação de 1 Bq (por inalação ou por ingestão); e

$T$  é o período entre as monitorações, expresso em dias.

Para a monitoração especial, onde o momento da incorporação ( $t$ ) é conhecido, a sua estimativa a partir dos valores medidos da atividade ( $M$ ) é obtida pela expressão:

$$I = \frac{M}{m(t)} \quad (\text{Bq}) \quad 4.7$$

Neste caso,  $m(t)$  é o valor previsto da grandeza medida para uma incorporação de 1 Bq no instante ( $t$ ) após a incorporação. Os valores de  $m(t)$  são geralmente referidos como funções de retenção ou de excreção e os de interesse neste trabalho serão apresentados no capítulo 5 (TAB. 5.3).

A dose efetiva comprometida é obtida multiplicando-se o valor da atividade incorporada pelo coeficiente de dose ( $e(g)_j$ ) para o radionuclídeo de interesse <sup>(03, 06, 22)</sup>, conforme a expressão.

$$E(50) = I.e(g)_j \quad (\text{Sv}) \quad 4.8$$

Este resultado pode ser comparado com os limites de dose ou com qualquer nível de investigação pré-determinado baseado na dose.

#### 4.6 Determinação da Frequência das Medidas

A incerteza presente na avaliação da atividade incorporada de material radioativo é muito difícil de ser quantificada em um programa de monitoração rotineira, onde as medidas são efetuadas em intervalos de tempo pré-estabelecidos e não são diretamente relacionadas com o momento da incorporação.

A ICRP<sup>(12)</sup> recomenda que os períodos de monitoração sejam selecionados supondo-se a ocorrência da incorporação na metade do período de monitoração, não proporcionando uma subestimativa da incorporação por um fator maior do que três.

Uma outra consideração é garantir que uma incorporação acima de um valor pré-determinado não seja omitida<sup>(12; 31)</sup>. Geralmente, a frequência de monitoração é estabelecida de tal modo que as incorporações correspondentes sejam maiores que 5% do limite de dose anual para não ser omitida.

Um dos parâmetros mais importantes na determinação da frequência das medidas em um programa de monitoração rotineira é o limite de detecção do método para os radionuclídeos de interesse.

Desta forma, para a metodologia do cálculo da dose estabelecida pela ICRP, a frequência da monitoração é estabelecida considerando-se o intervalo de monitoração T e supondo que a incorporação ocorre na metade do período (T/2). Determina-se a atividade incorporada ou a dose para o instante T/2 e aplica-se o resultado para comparação com os limites primários ou secundários estabelecidos pela autoridade regulatória.

Entretanto, se uma parte significativa da incorporação ocorre justamente a (T - 1) dias da medida, o resultado do cálculo da dose será subestimado. No extremo oposto, caso a incorporação ocorra um dia antes da medida, os resultados serão superestimados.

O fator que leva em conta a subestimativa ou superestimativa da dose pode ser determinado pelas expressões:

$$R_1 = \frac{E(50)_{t=T-1}}{E(50)_{t=T/2}} \quad 4.9$$

$$R_2 = \frac{E(50)_{t=T-2}}{E(50)_{t=1}} \quad 4.10$$

onde

$E(50)_{t=T-1}$  é a dose efetiva comprometida calculada considerando que a incorporação ocorreu a (t = T - 1) dias antes da medida;

$E(50)_{t = T/2}$  é a dose efetiva comprometida calculada considerando que a incorporação ocorreu a  $(t = T/2)$  dias da medida, ou na metade do período das monitorações; e

$E(50)_{t = 1}$  é a dose efetiva comprometida calculada considerando que a incorporação ocorreu a  $(t = 1)$  dia antes da medida.

O valor de  $E(50)$  é obtido utilizando as equações (4.6) ou (4.7) e (4.8). Neste caso atribui-se para o valor da atividade medida ( $M$ ) o limite de detecção do método expresso em Bq, determinado para um tempo de contagem pré-fixado.

## **5 RESULTADOS E DISCUSSÃO**

Como foi observado, a instalação do CR apresenta uma diversidade de radionuclídeos e compostos manuseados. Este fato gera problemas para a definição de quais radionuclídeos são importantes para constarem do programa de monitoração interna rotineira e também para a definição de um critério técnico para a seleção dos mesmos. Um outro aspecto é o estabelecimento da periodicidade da monitoração e dos níveis de referência para o programa de monitoração interna.

Devem ser considerados muitos fatores na determinação da adequabilidade da monitoração individual dentre os quais se encontram as quantidades de material radioativo, a radiotoxicidade do material, a natureza das operações sendo conduzidas e a contenção empregada.

Cabe ressaltar que em algumas situações os resultados desta análise tornam-se inviáveis de serem implementados na prática, em virtude das dificuldades operacionais na instalação ou no laboratório de medidas. Para estes casos é necessário efetuar uma análise detalhada das alternativas, considerando o histórico de operação da instalação, sem comprometer o grau de segurança recomendado pela autoridade regulatória.

### **5.1 Principais Radionuclídeos do CR**

Para a determinação da frequência apropriada e o tipo de monitoração individual, deve ser caracterizado o local de trabalho. Os radionuclídeos em uso e, suas formas química e física também devem ser conhecidos. Os radionuclídeos de interesse no estudo foram apresentados na TAB. 4.3 com seus respectivos tipos de solubilidade e fatores de conversão para dose.

## 5.2 Seleção dos Radionuclídeos

Esta etapa foi realizada aplicando-se os conceitos e os critérios definidos no **item 4.3** para todos os compostos apresentados na TAB. 4.3. Desta forma, foi obtida a TAB. 5.1 que apresenta os fatores de decisão para monitoração individual ( $d_j$ ) para cada um dos compostos específicos.

A soma dos valores de  $d_j$  da TAB. 5.1 resultam no fator de decisão ( $D$ ) para todos os radionuclídeos existentes no local de trabalho, dada pela expressão (4.5). Neste caso, o valor obtido foi:

$$D = 4,61 E05$$

Aplicando-se o **critério (i)** apresentado no **item 4.3.1** (todos os radionuclídeos para os quais  $d_j \geq 1$  serão monitorados), observa-se na TAB. 5.1 que todos os compostos de iodo-131 e iodo-125, mais os compostos de samário-153 e molibdênio-99 / tecnécio-99m apresentam valor de  $d_j > 1$ , sendo identificado como de interesse na monitoração individual rotineira.

O **critério (ii)** (quando  $D \geq 1$ , os radionuclídeos para os quais  $d_j \geq 0,3$  serão monitorados) é aplicado para os compostos de fósforo-32 e gálio-67, onde

$$D > 1;$$

e

$$d_j > 0,3.$$

Desta forma, estes radionuclídeos também devem ser incluídos no programa de monitoração aqui mencionado.

Os demais radionuclídeos da TAB. 4.3 apresentam  $d_j \ll 0,1$  e não são de interesse no programa de monitoração individual rotineira, segundo o **critério (iii)** apresentado **em 4.3.1** (a monitoração dos radionuclídeos para os quais  $d_j$  é muito menor que 0,1 não é necessária). Estes radionuclídeos deverão ser avaliados pela monitoração especial sempre que necessário.

TABELA 5.1 Fator de Decisão para Monitoração Individual para cada um dos Radionuclídeos de Interesse

COMPOSTO	FATOR DE DECISÃO (radionuclídeo j) $d_j$
$^{18}\text{F}$ – Fluorodeoxiglicose (FDG)	2,70 E-02
$^{32}\text{P}$ – Ácido Fosfórico	8,14 E-01
$^{32}\text{P}$ – Fosfato de Sódio	4,07 E-01
$^{35}\text{S}$ – Sulfato de Sódio	2,96 E-01
$^{35}\text{S}$ – Ácido Sulfúrico	1,60 E-02
$^{67}\text{Ga}$ – Citrato de Gálio	4,20 E-01
$^{45}\text{Ca}$ – Cloreto de Cálcio	1,14 E-01
$^{201}\text{Tl}$ – Cloreto de Tálío	4,92 E-02
$^{51}\text{Cr}$ – Cloreto de Cromo	3,60 E-02
$^{51}\text{Cr}$ – Cromato de Sódio	1,80 E-02
$^{51}\text{Cr}$ – EDTA	1,08 E-02
$^{51}\text{Cr}$ – Soro Albumina	3,60 E-04
$^{153}\text{Sm}$ – Samário	4,08 E-02
$^{153}\text{Sm}$ – EDTMP	1,02 E00
$^{153}\text{Sm}$ – Hidroxiapatita	1,36 E-02
$^{99}\text{Mo} / ^{99\text{m}}\text{Tc}$ – Gerador (Pertecnetato de Sódio)	3,38 E02
$^{131}\text{I}$ – Cápsulas – Iodeto de Sódio	3,33 E04
$^{131}\text{I}$ – Iodeto de Sódio	4,22 E05
$^{131}\text{I}$ – Hippuran	1,67 E02
$^{131}\text{I}$ – Lipiodol	1,11 E02
$^{131}\text{I}$ – Metaiodobenzilguanidina	5,56 E03
$^{131}\text{I}$ – Soro Albumina	1,11 E01
$^{125}\text{I}$ – Soro Albumina Humana	7,30 E00
Fator de Decisão para Monitoração Individual (D)	4,61 E05



Apresenta-se na TAB. 5.2 o resumo dos radionuclídeos e seus compostos a serem incluídos no programa de monitoração individual interna rotineira do CR.

TABELA 5.2 Radionuclídeos Seleccionados para Monitoração Individual Rotineira

COMPOSTO	TIPO	FATOR DE DECISÃO (radionuclídeo j) $d_j$
$^{32}\text{P}$ – Ácido Fosfórico	M	8,14 E-01
$^{32}\text{P}$ – Fosfato de Sódio	M	4,07 E-01
$^{67}\text{Ga}$ – Citrato de Gálio	M	4,20 E-01
$^{153}\text{Sm}$ – EDTMP	M	1,02 E00
$^{99}\text{Mo}$ / $^{99\text{m}}\text{Tc}$ – Gerador (Pertecnetato de Sódio)	F	3,38 E02
$^{131}\text{I}$ – Cápsulas – Iodeto de Sódio	F	3,33 E04
$^{131}\text{I}$ – Iodeto de Sódio	F	4,22 E05
$^{131}\text{I}$ – Hippuran	F	1,67 E02
$^{131}\text{I}$ – Lipiodol	F	1,11 E02
$^{131}\text{I}$ – Metaiodobenzilguanidina	F	5,56 E03
$^{131}\text{I}$ – Soro Albumina	F	1,11 E01
$^{125}\text{I}$ – Soro Albumina Humana	F	7,30 E00

M – Moderada; F - Rápida

### 5.3 Determinação da Atividade Incorporada e da Dose Efetiva Comprometida Mínima

Entre os radionuclídeos seleccionados, aqueles presentes na TAB. 5.2 são os que demandam interesse para o estabelecimento de um programa de monitoração para contaminação interna.

Desta forma, a monitoração rotineira seria restrita aos compostos do iodo-131, molibdênio-99, tecnécio-99m, gálio-67, samário-153 e fósforo-32.

O iodo-131 presente no corpo é monitorado diretamente pela medida da atividade na tireóide usando um detector NaI(Tl) simples<sup>(32)</sup>. O limite de detecção, a priori, para o sistema utilizado no laboratório de medida in vivo do IPEN é 90 Bq, para um tempo de contagem de 5 minutos.

As frações de retenção e excreção necessárias para o cálculo da atividade incorporada e da dose são apresentadas na TAB. 5.3 para o iodo-131. Em virtude do fator de absorção sistêmica para o trato gastro-intestinal ser 1,0, as frações de retenção e excreção baseadas na ingestão podem ser usadas para se simular uma incorporação por injeção ou ferimento.

A partir das expressões (4.7) e (4.8) foram calculadas a atividade incorporada e a dose efetiva comprometida mínima ( $E_{\min}(50)$ ) para o iodo-131, que são apresentadas na TAB. 5.4, considerando que o valor da medida é o próprio limite de detecção do método. Estes valores foram obtidos considerando:

- radionuclídeo iodo-131, incorporação por inalação, composto tipo F, AMAD de 5  $\mu\text{m}$ ; e
- monitoração in vivo na tireóide.

Os dados da TAB. 5.4 foram determinados considerando como hipótese os sistemas com diferentes limites de detecção, ou seja, de 185 Bq, 90Bq, 74 Bq e 30 Bq.

TABELA 5.3 Função de Retenção para AMAD de 5µm , Tipo F, e Função de Excreção para <sup>131</sup>I (33, 34)

<b>Funções de Retenção</b>			
<b>Método de Medida</b>	<b>Dias Após a Incorporação</b>	<b>Inalação<sup>(34)</sup></b>	<b>Ingestão<sup>(33)</sup></b>
<b>Tireóide</b>	1	1,22 E-01	2,6 E-01
	2	1,19 E-01	2,5 E-01
	5	8,98 E-02	1,9 E-01
	7	7,44 E-02	1,6 E-01
	15	3,51 E-02	8,4 E-02
	30	8,66 E-03	2,0 E-02
	60	5,35 E-04	1,3 E-03
	90	3,33 E-05	9,2 E-05
	180	8,04 E-09	3,0 E-08
	365	2,90 E-16	2,7 E-12

<b>Funções de Excreção</b>			
<b>Método de Medida</b>	<b>Dias Após a Incorporação</b>	<b>Inalação<sup>(34)</sup></b>	<b>Ingestão<sup>(33)</sup></b>
<b>Urina</b>	1	2,81 E-01	1,3 E-01
	2	2,31 E-02	7,4 E-03
	5	8,93 E-05	3,3 E-04
	7	1,04 E-04	2,7 E-04
	15	9,81 E-05	2,6 E-04
	30	3,70 E-05	9,6 E-05
	60	2,80 E-06	7,9 E-06
	90	1,81 E-07	5,6 E-07
	180	4,41 E-11	1,8 E-10
	365	2,57 E-18	1,7 E-14

Tipo F – Absorção Rápida

AMAD – Diâmetro Aerodinâmico Mediano para a Atividade

Os dados referentes às funções de retenção e excreção para ingestão não foram obtidos para os modelos atuais, porém são os valores mais atuais apresentados na literatura.

TABELA 5.4 Atividade Incorporada e Dose Efetiva Comprometida Mínima Detectável ( $E_{min}(50)$ )

Calculadas para Limites de Detecção de 185Bq, 90Bq, 74Bq e 30Bq; Radionuclídeo  $^{131}I$ ; Inalação de Composto Tipo F; AMAD de 5  $\mu m$ ; e Medida in vivo

Dias após a Incorporação	Função de Retenção	Limite de Detecção			
		185 Bq		90 Bq	
		Atividade Incorporada (Bq)	$E_{min}(50)$ (mSv)	Atividade Incorporada (Bq)	$E_{min}(50)$ (mSv)
1	1,22 E-01	1,52 E03	1,67 E-02	7,38 E02	8,12 E-03
2	1,19 E-01	1,54 E03	1,69 E-02	7,56 E02	8,32 E-03
5	8,98 E-02	2,06 E03	2,27 E-02	1,00 E03	1,10 E-02
7	7,44 E-02	2,49 E03	2,74 E-02	1,21 E03	1,33 E-02
15	3,51 E-02	5,27 E03	5,80 E-02	2,56 E03	2,82 E-02
30	8,66 E-03	2,14 E04	2,35 E-01	1,04 E04	1,14 E-01
60	5,35 E-04	3,46 E05	3,81 E00	1,68 E05	1,85 E00
90	3,33 E-05	5,56 E06	6,12 E01	2,70 E06	2,97 E01
180	8,04 E-09	2,30 E10	2,53 E05	1,12 E10	1,23 E05

Dias após a Incorporação	Função de Retenção	Limite de Detecção			
		74 Bq		30 Bq	
		Atividade Incorporada (Bq)	$E_{min}(50)$ (mSv)	Atividade Incorporada (Bq)	$E_{min}(50)$ (mSv)
1	1,22 E-01	6,07 E02	6,68 E-03	2,46 E02	2,71 E-03
2	1,19 E-01	6,22 E02	6,84 E-03	2,52 E02	2,77 E-03
5	8,98 E-02	8,24 E02	9,06 E-03	3,34 E02	3,67 E-03
7	7,44 E-02	9,95 E02	1,09 E-02	4,03 E02	4,43 E-03
15	3,51 E-02	2,11 E03	2,32 E-02	8,55 E02	9,41 E-03
30	8,66 E-03	8,55 E03	9,41 E-02	3,46 E03	3,81 E-02
60	5,35 E-04	1,38 E05	1,52 E00	5,61 E04	6,17 E-01
90	3,33 E-05	2,22 E06	2,44 E01	9,01 E05	9,91 E00
180	8,04 E-09	9,20 E09	1,01 E05	3,73 E09	4,10 E04

Coeficiente de Dose,  $e(g)_j = 1,10 E-05$  mSv/Bq

Os radionuclídeos molibdênio-99, tecnécio-99m, gálio-67 e samário-153 são emissores de radiação gama e podem ser monitorados pelo método de medida in vivo de corpo inteiro. O radionuclídeo fósforo-32 é emissor de radiação beta e, portanto, se recomenda a medida pelo método in vitro.

Similarmente, aplicando a metodologia adotada para o radionuclídeo iodo-131 foram calculadas a atividade incorporada e a  $E_{min}(50)$  para os demais compostos da TAB. 5.2 (**APÊNDICE A**).

#### 5.4 Frequência de Medida

Para a determinação da frequência de medida em um programa de monitoração rotineira é necessário atender a dois critérios que são: limite de detecção do sistema de medida e razões entre as doses efetivas comprometidas para levar em conta a subestimativa ou superestimativa da dose.

A partir dos resultados apresentados na TAB. 5.4 pode-se inferir a frequência de medida em um programa de monitoração rotineira de acordo com o limite de detecção do sistema disponível no laboratório de medida.

Nesta situação, a frequência da monitoração é determinada de acordo com a  $E_{min}(50)$ , ou com o nível de registro estabelecido no programa de monitoração individual interna que é de 1 mSv ao ano, segundo a ICRP<sup>(03, 12, 19)</sup>.

Da TAB. 5.4 observa-se que, para quase todos os limites de detecção apresentados, o valor de  $E_{min}(50)$  que mais se aproxima do nível de registro de 1 mSv encontra-se entre 30 e 60 dias após a incorporação, exceto o de 30 Bq que está entre 60 e 90 dias.

Para um sistema de monitoração que possui limite de detecção da ordem de 90 Bq, para a monitoração in vivo por contagem da glândula tireóide durante 5 minutos, uma frequência de medida mensal ou inferior é adequada para propósitos de monitoração individual rotineira.

A dose efetiva comprometida calculada pelos resultados da monitoração direta da tireóide é menos sensível a suposições relativas ao momento da incorporação que pela medida na urina. Em virtude da rápida variação na função de excreção urinária com o tempo após a exposição, a medida direta fornece uma base mais confiável para a interpretação das medidas da monitoração rotineira para os radioisótopos do iodo, embora a medida de urina possa ser adequada para detectar incorporações, porém com uma incerteza maior.

A medida da concentração no ar que excede substancialmente o valor da concentração no ar derivada (CAD) indica a necessidade da monitoração individual dos trabalhadores. Porém, por causa de sua dependência direta com o período de exposição, com as taxas de respiração, com o grau de proteção e com outros fatores que são conhecidos por aproximações, as estimativas das incorporações baseadas na monitoração do ar para o iodo-131 são muito menos confiáveis do que aquelas baseadas nas medidas individuais.

A freqüência de monitoração é estabelecida considerando a meia-vida efetiva do radionuclídeo, não devendo exceder em quatro vezes este valor. Para o caso da ocorrência de vários radionuclídeos, aquele que apresentar a menor meia-vida regulará a freqüência da monitoração.

Baseado nestas deduções e na  $E_{\min}(50)$  detectável, a freqüência mínima de medida em tireóide para o programa de monitoração rotineira recomendada para trabalhadores potencialmente expostos ao iodo-131, seria mensal. Porém a freqüência real também deve levar em conta o critério que considera a subestimativa e superestimativa da dose.

A ICRP em sua publicação 78<sup>(12)</sup> recomenda que o período de monitoração, geralmente, seja estabelecido de forma que a hipótese de ocorrência da incorporação na metade do intervalo de medida não leve a uma subestimativa ou superestimativa da dose por um fator maior que três. A partir das expressões (4.9) e (4.10), e  $E_{\min}(50)$  da TAB. 5.4 foram calculadas as razões  $R_1$  e  $R_2$  para o radionuclídeo iodo-131, cujos valores são apresentados na TAB. 5.5. Considerando os valores observados na TAB. 5.5 se recomenda um período de tempo entre as monitorações de 15 dias de acordo com as exigências da ICRP<sup>(12)</sup>.

TABELA 5.5 Apresentação dos Fatores R<sub>1</sub> e R<sub>2</sub> que Indicam uma Subestimativa ou Superestimativa da Dose

Considera-se como hipótese a ocorrência da incorporação na metade do período de monitoração

Período de Monitoração, T (d)	Dose Efetiva Comprometida Mínima, E <sub>min</sub> (50) em (mSv)			R <sub>1</sub>	R <sub>2</sub>
	t = 1	t = T <sub>1/2</sub>	t = T-1		
7	8,12 E-03	9,00 E-03	1,33 E-02	1,48	1,11
15	8,12 E-03	1,33 E-02	2,40 E-02	1,80	1,64
30	8,12 E-03	2,82 E-02	1,01 E-01	3,58	3,47
60	8,12 E-03	1,14 E-01	1,62 E00	14,21	14,04

A metodologia empregada para a determinação da frequência de medida pelo método de bioanálise in vivo de corpo inteiro e bioanálise in vitro em urina para os outros compostos de interesse obedece aos mesmos critérios estabelecidos para os compostos de iodo.

Observa-se que os valores de R<sub>1</sub> e R<sub>2</sub> obtidos para os radionuclídeos apresentados no **APÊNDICE A** indicam uma frequência de monitoração entre 2 e 6 dias. O estabelecimento de um programa de monitoração individual para contaminação interna rotineiro nestas circunstâncias torna-se impraticável em função das condições operacionais da instalação e do laboratório de medida in vivo.

Desta forma, a monitoração do ar é realizada para identificar e monitorar o material radioativo presente no ambiente de trabalho e, portanto, será útil para se estabelecer o programa de monitoração especial para os radionuclídeos apresentados no **APÊNDICE A**.

## 5.5 Níveis de Referência Derivados

Os níveis de referência derivados são de importância prática em um programa de monitoração individual para contaminação interna rotineiro. Os seus valores podem ser comparados diretamente com os resultados das medidas da atividade de radionuclídeos presentes no corpo ou em amostras de excretas e auxiliam na tomada de ações ou decisões específicas.

Além disso, o conhecimento destes níveis de referência derivados e do limite de detecção do método de medida para um radionuclídeo específico auxiliará na confirmação da frequência de monitoração estabelecida pelo emprego do critério de  $R_1$  e  $R_2$ .

O nível de registro derivado (NRD) e o nível de investigação derivado (NID) em função dos dias decorridos após a incorporação, de acordo com o **item 2.3.3**, foram determinados para o iodo-131 e estão apresentados na TAB. 5.6.

TABELA 5.6 Nível de Registro Derivado e Nível de Investigação Derivado  
NRD e NID baseado em  $E(50)$  igual a 1 mSv/a e 5 mSv/a, respectivamente;  
para contagem de  $^{131}\text{I}$ , na tireóide; e AMAD igual a 5  $\mu\text{m}$

Período de Monitoração (T)	Nível de Registro Derivado (Bq)		Nível de Investigação Derivado (Bq)	
	Inalação	Ingestão	Inalação	Ingestão
7	2,06 E02	3,00 E02	1,03 E03	1,50 E03
15	2,80 E02	5,08 E02	1,40 E03	2,54 E03
30	2,65 E02	5,75 E02	1,33 E03	2,62 E03
60	1,32 E02	2,53 E02	6,58 E02	1,27 E03
120	1,64 E01	3,33 E01	8,17 E01	1,67 E02
180	1,50 E00	3,52 E00	7,50 E00	1,76 E01



Para uma frequência de monitoração quinzenal observa-se na TAB. 5.6 que o valor de NRD é igual a 280 Bq. O sistema utilizado no laboratório de medida in vivo apresenta, a priori, um limite de detecção equivalente a 90 Bq, para um tempo de contagem de 5 minutos para a tireóide, cujo valor possui sensibilidade para identificar o NRD em questão.

Também pode ser observado, que para uma frequência mensal o valor do NRD é igual a 265 Bq que pode ser identificado pelo sistema de detecção em questão, porém esta frequência de monitoração não é recomendada devido à incerteza observada na medida.

No **APÊNDICE A** são apresentados os níveis de registro derivados para os radionuclídeos molibdênio-99, tecnécio-99m, gálio-67 e samário-153.

## 6 CONCLUSÕES

As recomendações aqui fornecidas têm como propósito servir como um guia de orientação para a elaboração e operação de um programa de monitoração por bioanálise e para a avaliação das doses. O comprometimento pelo uso destas recomendações deve ser estabelecido no plano de radioproteção da instalação.

Foram selecionados os radionuclídeos que potencialmente contribuem para a dose interna e foram estabelecidos os métodos de medidas. Os métodos de monitoração são a medida in vivo na tireóide para os compostos de iodo e a medida in vivo de corpo inteiro para o gálio-67 e samário-153. Para os compostos de fósforo-32 o método de monitoração recomendado é a medida in vitro com coleta de urina de 24 horas.

Foi identificado que a frequência de monitoração rotineira para os compostos de iodo-131, pelo método de bioanálise in vivo na tireóide, é de 15 dias segundo a metodologia empregada.

O NRD obtido para o iodo-131, considerando um período de monitoração de 15 dias, é possível de ser identificado pela técnica de medida in vivo na tireóide para um limite de detecção de 90 Bq, e um tempo de contagem de 5 minutos.

Recomenda-se para os radionuclídeos molibdênio-99, tecnécio-99m, gálio-67 e samário-153 um programa de monitoração especial uma vez que as frequências de medida obtidas, **APÊNDICE A**, são impraticáveis em virtude das condições operacionais da instalação e do laboratório de medida in vivo. Nesta circunstância é importante a implementação de um programa de monitoração da contaminação do ar para justificar a necessidade desta monitoração especial.

Os radionuclídeos e os compostos constantes na TAB. 5.1, excluído os compostos citados na TAB. 5.2, deverão ser avaliados por um programa de monitoração especial.

O serviço de monitoração interna do IPEN deverá capacitar-se para estimar as atividades incorporadas e avaliar a dose efetiva comprometida dos trabalhadores para todos os radionuclídeos apresentados na TAB. 5.1.

Para a avaliação da dose efetiva comprometida para os compostos do radionuclídeo fósforo-32, deverá ser realizado um estudo para a implementação do método de monitoração recomendado.

Os radionuclídeos gálio-67 e molibdênio-99, são avaliados pela medição em geometria de corpo inteiro, com um tempo de contagem de 15 minutos, na frequência de monitoração do radionuclídeo iodo-131.

Todos os objetivos propostos foram atendidos quanto aos requisitos necessários para a implementação de um programa de monitoração ocupacional de contaminação interna, para a catalogação dos radionuclídeos que contribuem potencialmente para a dose efetiva comprometida dos trabalhadores. Além disso, é importante observar que os resultados deste estudo e as suas conclusões sejam reavaliados de acordo com a dinâmica da instalação.

## APÊNDICE A - Determinação da Frequência de Medida para os Radionuclídeos de Interesse no CR.

### Metodologia

- Determinação da atividade incorporada, I

$$I = \frac{LD}{m(t)} \quad (\text{Bq})$$

para

$$m(t) = m(t)_{\text{estável}} \cdot e^{-\lambda \cdot t}$$

onde

LD é o limite de detecção para contagem de corpo inteiro, em Bq;

$m(t)$  é a função de retenção para medição in vivo, geometria de corpo inteiro para o radionuclídeo  $j$  de interesse, corrigido pelo decaimento físico ( $e^{-\lambda \cdot t}$ ); e

$m_{\text{estável}}(t)$  é a função de retenção biológica para o nuclídeo estável de interesse.

- Determinação da dose efetiva comprometida,  $E_{\text{min}}(50)$

$$E_{\text{min}}(50) = I \cdot e(g)_{\text{inalação},j} \quad (\text{mSv})$$

- Determinação do nível de registro derivado, NRD

$$NRD = \frac{1.10^{-3}}{N.e(g)_{inalação,j}} .m(t) \text{ (Bq)}$$

onde

$e(g)_{inalação,j}$  é o coeficiente de dose por inalação de AMAD de 5  $\mu\text{m}$ , para o radionuclídeo de interesse  $j$ ;

$N$  é o número de monitorações realizadas em um ano de trabalho.

### COMPOSTOS DE GÁLIO-67 , TIPO M, AMAD 5 $\mu$ m,

LD = 1500 Bq, para um tempo de contagem de 15 minutos;

$$e(g)_{\text{inalação}} = 2,80 \text{ E-10 Sv/Bq}$$

Dias após a Incorporação	Função de Retenção Contagem de Corpo Inteiro <sup>(35)</sup>	Atividade Incorporada Mínima (Bq)	Dose Efetiva Comprometida Mínima $E_{\text{min}}(50)$ , (mSv)
1	4,00 E-01	3,75 E03	1,05 E-03
2	1,68 E-01	8,93 E03	2,50 E-03
3	7,84 E-02	1,91 E04	5,35 E-03
4	4,43 E-02	3,39 E04	9,49 E-03
5	2,98 E-02	5,03 E04	1,41 E-02
6	2,18 E-02	6,88 E04	1,93 E-02
7	1,71 E-02	8,77 E04	2,46 E-02
8	1,31 E-02	1,15 E05	3,22 E-02
9	1,07 E-02	1,40 E05	3,92 E-02
10	8,45 E-03	1,78 E05	4,98 E-02
20	8,81 E-04	1,70 E06	4,76 E-01
30	9,68 E-05	1,55 E07	4,34 E00
40	1,05 E-05	1,43 E08	4,00 E01
60	1,08 E-07	1,39 E10	3,89 E03

LD – Limite de detecção para medição em geometria de corpo inteiro, Bq

Indicação do Nível de Registro Derivado  
(gálio-67)

Período de Monitoração, T (d)	Nível de Registro Derivado, NRD (Bq)
6	4,67 E03
8	3,51 E03
10	2,94 E03
20	1,68 E03
40	3,50 E02
60	5,67 E01
120	1,29 E-01

O LD do sistema de medida tem sensibilidade para identificar o NRD de um período de monitoração de até 20 dias.

Apresentação dos Fatores R1 e R2 que Indicam uma Subestimativa ou Superestimativa da Dose

Considera-se como hipótese a ocorrência da incorporação na metade do período de monitoração  
(gálio-67)

Período de Monitoração, T (d)	Dose Efetiva Comprometida Mínima $E_{min}(50)$ em mSv			R <sub>1</sub>	R <sub>2</sub>
	t = 1	t = T <sub>1/2</sub>	t = T-1		
4	1,05 E-03	2,50 E-03	5,35 E-03	2,14 E00	2,38 E00
6	1,05 E-03	5,35 E-03	1,41 E-02	2,64 E00	5,10 E00
10	1,05 E-03	1,41 E-02	3,92 E-02	2,78 E00	1,34 E01
20	1,05 E-03	4,98 E-02	4,76 E-01	9,56 E00	4,74 E01
40	1,05 E-03	4,76 E-01	4,00 E01	8,40 E01	4,53 E02
60	1,05 E-03	4,34 E00	3,89 E03	8,96 E02	4,13 E03

**COMPOSTOS DE SAMÁRIO-153 , TIPO M, AMAD 5  $\mu\text{m}$ ,**

LD = 1250 Bq , para um tempo de contagem de 15 minutos;

$$e(g)_{\text{inalação}} = 6,80 \text{ E-}10 \text{ Sv/Bq}$$

<b>Dias após a Incorporação</b>	<b>Função de Retenção Contagem de Corpo Inteiro<sup>(35)</sup></b>	<b>Atividade Incorporada Mínima (Bq)</b>	<b>Dose Efetiva Comprometida Mínima <math>E_{\text{min}}(50)</math>, (mSv)</b>
1	3,45 E-01	3,62 E03	2,46 E-03
2	1,27 E-01	9,84 E03	6,69 E-03
3	5,18 E-02	2,41 E04	1,64 E-02
4	2,57 E-02	4,86 E04	3,30 E-02
5	1,51 E-02	8,28 E04	5,63 E-02
6	9,78 E-03	1,28 E05	8,70 E-02
7	6,60 E-03	1,89 E05	1,29 E-01
8	4,53 E-03	2,76 E05	1,88 E-01
9	3,13 E-03	3,99 E05	2,71 E-01
10	2,17 E-03	5,76 E05	3,92 E-01
20	5,65 E-05	2,21 E07	1,50 E01
30	1,48 E-06	8,45 E08	5,75 E02
40	3,95 E-08	3,16 E10	2,15 E04
60	2,85 E-11	4,39 E13	2,99 E07

LD – Limite de detecção para medição em geometria de corpo inteiro, Bq



Indicação do Nível de Registro Derivado  
(samário-153)

Período de Monitoração, T (d)	Nível de Registro Derivado, NRD (Bq)
6	1,27 E03
8	8,40 E02
10	6,17 E02
20	1,77 E02
40	9,23 E00
60	3,63 E-01
120	1,40 E-05

O LD do sistema de medida tem sensibilidade para identificar o NRD de um período de monitoração de até 6 dias.

Apresentação dos Fatores R1 e R2 que Indicam uma Subestimativa ou Superestimativa da Dose

Considera-se como hipótese a ocorrência da incorporação na metade do período de monitoração  
(samário-153)

Período de Monitoração, T (d)	Dose Efetiva Comprometida Mínima $E_{min}(50)$ em mSv			$R_1$	$R_2$
	$t = 1$	$t = T_{1/2}$	$t = T-1$		
	4	2,46 E-03	6,69 E-03		
6	2,46 E-03	1,64 E-02	5,63 E-02	3,43 E00	6,67 E00
10	2,46 E-03	5,63 E-02	2,71 E-01	4,81 E00	2,29 E01
20	2,46 E-03	3,92 E-01	1,50 E01	3,83 E01	1,59 E02
40	2,46 E-03	1,50 E01	2,15 E04	1,43 E03	6,10 E03
60	2,46 E-03	5,75 E02	2,99 E07	5,20 E04	2,34 E05

**COMPOSTOS DE MOLIBDÊNIO-99 , TIPO F, AMAD 5  $\mu$ m,**

LD = 1600 Bq, para um tempo de contagem de 15 minutos;

$$e(g)_{\text{inalação}} = 3,60 \text{ E-10 Sv/Bq}$$

<b>Dias após a Incorporação</b>	<b>Função de Retenção Contagem de Corpo Inteiro<sup>(35)</sup></b>	<b>Atividade Incorporada Mínima (Bq)</b>	<b>Dose Efetiva Comprometida Mínima <math>E_{\text{min}}(50)</math>, (mSv)</b>
1	4,39 E-01	3,64 E03	1,31 E-03
2	2,70 E-01	5,93 E03	2,13 E-03
3	1,85 E-01	8,65 E03	3,11 E-03
4	1,33 E-01	1,20 E04	4,32 E-03
5	9,82 E-02	1,63 E04	5,87 E-03
6	7,33 E-02	2,18 E04	7,85 E-03
7	5,51 E-02	2,90 E04	1,04 E-02
8	4,15 E-02	3,86 E04	1,39 E-02
9	3,10 E-02	5,16 E04	1,86 E-02
10	2,33 E-02	6,87 E04	2,47 E-02
20	1,35 E-03	1,19 E06	4,28 E-01
30	7,81 E-05	2,05 E07	7,38 E00
40	4,54 E-06	3,52 E08	1,27 E02
60	1,55 E-08	1,03 E11	3,71 E04

LD – Limite de detecção para medição em geometria de corpo inteiro, Bq

Indicação do Nível de Registro Derivado  
(molibdênio-99)

Período de Monitoração, T (d)	Nível de Registro Derivado, NRD (Bq)
6	8,57 E03
8	8,22 E03
10	7,58 E03
20	3,60 E03
40	4,17 E02
60	3,62 E01
120	1,44 E-02

O LD do sistema de medida tem sensibilidade para identificar o NRD de um período de monitoração de até 20 dias.

Apresentação dos Fatores R1 e R2 que Indicam uma Subestimativa ou Superestimativa da Dose

Considera-se como hipótese a ocorrência da incorporação na metade do período de monitoração  
(molibdênio-99)

Período de Monitoração, T (d)	Dose Efetiva Comprometida Mínima $E_{min}(50)$ em mSv			$R_1$	$R_2$
	$t = 1$	$t = T_{1/2}$	$t = T-1$		
	6	1,31 E-03	3,11 E-03		
10	1,31 E-03	5,87 E-03	1,86 E-02	3,17 E00	4,48 E00
20	1,31 E-03	2,47 E-02	4,28 E-01	1,73 E01	1,89 E01
40	1,31 E-03	4,28 E-01	1,27 E02	2,97 E02	3,27 E02
60	1,31 E-03	7,38 E00	3,71 E04	5,03 E03	5,63 E03

**COMPOSTOS DE TECNÉCIO-99m , TIPO F, AMAD 5  $\mu$ m,**

LD = 350 Bq, para um tempo de contagem de 15 minutos;

$$e(g)_{\text{inalação}} = 2,00 \text{ E-11 Sv/Bq}$$

<b>Dias após a Incorporação</b>	<b>Função de Retenção Contagem de Corpo Inteiro<sup>(35)</sup></b>	<b>Atividade Incorporada Mínima (Bq)</b>	<b>Dose Efetiva Comprometida Mínima <math>E_{\text{min}}(50)</math>, (mSv)</b>
1	3,22 E-02	1,09 E04	2,18 E-04
2	1,33 E-03	2,63 E05	5,26 E-03
3	5,73 E-05	6,11 E06	1,22 E-01
4	2,54 E-06	1,38 E08	2,76 E00
5	1,17 E-07	2,99 E09	5,98 E01
6	5,48 E-09	6,39 E10	1,28 E03
7	2,66 E-10	1,32 E12	2,64 E04
8	1,32 E-11	2,65 E13	5,30 E05
9	6,73 E-13	5,20 E14	1,04 E07
10	3,53 E-14	9,92 E15	1,98 E08
20	1,18 E-26	2,97 E28	5,94 E20
30	6,76 E-39	5,18 E40	1,04 E33
40	4,36 E-51	8,03 E52	1,62 E45
60	1,93 E-75	1,81 E77	3,62 E69

LD – Limite de detecção para medição em geometria de corpo inteiro, Bq

Indicação do Nível de Registro Derivado  
(tecnécio-99m)

Período de Monitoração, T (d)	Nível de Registro Derivado, NRD (Bq)
4	5,12 E02
6	4,78 E01
8	2,82 E00
10	1,63 E-01
20	9,83 E-08
40	6,56 E-20
60	5,66 E-32
120	3,22 E-68

O LD do sistema de medida tem sensibilidade para identificar o NRD de um período de monitoração de até 4 dias.

Apresentação dos Fatores R1 e R2 que Indicam uma Subestimativa ou Superestimativa da Dose

Considera-se como hipótese a ocorrência da incorporação na metade do período de monitoração (tecnécio-99m)

Período de Monitoração, T (d)	Dose Efetiva Comprometida Mínima $E_{min}(50)$ em mSv			$R_1$	$R_2$
	$E_{min}(50)$ em mSv				
	$t = 1$	$t = T_{1/2}$	$t = T-1$		
2	2,18 E-04	2,18 E-04	2,18 E-04	1,00 E00	1,00 E00
4	2,18 E-04	5,26 E-03	1,22 E-01	2,32 E01	2,41 E01
6	2,18 E-04	1,22 E-01	5,98 E01	4,90 E02	5,60 E02
8	2,18 E-04	2,76 E00	2,64 E04	9,57 E03	1,27 E04
10	2,18 E-04	5,98 E01	1,04 E07	1,74 E05	2,74 E05

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 01 - RAABE, O.G. **Internal radiation dosimetry**. Medical Physics Publishing, 1<sup>st</sup> Edition, Madison, Wisconsin, 1994.
- 02 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **General principles for monitoring of radiation protection of workers**. Vienna, 1982. (ICRP-35).
- 03 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **General principles for the radiation protection of workers**. Oxford, 1997. (ICRP-75).
- 04 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **1990 Recommendations of the international commission on radiological protection**. Oxford, 1991. (ICRP-60).
- 05 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Annual limits for intakes of radionuclides by workers based on the 1990 Recommendations**. Oxford, 1991. (ICRP-61).
- 06 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Limits for intakes of radionuclides by workers**. Oxford, 1979. (ICRP-30 part 1).
- 07 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides- Part 1**. Oxford, 1990. (ICRP-56).
- 08 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides- Part 2. Ingestion dose coefficients**. Oxford, 1994. (ICRP-67).
- 09 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides- Part 3. Ingestion dose coefficients**. Oxford, 1995. (ICRP-69).
- 10 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Human respiratory tract model for radiological protection**. Oxford, 1994. (ICRP-66).
- 11 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Dose coefficients for intakes of radionuclides by workers**. Oxford, 1994. (ICRP-68).
- 12 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Individual monitoring for internal exposure of workers**. Oxford, 1998. (ICRP-78).

- 13 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Diretrizes básicas de radioproteção.** Rio de Janeiro, 1988. (CNEN-NE-3.01).
- 14 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Recommendations of the international commission on radiological protection.** Oxford, 1977. (ICRP-26).
- 15 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Individual monitoring for intakes of radionuclides by workers: design and interpretation.** Oxford, 1988. (ICRP-54).
- 16 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources.** Vienna, 1996. (IAEA-SS-115).
- 17 - COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Serviço de radioproteção.** Rio de Janeiro, 1988. (CNEN-NE-3.02).
- 18 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Radiological protection and safety in medicine.** Oxford, 1996. (ICRP-73).
- 19 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Assessment of occupational exposure due to intakes of radionuclides.** Vienna, 1999. (IAEA-RS-G-1.2).
- 20 - HENRICHS, K., The monitoring of workers exposed to radioactive material, Nuclear Technology Publishing. **Radiation Protection Dosimetry**, v.79, n. 1-4, p. 11-16, 1998.
- 21 - DELACROIX, D.; GUERRE, J.P.; LEBLANC, P.; HICKMAN, C. Radionuclide and radiation protection data handbook. Nuclear Technology Publishing. **Radiation Protection Dosimetry**, v.76, n. 1-2, p. 19-126, 1998.
- 22 - KILLOUGH, G.G.; ECKERMAN, K.F. Internal dosimetry. In: TILL, J. E.; MEYER, H. R. (Ed.). **Radiological assessment: a textbook on environmental dose analysis.** Washington, D. C.: Nuclear Regulatory Commission, 1983. p. 7.1-7.98. (Nureg/CR-3332).
- 23 - CARBAUGH, E.H., Practical applications of internal dose calculations: Health Physics Society summer school on internal dosimetry, June 20-24, 1994, Philadelphia. **Proceedings...** Pennsylvania, 1994 (PNI-SA-24300).
- 24 - POSTON, J.W. Reference man: a system for internal dose calculation. In: TILL, J. E.; MEYER, H. R. (Ed.). **Radiological assessment: a textbook on environmental dose analysis.** Washington, D. C.: Nuclear Regulatory Commission, 1983. p. 6.1-7.31. (Nureg/CR-3332).
- 25 - GABURO, J.C.G.; SORDI, G.M.A.A. **Radiobioanálise in vitro aplicada,** São Paulo, nov. 1992. (IPEN-Pub-379).
- 26 - INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Report on task group of reference man.** Oxford, 1975. (ICRP-23).
- 27 - RODRIGUES JUNIOR, O. **Aplicação de modelos metabólicos para a determinação de funções de excreção e retenção.** 1994. Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.

- 28 - U.S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY. Limiting Values of Radionuclide Intake and Air Concentration and Dose Conversion Factors for Inhalation, Submersion and Ingestion, **Federal Guidance Report No.11**, Washington, D.C. 1988 (EPA-520/1-88-020).
- 29 - HEALY, J.W., **Surface Contamination**: Decision levels, LASL. December, 1971, Los Alamos, New Mexico, 1971. (Report No LA-4558-MS)
- 30 - STEERE, N.V., **Handbook of Laboratory Safety**. Chemical Rubber Company, 2<sup>nd</sup> Edition, Cleveland, OH, 1971. p. 435-441.
- 31 - SKRABLE, K.W., CHABOT, G.E., FRENCH, C.S., LABONE, T.R., Use of multi-compartment models of retention for internally deposited radionuclides. Medical Physics Publishing. **Internal Radiation Dosimetry**, Madison, WI, 1994. p. 271–354.
- 32 - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Direct methods for measuring radionuclides in the human body**, Vienna ,1996.(IAEA-SS-114)
- 33 - STRENGE, D.L.; KENNEDY, R.A.; SULA, M.J.; JOHNSON, J.R.. Code for Internal Dosimetry – **CINDY version 1.2, part 1: Conceptual representation**, Rev.1, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington, 1992. (PNL-7493 Pt.1)
- 34 - PHIPPS, A.W.; JARVIS, N.S.; SILK, T.J.; BIRCHALL, A.. **Time-dependent functions to represent the bioassay quantities given in ICRP publication 78**. NATIONAL RADIOLOGICAL PROTECTION BOARD, Didcot, 1998. (NRPB-M284).
- 35 - PORTER, A.C.; Intake retention fractions developed from models used in the determination of dose coefficients developed for ICRP publication 68 – particulate inhalation. **Health Physics**, v.83, n.5, p. 594-789, 2002.