



**AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE  
DE SÃO PAULO**

## **TORÔNIO NO AR: AVALIAÇÃO DA DOSE OCUPACIONAL**

**MARCIA PIRES DE CAMPOS**

**Tese apresentada como parte dos  
requisitos para obtenção do Grau de  
Doutor em Ciências na Área de  
Tecnologia Nuclear - Aplicações.**

**Orientadora:  
Dra. Brigitte Roxana S. Pecequilo**

**São Paulo  
1999**

**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES**

**Autarquia Associada à Universidade de São Paulo**

**TORÔNIO NO AR: AVALIAÇÃO DA DOSE OCUPACIONAL**

**MARCIA PIRES DE CAMPOS**

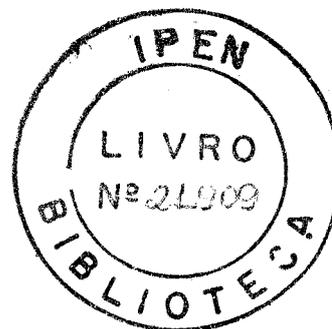
**Tese apresentada como parte dos requisitos para  
obtenção do grau de Doutor em Ciências na Área  
de Tecnologia Nuclear.**

**Orientador:**

**Dra. Brigitte Roxana Soreanu Pecequilo**

**SÃO PAULO**

**1999**



*Ao Bruno, com  
todo o meu amor.*

## **AGRADECIMENTOS**

*Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares pela oportunidade de realizar este trabalho.*

*Ao Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq) pelo suporte financeiro.*

*À Dra. Brigitte Roxana Soreanu Pecequilo pela orientação, amizade, apoio e estímulo à minha carreira de pesquisadora. Muito obrigada é pouco para expressar-lhe minha gratidão.*

*Ao Marcelo Bessa por sua extrema disponibilidade na solução dos mais diversos problemas e nas discussões técnicas, com suas sugestões sempre na medida certa, obrigada.*

*Ao Dr. Carlos Henrique pelas dicas na utilização do AnaComp.*

*Aos integrantes do Departamento de Radioproteção Ambiental que direta ou indiretamente contribuíram para a realização deste trabalho.*

*Ao Sr. Antônio Augusto M. Neto Da Divisão de Engenharia de Processos (MQE) por sua boa vontade e auxílio na realização das monitorações na Unidade de Purificação de Tório.*

*Ao Alexandre pelo companheirismo e paciência em todos os momentos.*

*Ao Bruno, por existir.*

*Aos meus pais, em especial à minha mãe, por me ampararem ao longo do caminho, nem sempre fácil, da pesquisa científica, meu MUITO OBRIGADA.*

## **Torônio no Ar: Avaliação da Dose Ocupacional**

**Marcia Pires de Campos**

### **RESUMO**

A avaliação da dose ocupacional devida à presença de torônio no ar foi feita a partir da dose efetiva comprometida e da dose equivalente comprometida recebidas pelos indivíduos expostos a esse radionuclídeo no galpão da Salvaguardas e na unidade de purificação de tório do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP).

As doses recebidas foram calculadas por meio da análise compartimental, seguindo-se os modelos compartimental do pulmão e biocinético do chumbo, usando os resultados da concentração equivalente em equilíbrio de torônio. Estes resultados foram obtidos a partir da medida, por espectrometria gama, contagem alfa total e espectrometria alfa, de filtros de fibra de vidro utilizados em amostradores de ar, que coletavam o ar ambiente.

A concentração equivalente em equilíbrio de torônio, no galpão da Salvaguardas, variou de 0,3 a 6,8 Bq/m<sup>3</sup>. Na unidade de purificação de tório a variação foi de 9,9 a 249,8 Bq/m<sup>3</sup>, sendo que foram monitoradas várias fases de operação, envolvendo diferentes processos de purificação do tório.

A dose efetiva comprometida devida à inalação de torônio variou de 0,03 mSv/a a 0,67 mSv/a no galpão da Salvaguardas e de 0,12 mSv/a a 6mSv/a na unidade de purificação de tório.

A avaliação do risco de câncer de pulmão e cânceres fatais sofrido pelos indivíduos expostos ao torônio, tanto no galpão da Salvaguardas como na unidade de purificação de tório mostrou um incremento no risco de ambos os tipos de cânceres.

## **Thoron in the Air: Assessment of the Occupational Dose**

**Marcia Pires de Campos**

### **ABSTRACT**

The occupational dose due to inhalation of thoron was assessed through the committed effective dose and the committed equivalent dose received by workers exposed to the radionuclide at the nuclear materials storage site and the thorium purification plant of the Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP).

The radiation doses were performed by compartmental analysis following the compartmental model of the lung and biokinetic model of the lead, through the thoron equilibrium equivalent concentrations. These values were obtained by gamma ray spectrometry, total alpha count and alpha particle spectrometry of air samples glass fiber filters.

The results of the thoron equilibrium equivalent concentration varied from 0.3 to 0,67 Bq/m<sup>3</sup> at the nuclear materials storage site and from 0.9 to 249.8 Bq/m<sup>3</sup> at the thorium purification plant.

The committed effective dose due to thoron inhalation varied from 0.03 mSv/a to 0.67 mSv/a at the nuclear materials storage site and from 0.12 mSv/a to 6.0 mSv/a at the thorium purification plant.

The risk assessment of lung cancer and fatal cancers for the workers exposed to thoron at the nuclear materials storage site and the thorium purification plant showed an increment for both risk cancer.

## SUMÁRIO

	<b>Página</b>
<b>1. INTRODUÇÃO</b>	
1.1 Considerações gerais.....	1
1.2 Justificativa e objetivos.....	7
<b>2. METODOLOGIA GERAL PARA A DETERMINAÇÃO DA CONCENTRAÇÃO DE TORÔNIO E SEUS FILHOS</b>	
2.1 Considerações gerais sobre o torônio e seus produtos de decaimento.....	12
2.2 Métodos para a detecção de torônio e seus filhos.....	15
2.2.1 Detecção ativa do torônio e seus filhos.....	16
2.2.1.1 Detecção ativa apenas do torônio.....	17
2.2.1.2 Detecção ativa dos filhos do torônio.....	17
2.2.2 Detecção passiva do torônio e seus filhos.....	20
<b>3. DETERMINAÇÃO DA CONCENTRAÇÃO DE TORÔNIO NO AR</b>	
3.1 Amostragem do ar ambiente.....	22
3.2 Espectrometria gama.....	24
3.3 Contagem alfa total.....	26
3.3.1 Determinação da eficiência de contagem por contagem alfa total.....	29
3.4 Espectrometria alfa.....	30
3.4.1 Determinação da eficiência de contagem por espectrometria alfa.....	31
<b>4. RESULTADOS E DISCUSSÕES</b>	
4.1 Concentração equivalente em equilíbrio de torônio.....	32
4.4.1 Galpão da Salvaguardas do IPEN.....	32
4.1.2 Unidade de Purificação de Tório.....	36

**5. MODELAGEM DOSIMÉTRICA DO SISTEMA RESPIRATÓRIO**

5.1 Estudo dosimétrico.....	42
5.2 Modelos dosimétricos para o sistema respiratório.....	47
5.2.1 Modelo dosimétrico do sistema respiratório apresentado em 1968 pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-10).....	48
5.2.2 Modelo dosimétrico do sistema respiratório apresentado em 1978 pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-30).....	49
5.2.3 Modelo dosimétrico do sistema respiratório apresentado em 1994 pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-66).....	52

**6. AVALIAÇÃO DOSIMÉTRICA**

6.1 Determinação da dose efetiva comprometida e da dose equivalente comprometida devidas à inalação de torônio no galpão da Salvaguardas do IPEN.....	66
6.2 Determinação da dose efetiva comprometida e da dose equivalente comprometida devidas à inalação de torônio na unidade de purificação de tório.....	71
6.3 Distribuição do $^{212}\text{Pb}$ no corpo humano.....	81

**7. AVALIAÇÃO DE RISCO**

7.1 Determinação do risco de câncer de pulmão e cânceres fatais devido à inalação de torônio.....	95
7.1.1 Determinação do risco de câncer de pulmão e cânceres fatais devido à inalação de torônio no galpão da Salvaguardas do IPEN.....	97
7.1.2 Determinação do risco de câncer de pulmão e cânceres fatais devido à inalação de torônio na unidade de purificação de tório.....	100

**8. CONCLUSÕES.....**107

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....111

## **1 Introdução**

### **1.1 Considerações gerais**

O homem está constantemente exposto a várias fontes de radiação, entre elas, a radioatividade natural, os testes nucleares, as atividades ocupacionais, as aplicações médicas e a geração nucleoe elétrica. De todas as fontes de radiação, a radioatividade natural é, sem dúvida, a maior contribuinte para a dose efetiva recebida pela população, provocando uma dose efetiva de 2,4 mSv/a, o que corresponde a aproximadamente 70% da dose recebida considerando todas as fontes de radiação ionizante (UNSCEAR, 1988, 1993). Assim, a avaliação da dose de radiação devida às fontes naturais torna-se muito importante.

As fontes naturais são classificadas em fontes externas, tais como os raios cósmicos e elementos radioativos presentes no solo e nos materiais de construção e em fontes internas que resultam da inalação e ingestão de elementos radioativos naturais presentes no ar e na dieta alimentar. Uma característica bastante peculiar da irradiação advinda de fontes naturais é que ela atinge toda a população mundial a uma taxa relativamente constante durante um longo período de tempo (UNSCEAR, 1988).

Os radionuclídeos naturais são divididos em primordiais, de meia-vida muito longa, e cosmogênicos, que são produzidos pela interação da radiação cósmica com átomos-alvo na atmosfera, tais como  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  e  $^{22}\text{Na}$  (NCRP-45, 1975).

Os radionuclídeos primordiais presentes na crosta terrestre podem ser classificados (NCRP-45, 1975) em radionuclídeos que compõem as séries

radioativas do  $^{232}\text{Th}$  (meia-vida de  $1,40 \times 10^{10}$  anos) (Walker, 1989), do  $^{238}\text{U}$  (meia-vida de  $4,47 \times 10^9$  anos) (Walker, 1989) e do  $^{235}\text{U}$  (meia-vida de  $7,04 \times 10^8$  anos) (Walker, 1989) e que decaem para isótopos estáveis do chumbo e radionuclídeos naturais como o  $^{40}\text{K}$  (meia-vida de  $1,28 \times 10^9$  anos) (Walker, 1989) que decaem diretamente para um nuclídeo estável. Na figura 1.1 são apresentadas as três séries radioativas do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{235}\text{U}$  (NCRP-94, 1987).

As rochas ígneas geralmente apresentam maiores concentrações de radionuclídeos primordiais do que as rochas sedimentares, já as rochas metamórficas apresentam concentrações típicas das rochas a partir das quais elas se formaram. O urânio é encontrado na natureza com três isótopos de número de massa 234, 235 e 238. O  $^{238}\text{U}$  está presente com 99,28%, geralmente em equilíbrio com o  $^{234}\text{U}$ , presente com 0,0058%. O  $^{235}\text{U}$  está presente com 0,71%. Existe ainda o isótopo  $^{230}\text{U}$ , membro de série do  $^{238}\text{U}$ , com uma meia-vida curta de somente 20,8 dias, formado a partir do decaimento do  $^{230}\text{Pa}$  (Eisenbud, 1987). O urânio está presente em praticamente todas as rochas e solos com concentrações que variam de 6 a 48 Bq/kg (Lawrence, 1983).

O tório é encontrado em várias rochas e solos com 100% de  $^{232}\text{Th}$ . A concentração de  $^{232}\text{Th}$  na maioria das rochas e solos alcança valores entre 7 e 50 Bq/kg, similares às concentrações de  $^{238}\text{U}$ , sendo que as maiores concentrações de tório são encontradas em granitos e gnaisses (Steinhausler, 1994). Em algumas partes do mundo, como por exemplo no Brasil, na China e na Índia, as concentrações de  $^{232}\text{Th}$  podem ser bem maiores devido a processos de sedimentação que levam à formação de areias contendo minerais ricos em tório. Em alguns tipos de rochas, principalmente em rochas alcalinas, a concentração de tório pode chegar a 560 Bq/kg (Steinhausler, 1994). A mais importante ocorrência de membros da série do  $^{232}\text{Th}$  é a monazita, um mineral de terras raras altamente insolúvel existente em algumas areias de praia, que apresenta em sua composição de 3% a 10% de tório. O Brasil, juntamente com a Índia, o Canadá, os Estados Unidos e a Austrália, possui os maiores e mais importantes depósitos desse mineral do planeta (Riedel e Eisenmenger, 1999).

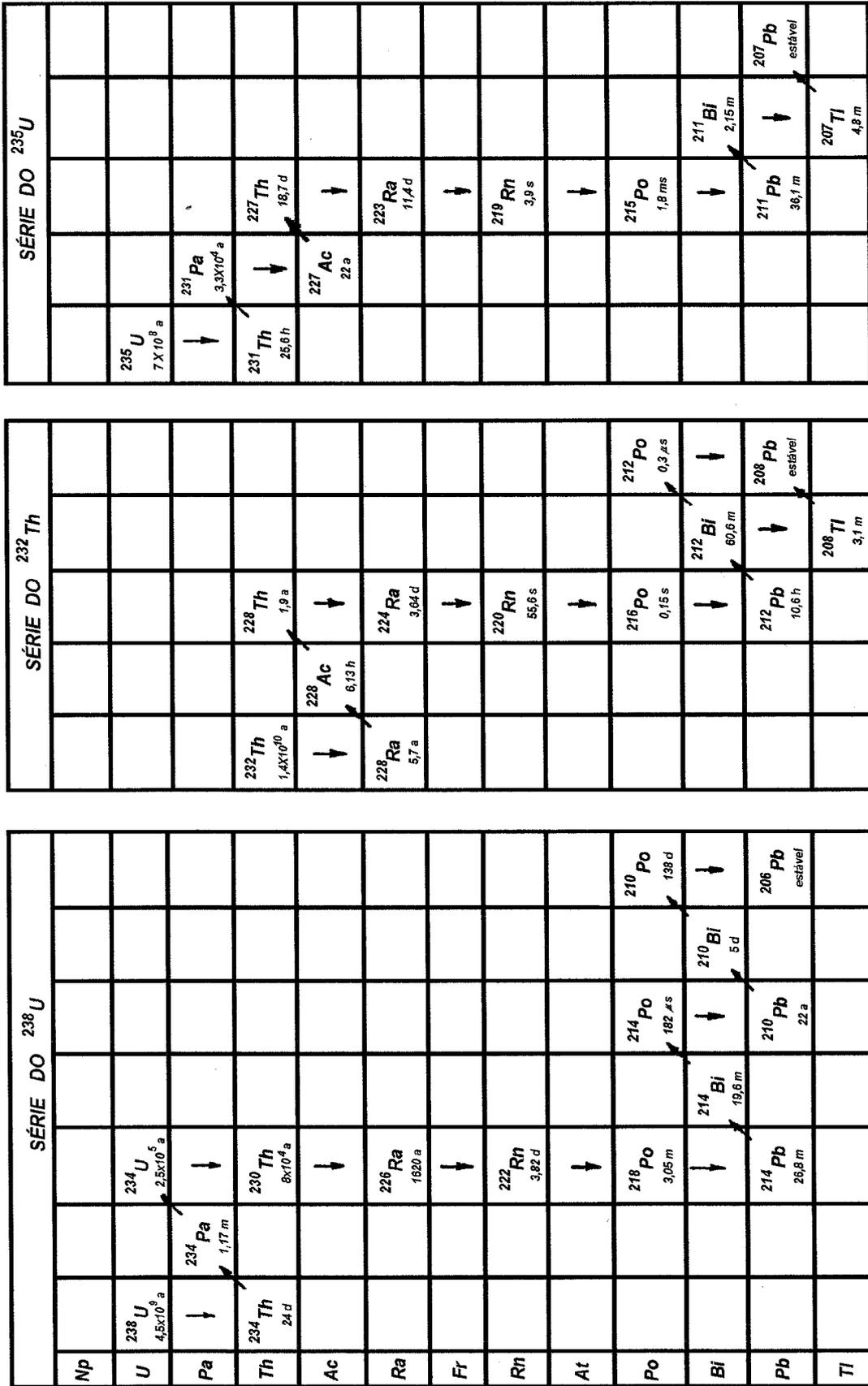


Figura 1.1: Séries radioativas naturais do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{235}\text{U}$  (NCRP-94, 1987)

Algumas das contribuições da radiação de fundo natural para a exposição total, tais como a do  $^{40}\text{K}$ , são constantes no espaço e no tempo e praticamente independentes das atividades e costumes humanos (UNSCEAR, 1988).

Outras contribuições são variáveis e dependem fortemente das atividades e costumes humanos. Por exemplo, as doses por inalação dentro de uma residência causadas pelos produtos de decaimento do radônio ( $^{222}\text{Rn}$ , série do  $^{238}\text{U}$ ) e torônio ( $^{220}\text{Rn}$ , série do  $^{232}\text{Th}$ ) dependem do tipo de construção, do material utilizado e da taxa de ventilação (Campos, 1994; Campos e Pecequillo, 1994). No caso de exposição ocupacional, a dose recebida pelos trabalhadores de minas de urânio e tório também depende da ventilação do local de trabalho (ICRP-32, 1981).

A exposição ao  $^{222}\text{Rn}$  é conhecida como um importante risco ao sistema respiratório, principalmente pela incorporação dos seus descendentes de meia-vida curta ( $^{218}\text{Po}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ ,  $^{214}\text{Bi}$  e  $^{214}\text{Po}$ ), elementos sólidos que sozinhos ou agregados a outras partículas podem se depositar nos pulmões (Porstendorfer, 1993).

Na série do  $^{232}\text{Th}$  (NCRP-94, 1987), abaixo do  $^{220}\text{Rn}$  não há radionuclídeo de meia-vida longa e o equilíbrio entre o  $^{220}\text{Rn}$  e seus filhos é regido pelo tempo de crescimento do  $^{212}\text{Pb}$ , cuja meia-vida é de 10,6 h, sendo o equilíbrio radioativo transiente estabelecido em aproximadamente 5 horas.

Quando formados, os filhos do torônio são eletricamente carregados e tendem a se agregar a grãos inertes de poeira, normalmente presentes na atmosfera. Se os gases radioativos coexistem com a poeira na mesma massa de ar por um tempo suficientemente longo, o pai e seus vários filhos podem atingir o equilíbrio radioativo.

A dose de radiação provocada pela série do torônio é causada pelos produtos filhos adsorvidos na poeira inerte e que se depositam no pulmão,

sendo o grau de equilíbrio dos filhos o fator mais importante na determinação da dose liberada no pulmão (NCRP-97, 1988).

Quando o ar que contém torônio em equilíbrio parcial ou total com os seus filhos é inalado, os gases inertes são exalados quase que imediatamente, porém uma fração de poeira (isto é, os particulados) é depositada no pulmão. Em cada inspiração, partículas inertes adicionais são depositadas no pulmão, até que o equilíbrio radioativo é atingido, isto é, o total da atividade depositada por unidade de tempo é igual à quantidade eliminada pelo pulmão pela contribuição da limpeza fisiológica e do decaimento radioativo.

Uma vez que na crosta terrestre encontram-se sempre urânio e tório que decaem, respectivamente, para radônio ( $^{222}\text{Rn}$ ) e torônio ( $^{220}\text{Rn}$ ), é natural que tenha havido e haja atualmente (Duggan, 1973; Strandén, 1980; Man-Yin, 1987; UNSCEAR, 1988, 1993; Guo, 1992; Reineking, 1992; Cliff, 1992; Mijones, 1992; Cuculeanu, 1992; Knutson, 1994, Peter, 1994; Nuccetelli, 1998) um grande interesse em avaliar-se a dose causada por esses radionuclídeos.

Na verdade, os danos não são causados pela inalação dos gases nobres  $^{222}\text{Rn}$  e  $^{220}\text{Rn}$  que são inertes e não interagem, mas pelos seus filhos de meia-vida curta, emissores alfa, beta e gama, que se depositam no pulmão; no caso do  $^{222}\text{Rn}$  tem-se os radioisótopos  $^{218}\text{Po}$ ,  $^{214}\text{Pb}$  e  $^{214}\text{Bi}$  e no caso do  $^{220}\text{Rn}$ , tem-se  $^{212}\text{Pb}$  e  $^{212}\text{Bi}$ .

Até o momento, na maioria das avaliações de dose (Nero, 1989; Al-Kofahl et al., 1992), a contribuição do  $^{220}\text{Rn}$  (torônio) foi geralmente desprezada porque: (1) a concentração de torônio é geralmente muito mais baixa do que a de  $^{222}\text{Rn}$  e (2) a meia-vida de 55,6 segundos do  $^{220}\text{Rn}$  é relativamente muito mais curta do que a meia-vida de 3,83 dias do  $^{222}\text{Rn}$ .

Por causa das meias-vidas curtas do torônio e seus filhos, supunha-se que a dose causada por eles no pulmão não aumentasse significativamente a dose causada pela série do  $^{222}\text{Rn}$ . Contudo, nos últimos

anos (Stranden, 1980; Cliff, 1992; Reineking, 1992; Mijones, 1992; Steinhausler, 1994), esta posição vem sendo revista. Trabalhadores de indústrias que processam areia e terras raras na Malásia, Austrália e Vietnam têm recebido doses bastante elevadas de até 180 mSv/a (Steinhausler, 1994), que não podem se explicadas apenas pela exposição ao  $^{222}\text{Rn}$ .

Segundo Steinhausler, Hofmann e Leitner (Steinhausler, 1994), os efeitos biológicos advindos da exposição ao tório, torônio e seus filhos vão desde aberrações cromossômicas para concentrações de  $^{220}\text{Rn}$  de até 168 Bq/m<sup>3</sup>, até um aumento nas taxas de mortalidade por doenças respiratórias e câncer de fígado e pâncreas no caso das exposições ocupacionais, quando o conteúdo de tório nos pulmões atinge valores de aproximadamente 0,85 Bq, acarretando uma dose absorvida no fígado de 9,4 Gy. Os dados relativos ao câncer de pulmão são incertos e não foram considerados.

Contudo, segundo evidências apresentadas pelos estudos epidemiológicos realizados com os sobreviventes da bomba atômica e com indivíduos submetidos a exposições médicas e ocupacionais, todas as regiões do trato respiratório são sensíveis à radiação (EPA, 1989).

Investigações da mortalidade por câncer no pulmão entre trabalhadores em minas tradicionais ou de urânio mostram probabilidades mais altas do que nos grupos de controle entre indivíduos do público. Entretanto, existem grandes discrepâncias na avaliação do risco nestas investigações, pois entre o menor e o maior valor encontrados há um fator de 4 a 5 (Stranden, 1980).

Como os estudos dos níveis do torônio e seus filhos e dos efeitos biológicos foram desprezados nestas considerações, é lícito supor que algumas das discrepâncias na avaliação do risco possam ser causadas pela diferença na concentração de torônio e filhos.

Como mencionado anteriormente, existem regiões no mundo onde o material geológico predominante apresenta concentrações de  $^{232}\text{Th}$  relativamente

altas (Eisenbud, 1987; Man-Yin, 1987; Guo, 1992; Steinhäusler, 1994), portanto não se deve desprezar a contribuição do torônio nos estudos da exposição nestes lugares.

Especialmente no caso do Brasil, podem ser encontradas algumas das maiores anomalias na concentração de minerais radioativos no solo (Eisenbud, 1987) tais como os depósitos de areia monazítica no Estado do Espírito Santo, contendo principalmente tório, as regiões de rochas alcalinas intrusivas no Estado de Minas Gerais, contendo tanto  $^{238}\text{U}$  como  $^{232}\text{Th}$  e as regiões de anomalias no Estado do Rio Grande do Norte, com  $^{238}\text{U}$  e  $^{232}\text{Th}$ .

Uma vez que essa matéria prima pode ser aproveitada em diversas áreas, pretende-se neste trabalho avaliar a dose por inalação recebida pelos trabalhadores que manipulam os materiais contendo compostos de tório, dado que muito pouco se sabe sobre essas doses, pelo fato da contribuição do torônio e seus filhos ter sempre sido desprezada.

Em áreas com anomalias como as do Brasil, onde a concentração de tório é muito mais alta que a de urânio, a concentração de torônio nas minas é maior que a do radônio e os riscos à saúde devido a sua inalação não podem ser desprezados. Além disso, a utilização do tório como matéria prima para a fabricação de combustível nuclear ou para a confecção de camisas de lampião também ocasiona a inalação do torônio e seus filhos, acarretando na exposição dos trabalhadores e em prováveis danos a sua saúde.

## **1.2 Justificativa e objetivos**

No Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP), na Diretoria de Materiais e Ciclo do Combustível Nuclear (M), existe uma divisão denominada Divisão de Engenharia de Processos (MQE), onde são manipulados os materiais contendo tório, entre outros elementos (unidade de purificação de tório).

Existe ainda no IPEN um grupo de Salvaguardas Nucleares que tem como atribuições o controle e a contabilidade dos materiais nucleares, detectando e evitando perdas, desvios e o uso não autorizado desses materiais, bem como o cumprimento das obrigações assumidas pelo país em acordos de Salvaguardas. A armazenagem dos materiais Salvaguardados é feita numa instalação denominada galpão III - depósito central (galpão da Salvaguardas).

A figura 1.2 mostra a localização das instalações estudadas dentro do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.

Como não havia informações sobre o nível da atividade do torônio e filhos presentes no ambiente durante as operações, optou-se por estudar estes locais e fazer as avaliações da dose de radiação e do risco a que os trabalhadores estariam submetidos, já que, como mostrado anteriormente, a dose de radiação provocada por esses elementos não deve ser desprezada, principalmente num ambiente onde o tório está presente em quantidades consideráveis.

A partir do exposto, este trabalho tem como objetivos principais a determinação dos níveis de torônio e filhos no ar, a avaliação da dose recebida devido à inalação do torônio e seus filhos e a estimativa dos riscos aos quais os indivíduos ocupacionalmete expostos estão sujeitos. Cabe ressaltar que poucos estudos têm sido feitos no Brasil nesse sentido e que nenhum levantamento foi realizado até o momento no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, onde esses materiais são utilizados rotineiramente.

O cálculo da dose recebida pelos trabalhadores e dos riscos de câncer advindos dessa exposição será feito a partir da concentração equivalente em equilíbrio de torônio no ar. Esta concentração é obtida a partir da concentração dos filhos do torônio ( $^{212}\text{Pb}$  e  $^{212}\text{Bi}$ ), determinada pela medida, por espectrometria gama, contagem alfa total e espectrometria alfa, de amostras de ar coletada sobre filtros de fibra de vidro.

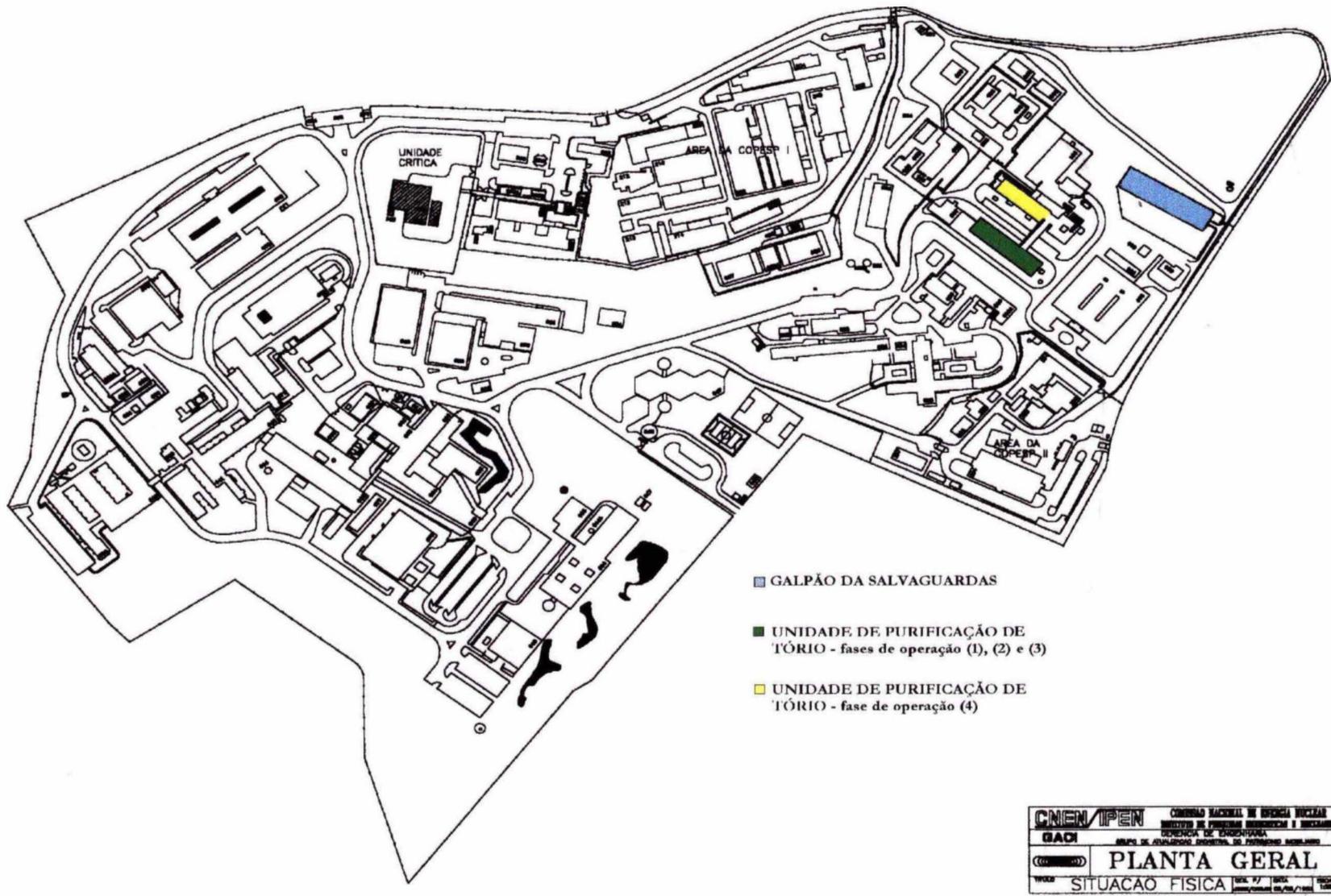


Figura 1.2: Planta geral do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

Este estudo poderá ser aplicado também na avaliação da dose de radiação ambiental, pois apresenta a metodologia para a determinação de torônio no ar e mostra as avaliações dosimétrica e de risco devido à inalação desse radionuclídeo.

O presente trabalho é dividido em oito capítulos. No capítulo 2 é apresentada a metodologia geral para a determinação da concentração do torônio e seus filhos no ar.

O capítulo 3 trata da parte experimental do trabalho e apresenta a justificativa para o método escolhido de detecção ativa e medida do ar amostrado por espectrometria alfa, contagem alfa total e espectrometria gama.

O capítulo 4 traz os resultados da concentração equivalente em equilíbrio de torônio e filhos no ar ambiente dos locais estudados no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (galpão da Salvaguardas e unidade de purificação de tório), bem como as discussões sobre os resultados obtidos.

No capítulo 5 é apresentado um estudo dos vários modelos dosimétricos para o trato respiratório propostos pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP – International Commission on Radiological Protection) nas últimas décadas, com destaque para o modelo proposto em 1994, que é o mais recente e foi o utilizado neste trabalho.

O capítulo 6 trata da avaliação dosimétrica, por meio da análise compartimental, feita para os trabalhadores que atuam no galpão da Salvaguardas e na unidade de purificação de tório do IPEN e que estão submetidos a um ambiente que contém concentrações consideráveis de torônio e seus filhos.

No capítulo 7 é apresentada a avaliação do risco a que os trabalhadores estão sujeitos devido à inalação do torônio e seus filhos presentes no ar ambiente.

Finalizando, no capítulo 8 são apresentadas as conclusões gerais sobre a presença do torônio no ar em ambientes ocupacionais e as consequências para os trabalhadores, em termos da dose de radiação recebida e dos riscos associados devido a essa presença.

## **2 Metodologia geral para a determinação da concentração do torônio e seus filhos no ar**

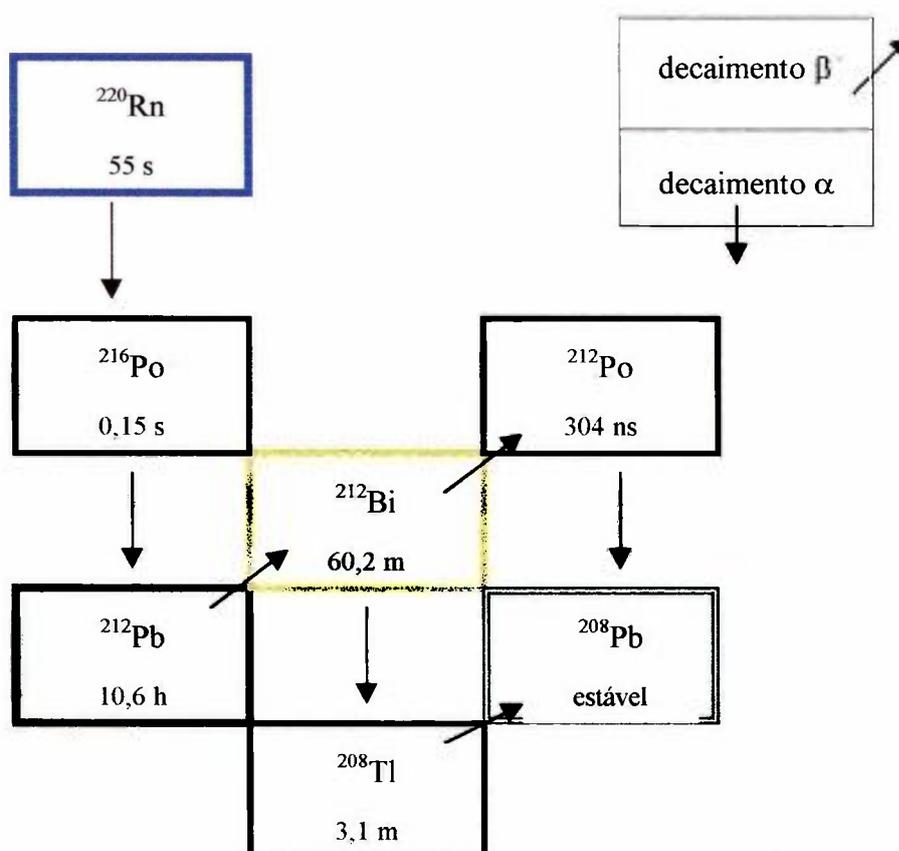
### **2.1 Considerações sobre o torônio e seus produtos de decaimento**

O torônio ( $^{220}\text{Rn}$ ) é um gás nobre, membro da série do  $^{232}\text{Th}$ , produzido pelo decaimento do  $^{224}\text{Ra}$  e meia-vida muito curta, igual a 55,3 s. O seu decaimento se dá por emissão de partícula alfa e seus produtos de decaimento são isótopos do polônio, do bismuto, do chumbo e do tálio. Todos os elementos filhos do torônio possuem meia-vida curta, com exceção do  $^{212}\text{Pb}$ , que possui uma meia-vida relativamente longa de 10,6 horas e é o elemento mais importante da cadeia sob o ponto de vista de proteção radiológica. Os filhos do torônio são isótopos de metais pesados que se fixam facilmente aos aerossóis presentes na atmosfera e seu decaimento radioativo se dá por emissão de partículas alfa e beta.

Na tabela 2.1 é mostrado um resumo das propriedades radioativas do torônio e seus filhos. A figura 2.1 apresenta a sub-série radioativa do  $^{220}\text{Rn}$  com as meias-vidas e os modos de decaimento dos radionuclídeos.

Tabela 2.1: Propriedades radioativas do torônio e seus filhos

Radionuclídeo	Meia-vida	Modo de decaimento
$^{220}\text{Rn}$	55,6 s	$\alpha$
$^{216}\text{Po}$	0,15 s	$\alpha$
$^{212}\text{Pb}$	10,6 h	$\beta^-$
$^{212}\text{Bi}$	60,6 min	$\alpha, \beta^-$
$^{212}\text{Po}$	304 ns	$\alpha$

Figura 2.1: Sub-série radioativa do  $^{220}\text{Rn}$

A medida direta do torônio é muito difícil de ser realizada devido à sua curta meia-vida (55 s). Assim, nas avaliações de dose devida à inalação deste radionuclídeo, pode-se utilizar os conceitos de concentração de energia alfa potencial (PAEC, do inglês "*potential alpha energy concentration*") e de concentração equivalente em equilíbrio (EEC, do inglês "*equilibrium equivalent concentration*") (NCRP-97, 1988).

A concentração de energia alfa potencial é definida como a soma da energia alfa potencial de todos os filhos do radônio ou torônio presentes por unidade de volume de ar. Para um átomo filho qualquer, a energia alfa potencial é dada pela soma das energias alfa emitidas durante o seu decaimento para o elemento estável,  $^{206}\text{Pb}$  ou  $^{208}\text{Pb}$  (figura 1.1). Esta concentração é avaliada por meio de uma unidade especial, "*working level*" (WL), que é definida como qualquer combinação dos filhos de meia-vida curta do radônio ou torônio em um litro de ar que resultaria na emissão de  $1,3 \times 10^5$  MeV de energia alfa potencial. O "*working level*" é a unidade mais comumente utilizada para expressar a exposição aos filhos do radônio em minas de urânio e tório. Para trabalhadores de minas de urânio e tório, a exposição normalmente é avaliada em "*working level month*" (WLM), que representa uma exposição de 1 WL durante um mês de trabalho de 170 horas (NCRP-97, 1988).

A concentração equivalente em equilíbrio é definida como a concentração de torônio ou radônio em equilíbrio radioativo com os filhos de meia-vida curta que teriam a mesma energia alfa potencial por unidade de volume que a existente no ar medido.

Esta concentração é obtida a partir das concentrações de  $^{216}\text{Po}$ ,  $^{212}\text{Pb}$ ,  $^{212}\text{Bi}$  e  $^{212}\text{Po}$ ; entretanto, desprezam-se as concentrações do  $^{216}\text{Po}$  e  $^{212}\text{Po}$  devido às suas meias-vidas curtas de 0,15 s e 304 ns respectivamente. Assim, pode-se obter a concentração equivalente em equilíbrio por meio da seguinte expressão (NCRP-97, 1988):

$$EEC=0,91(B)+0,09(C) \quad (2.1)$$

onde:

EEC - concentração equivalente em equilíbrio (Bq/m<sup>3</sup>)

B - concentração de <sup>212</sup>Pb (Bq/m<sup>3</sup>)

C - concentração de <sup>212</sup>Bi (Bq/m<sup>3</sup>)

A expressão 2.1 será utilizada para obter-se a concentração equivalente em equilíbrio de torônio quando a concentração dos filhos do torônio for obtida por espectrometria gama.

Para obter a concentração equivalente em equilíbrio em unidades "working level", basta dividir o valor da concentração em Bq/m<sup>3</sup> por 275 (NCRP-97, 1988), uma vez que 275 Bq/m<sup>3</sup> de <sup>220</sup>Rn em equilíbrio com seus filhos correspondem a 1 WL.

## 2.2 Métodos para a detecção de torônio e seus filhos

Para a avaliação dos riscos, os métodos utilizados normalmente são: epidemiológico, modelagem dosimétrica e estudos de transformações celulares (EPA, 1989). A epidemiologia permite o estudo da distribuição de um determinado tipo de efeito entre a população, observando-se e analisando-se a sua ocorrência em um grupo e os fatores de risco a que este grupo está exposto. No caso da radiação, o número de efeitos observados na população irradiada é comparado com os mesmos efeitos na população não irradiada (controle), para a obtenção dos dados epidemiológicos. A modelagem dosimétrica trata da distribuição dos materiais radioativos no corpo e das respectivas doses provocadas pela sua incorporação. Os estudos de transformações celulares envolvem a análise de aberrações cromossômicas induzidas pela radiação.

Neste trabalho optou-se pela modelagem dosimétrica. Para que se possa aplicar um modelo de dose realístico é necessário primeiramente determinar a concentração de torônio e seus filhos no ar. Este problema experimental é razoavelmente complicado, tanto pela meia-vida excessivamente curta do  $^{220}\text{Rn}$  como pela existência do  $^{222}\text{Rn}$  e seus filhos juntamente com o  $^{220}\text{Rn}$  e seus filhos.

Existem vários métodos (NCRP-97, 1988; SS 43, 1976) para se determinar a concentração de  $^{220}\text{Rn}$  e seus filhos no ar. Eles são geralmente divididos em método de detecção ativa onde se realiza a coleta de ar e posterior medida dos filtros por espectrometria gama, espectrometria alfa, contagem alfa total ou detector Gieger-Müller e método de detecção passiva com o uso de detectores sólidos de traços nucleares ou dosímetros termoluminescentes.

Cabe ressaltar que, utilizando-se o método de detecção ativa do torônio e seus filhos, não é necessário fazer-se o pré-tratamento das amostras antes de iniciar-se a medida das mesmas.

### **2.2.1 Detecção ativa do torônio e seus filhos**

No método de detecção ativa, uma amostra de vários litros de ar do ambiente onde se deseja efetuar a medida é coletada, num filtro, pelo bombeamento deste ar ambiente.

Utilizando-se o método de detecção ativa pode-se determinar a concentração ou apenas do torônio ou a de seus filhos.

### **2.2.1.1 Detecção ativa apenas do torônio**

Um dos métodos mais utilizados para a detecção apenas do torônio é o método dos dois filtros. Por meio de bombeamento, o ar passa através de um tubo metálico equipado com dois filtros localizados nas extremidades do mesmo. As dimensões do tubo metálico devem ser aproximadamente 50 cm de comprimento e 5 cm diâmetro. O primeiro filtro, de alta eficiência, remove todos os filhos do torônio, permitindo que apenas o pai esteja presente na amostra de ar. O torônio decai parcialmente durante o trânsito pelo tubo, produzindo  $^{216}\text{Po}$  e  $^{212}\text{Pb}$ . A maior parte destes átomos é coletada no segundo filtro, somente uma pequena fração fica retida nas paredes do tubo (aproximadamente 5%) (Duggan, 1973). Após a amostragem, cujo tempo e fluxo são de aproximadamente 10 minutos e 10 L/min, respectivamente, o segundo filtro é removido e medido num contador alfa, geralmente um detector cintilador de ZnS(Ag). A atividade desse filtro, quando corrigida para o crescimento e decaimento dos filhos formados e para a perda dos filhos que ficaram retidos nas paredes do tubo, fornece a concentração do gás torônio. A sensibilidade do método depende das dimensões do tubo, do fluxo de amostragem, dos intervalos de contagem e amostragem e da fração de filhos que ficam retidos nas paredes do tubo (NCRP-97, 1988; SS-43, 1976).

Um dos problemas apresentados por este método é que o filtro de saída é vulnerável à contaminação quando em contato com qualquer superfície ou com o ar do ambiente. A contaminação pode ser evitada conservando os filtros em recipientes fechados antes e depois da amostragem e manuseando-os com pinça (SS-43, 1976).

### **2.2.1.2 Detecção ativa dos filhos do torônio**

O risco devido à inalação dos filhos do torônio depende quase que exclusivamente da concentração de  $^{212}\text{Pb}$ , devido a sua meia-vida relativamente

longa (10,6 horas). Entretanto, vários autores levam também em consideração a contribuição do  $^{212}\text{Bi}$  (meia-vida de 60,5 minutos) na estimativa da dose devida à inalação dos filhos do torônio (Duggan, 1973; Mausner, 1982; Zarcone, 1986; Man-Yin, 1987; Reineking, 1992).

A medida dos filhos do torônio é prejudicada pela presença dos filhos do radônio na amostra de ar. O método de detecção ativa, associado à contagem alfa total, espectrometria alfa ou espectrometria gama, tem sido utilizado para determinar a concentração somente dos filhos do torônio.

A primeira técnica para a determinação da concentração de filhos do radônio foi descrita por Tsivoglou e colaboradores em 1953. Este método sofreu algumas modificações ao longo do tempo, referentes aos períodos de amostragem e contagem. O método de Tsivoglou modificado associado à contagem alfa total, utilizado para a determinação da concentração de filhos do radônio foi adaptado por Harley e Pasternack em 1973 para a determinação de  $^{212}\text{Pb}$  e  $^{212}\text{Bi}$ . O método modificado baseia-se na detecção da atividade alfa dos filhos do radônio coletados num filtro durante três intervalos de tempo diferentes, após o período de coleta dos mesmos. Para determinar a concentração de  $^{212}\text{Pb}$  e  $^{212}\text{Bi}$ , eles adicionaram dois intervalos de tempo ao término dos três iniciais. Eles realizaram medidas de amostras de ar coletadas sobre filtros de membrana durante 60 minutos a um fluxo de 10 L/min em intervalos de 2-5, 6-20, 21-30, 200-300 e 1440-2440 minutos após o período de amostragem. Por meio das leis de decaimento radioativo, é possível estabelecer uma relação entre a atividade de cada um dos filhos do radônio e do torônio e as medidas obtidas nos cinco períodos de contagem (NCRP-97, 1988).

A concentração equivalente em equilíbrio dos filhos do torônio pode ser obtida por meio da concentração de energia alfa potencial; o método mais comum para a medida da concentração de energia alfa potencial é o método de Kusnetz (SS-43, 1976). Este método foi originariamente desenvolvido em 1956 e desde então tem sido amplamente utilizado para a medida da concentração de filhos do radônio e torônio, além de ter sido recomendado pela American Nuclear Society como um método padrão (SS-43, 1976). Assim como o método de

Tsivoglou, este também sofreu algumas modificações, devidas principalmente às mudanças na instrumentação utilizada e visando o aumento da sensibilidade do método. O equipamento básico consiste de um amostrador de ar (bomba e filtros) e um detector de partículas alfa (geralmente uma câmara de ionização ou um detector de cintilação ZnS(Ag)). O procedimento de medida consiste em coletar-se o ar sobre um filtro de membrana de alta eficiência ou papel de filtro a uma taxa de amostragem de 2 a 10 L/min durante um período de tempo de até 60 minutos. Após a amostragem, o filtro é removido e armazenado por, no mínimo, 5 horas para então ser contado; nesse período de tempo, o  $^{212}\text{Pb}$  entra em equilíbrio transiente com os filhos emissores alfa  $^{212}\text{Bi}$  e  $^{212}\text{Po}$ , o que permite que sua concentração seja calculada a partir da atividade alfa obtida (SS-43, 1976).

A determinação da concentração de filhos do torônio em uma amostra de filtro após bombeamento e coleta do ar ambiente também pode ser feita por espectrometria alfa. Alguns autores (NCRP-97, 1988; Thiessen, 1994), inclusive, salientam a maior exatidão e precisão estatística obtidas na concentração de filhos do torônio no ar medidos por espectrometria alfa em comparação com os métodos que empregam contagem alfa total.

O torônio encontra-se geralmente misturado ao radônio no ar ambiente, entretanto, suas cadeias de decaimento são fisicamente separadas. A grande vantagem do método de análise por espectrometria alfa surge quando o torônio e o radônio estão misturados, pois este método conserva as cadeias analiticamente separadas, enquanto o método de contagem alfa total as mistura completamente (Thiessen, 1994).

Existe ainda a possibilidade de se fazer a determinação dos filhos do torônio por meio de espectrometria gama. Reineking e outros (Reineking, 1992), utilizaram este método para determinar a taxa de concentração da razão  $^{212}\text{Bi}/^{212}\text{Pb}$ . Após a amostragem de ar fizeram a determinação da atividade gama de  $^{212}\text{Pb}$  e  $^{208}\text{Tl}$  utilizando um detector de germânio hiperpuro.

Pôde-se notar que existem poucas informações a respeito da determinação da concentração de filhos do torônio por espectrometria gama. A interferência de outros radionuclídeos naturais emissores gama e a presença de altos níveis de radiação de fundo para detectores gama em comparação com detectores alfa talvez justifique a escassez de medidas por espectrometria gama.

### **2.2.2 Detecção passiva do torônio e seus filhos**

No método de detecção passiva não existe um processo de bombeamento e coleta de ar, os detectores são simplesmente expostos ao ar ambiente (Knoll, 1989).

O detector mais comumente utilizado neste método é o detector sólido de traços nucleares. O princípio de detecção baseia-se no fato de que uma partícula carregada pesada (fragmentos de fissão, partículas alfa, prótons, etc.), ao incidir sobre um detector de traços, provoca um desarranjo na estrutura molecular do mesmo (traço latente), o qual pode se estender por vários micrometros dependendo da energia da partícula incidente. Para que os traços sejam observáveis no microscópio é necessário primeiro revelá-los, o que se faz ou com ataque químico ou com ataque eletroquímico. O traço formado pode então ser lido num microscópio óptico e fornecerá informações sobre a radiação que o produziu.

Existem muitos materiais detectores de traços conhecidos. Os mais comuns são: o nitrato de celulose (LR-115), os policarbonatos (MAKROFOL e LEXAN) e o allyldiglicol-carbonato (CR-39). Segundo informações obtidas na literatura (Cliff, 1992; Islam, 1994), este último tem sido o mais utilizado na detecção de torônio e seus filhos.

Além dos detectores sólidos de traços nucleares, a detecção passiva do torônio e seus filhos também pode ser feita por meio de dosímetros termoluminescentes. A radiação ao interagir com esses detectores cria um par

elétron-buraco que permanece aprisionado no material termoluminescente; após tratamento térmico adequado, esses pares se recombinam levando a emissão de um fóton de luz. A partir da medida da intensidade da luz emitida será possível conhecer a quantidade de radiação de atingiu o detector (Knoll, 1989).

Os matérias termoluminescentes mais comumente utilizados são o fluoreto do lítio (LiF), o fluoreto de cálcio ( $\text{CaF}_2$ ) e o sulfato de cálcio ( $\text{CaSO}_4$ ).

### **3. Determinação da concentração equivalente em equilíbrio de torônio**

Para a determinação da concentração equivalente em equilíbrio de torônio optou-se pelo método de detecção ativa com a utilização de um filtro e medida deste filtro por espectrometria gama, contagem alfa total (método de Kusnetz modificado) e espectrometria alfa.

No início da coleta de dados, a amostragem era feita com os três tipos de filtros (papel, impregnado com carvão e fibra de vidro); entretanto optou-se por usar somente filtros de fibra de vidro, pois, apesar da radiação de fundo ser mais alta, a auto-absorção para as partículas alfa é desprezível, permitindo a análise de energias muito próximas (6,05 e 6,09 MeV do  $^{212}\text{Bi}$ ).

#### **3.1 Amostragem do ar ambiente**

A amostragem de ar foi feita com os amostradores Staplex modelo TFRC-4IB e Staplex modelo LVC-50. O amostrador Staplex modelo TFRC-41B é um aparelho portátil e possibilita o trabalho em campo, pois permite uma amostragem de até 2 horas com a bateria completamente carregada. Este amostrador permite programar o tempo de amostragem de 1 a 99 minutos. O fluxo de amostragem alcança valores de 30 a 180 litros por minuto, dependendo do ambiente de amostragem e do tipo de filtro utilizado. O amostrador Staplex modelo LVC-50 necessita de alimentação constante e não permite programar o tempo de amostragem. O fluxo de amostragem alcança valores de 112 a 225 litros por minuto. Os dois amostradores permitem acoplar filtros de 47 mm de diâmetro por meio de uma entrada tipo fêmea, de 1,75" x 11-1/2. Os filtros podem ser de papel, fibra de vidro e carvão.

As amostras foram coletadas no Galpão da Salvaguardas do IPEN onde os materiais nucleares (urânio, tório e plutônio sob qualquer forma e qualquer material que os contenha) são armazenados, controlados e contabilizados, e na unidade de purificação de tório da Divisão de Engenharia de Processos (MQE) do IPEN, onde são manipulados materiais contendo tório. No galpão da Salvaguardas, a coleta foi feita sem ventilação forçada antes e durante a amostragem, por até 60 minutos. Na unidade de purificação de tório, as amostras de ar foram coletadas durante o tempo de duração das operações. Foram testados os três tipos de filtros de ar disponíveis para a escolha do filtro ideal. A tabela 3.1 apresenta os filtros utilizados e os respectivos fluxos de ar.

Tabela 3.1: Fluxos de ar (SLPM) para os filtros utilizados.

Filtro	Fluxo de ar (SLPM)*
carvão	30 - 35
papel	40 - 45
fibra de vidro	45 - 50

\* a unidade SLPM significa litros por minuto nas condições padrão de pressão e temperatura de 760 mmHg (29,92" Hg) e 21,11°C (70°F), respectivamente.

Os amostradores foram calibrados com os calibradores Staplex modelo CK-140L e modelo CK-8C para as condições de amostragem.

Como os amostradores haviam sido calibrados na fábrica para as condições padrão de pressão e temperatura de 760 mmHg (29,92" Hg) e 21,11°C (70°F), houve a necessidade da correção do fluxo de amostragem para as condições de pressão e temperatura em que as amostragens foram efetuadas.

O fator de correção ( $FC_p$ ) de pressão para a medida do fluxo em litros por minuto é de 1,021 e foi obtido por meio da relação entre a pressão no local de amostragem (776 mm Hg na cidade de São Paulo) e a pressão na

condição padrão (760 mm Hg) em que os amostradores foram primeiramente calibrados.

O fator de correção ( $FC_T$ ) para a medida do fluxo em litros por minuto é dado pela seguinte equação (Staplex):

$$FC_T = \frac{529,67}{459,67 + ^\circ F} \times \frac{181,87}{\eta} \times 45,74 \quad (3.1)$$

$^\circ F$  - temperatura do ambiente ( $^\circ F$ )

$\eta$  - viscosidade do ar ( $\mu P$ )

$$\eta = \frac{\frac{14,58(459,76 + ^\circ F)^{3/8}}{(1,8)}}{110,4 + \frac{(459,67 + ^\circ F)}{1,8}} \quad (3.2)$$

### 3.2 Espectrometria gama

Para a obtenção da concentração equivalente em equilíbrio de torônio (eq. 2.1) foram determinadas as concentrações de  $^{212}Pb$  e  $^{212}Bi$  nas amostras de filtro de ar. A concentração de  $^{212}Pb$  foi obtida a partir das transições gama de 238 keV e 300 keV e a concentração de  $^{212}Bi$  a partir das transições de 727 keV e 1620 keV.

As amostras de filtro de ar foram medidas logo após a coleta com um detector de germânio hiperpuro modelo GM-15190 de configuração vertical, 15% de eficiência relativa e resolução efetiva de 1,95 keV relativa aos 1332 keV do  $^{60}Co$ , com eletrônica convencional associada (fonte de alta tensão Ortec 659 e

um amplificador Ortec 572). O sistema de aquisição de dados é composto de um Spectrum Master Ortec NS 919 acoplado a um microcomputador 586-133 MHz. Os espectros gama são adquiridos em 4096 canais de memória, numa faixa de energia de 60 a 3000 keV.

Os espectros gama obtidos foram analisados com o programa MicroSAMPO (Aarnio, 1988) de análise de espectros.

MicroSAMPO é um programa de análise de espectros gama para computadores pessoais que incorpora algoritmos da versão principal SAMPO (Routti, 1969). Este programa permite a interação do usuário à medida que o ajuste dos picos é processado de modo a se poder mudar os parâmetros durante a análise. Com este programa é possível fazer-se a determinação das intensidades e das energias dos picos, o registro dos resultados e as calibrações em energia.

A determinação da concentração dos filhos do torônio ( $^{212}\text{Pb}$  e  $^{212}\text{Bi}$ ), para cada transição considerada, nas amostras de ar é feita por meio da seguinte equação, utilizando-se um programa de computador (Venturini).

$$C = \frac{\text{Área} - \text{BG}}{v \cdot t \cdot \varepsilon \cdot I_{\gamma}} \quad (3.3)$$

onde:

C - concentração do radionuclídeo de interesse (Bq/m<sup>3</sup>)

Área - área do pico da transição gama considerada (calculada com Micro SAMPO)

BG - radiação de fundo para a transição gama considerada e para a geometria utilizada

v - volume de ar amostrado (m<sup>3</sup>)

t - tempo de contagem (s)

$\varepsilon$  - eficiência do detector

$I_{\gamma}$  - intensidade absoluta da transição gama considerada

Para o cálculo da concentração foram utilizados os dados experimentais da área, da radiação de fundo, do volume de ar amostrado e do tempo de contagem. A radiação de fundo foi determinada medindo-se o filtro utilizado na amostragem na geometria de plaqueta de alumínio de 50 mm de diâmetro durante 45000 segundos. O volume de ar amostrado depende do filtro utilizado (tabela 3.1). As intensidades absolutas das transições gama foram obtidas na literatura (Browne, 1986).

A eficiência de contagem foi previamente determinada (Venturini e Vanin, 1993) para a mesma geometria de plaqueta de alumínio de 50 mm diâmetro, numa faixa de energia de 60 a 3000 keV.

A concentração de  $^{212}\text{Pb}$  foi obtida a partir das concentrações para as transições de 238 keV e 330 keV e o erro associado foi calculado por propagação a partir do desvio padrão das transições consideradas.

$$C(^{212}\text{Pb}) = \frac{C(238\text{ keV}) + C(330\text{ keV})}{2} \quad (3.4)$$

A concentração de  $^{212}\text{Bi}$  foi obtida a partir das concentrações para as transições de 727 keV e 1620 keV e o erro associado foi calculado como o desvio padrão das concentrações consideradas.

$$C(^{212}\text{Bi}) = \frac{C(727\text{ keV}) + C(1620\text{ keV})}{2} \quad (3.5)$$

### 3.3 Contagem alfa total

As amostras de filtro de ar foram armazenadas por um período mínimo de 5 horas após a coleta, para que se estabelecesse o equilíbrio transiente entre o  $^{212}\text{Pb}$  e o  $^{212}\text{Bi}$ . Após isso, foram medidas com um detector

proporcional de fluxo gasoso, marca Berthold modelo LB 570-2, de baixa radiação de fundo, com geometria de fonte externa e janela de mylar de 0,6 mg/cm<sup>2</sup> de espessura. O equipamento possui dez detectores independentes de 60 mm de diâmetro e um contador de guarda em anti-coincidência e está blindado por chumbo de baixa radiação de fundo.

A partir dos valores obtidos (contagens por minuto) por contagem alfa total, calcula-se a concentração equivalente em equilíbrio (EEC) por meio da seguinte equação (SS-43, 1976):

$$C = \frac{15,207 \cdot R \cdot e^{0,001086 \cdot T}}{\varepsilon \cdot v \cdot t} \quad (3.4)$$

onde:

C - Concentração equivalente em equilíbrio dos filhos do torônio (Bq/m<sup>3</sup>)

15,207 - fator de correção para o ajuste da concentração de pCi/L para Bq/m<sup>3</sup>

R - taxa de contagem alfa total (cpm)

T - intervalo de tempo entre o fim da amostragem e o início da contagem ( $\geq 300$  minutos)

$\varepsilon$  - eficiência

v - volume de amostragem (L/min)

t - tempo de amostragem (minutos)

0,001086 - constante de decaimento do <sup>212</sup>Pb (min<sup>-1</sup>) (Walker, 1989)

Neste método não há a necessidade de utilizar-se a equação 2.1, pois a equação 3.4 já fornece a concentração equivalente em equilíbrio de torônio (SS-43, 1976).

Para a determinação da geometria de contagem foram testados dois tipos de porta-amostra, em aço inoxidável e alumínio.

A radiação de fundo foi determinada para cada um dos filtros disponíveis e para os dois tipos de porta-amostra (plaqueta de alumínio e plaqueta de aço inoxidável). Tanto para as plaquetas de alumínio como para as plaquetas de aço inoxidável, foram realizadas nove medidas como os filtros de fibra de vidro, sete medidas como os filtros de papel e oito medidas com os filtros impregnados com carvão. As tabelas 3.2 e 3.3 apresentam as contagens médias de radiação de fundo com o respectivo desvio padrão.

Tabela 3.2: Contagens médias de radiação de fundo e desvio padrão para os filtros de ar condicionados em plaqueta de alumínio.

Detector	papel (cpm)	fibra de vidro (cpm)	impregnado com carvão (cpm)
1	$0,168 \pm 0,046$	$0,498 \pm 0,109$	$0,241 \pm 0,071$
2	$0,148 \pm 0,059$	$0,448 \pm 0,087$	$0,162 \pm 0,055$
3	$0,170 \pm 0,096$	$0,470 \pm 0,056$	$0,197 \pm 0,075$
4	$0,188 \pm 0,057$	$0,459 \pm 0,055$	$0,190 \pm 0,078$
5	$0,055 \pm 0,019$	$0,363 \pm 0,078$	$0,032 \pm 0,039$
6	$0,159 \pm 0,070$	$0,469 \pm 0,066$	$0,073 \pm 0,010$
7	$0,193 \pm 0,049$	$0,488 \pm 0,048$	$0,127 \pm 0,036$
8	$0,190 \pm 0,050$	$0,489 \pm 0,089$	$0,185 \pm 0,090$
9	$0,175 \pm 0,039$	$0,492 \pm 0,119$	$0,153 \pm 0,104$
10	$0,313 \pm 0,024$	$0,592 \pm 0,095$	$0,242 \pm 0,115$

Tabela 3.3: Contagens médias de radiação de fundo e desvio padrão para os filtros de ar acondicionados em plaqueta de aço inoxidável.

Detector	papel (cpm)	fibra de vidro (cpm)	impregnado com carvão (cpm)
1	0,034 ± 0,007	0,392 ± 0,042	0,121 ± 0,024
2	0,038 ± 0,008	0,331 ± 0,053	0,067 ± 0,013
3	0,043 ± 0,009	0,374 ± 0,099	0,054 ± 0,011
4	0,013 ± 0,004	0,292 ± 0,061	0,044 ± 0,009
5	0,028 ± 0,006	0,343 ± 0,076	0,054 ± 0,011
6	0,023 ± 0,005	0,356 ± 0,07	0,041 ± 0,008
7	0,023 ± 0,005	0,328 ± 0,071	0,059 ± 0,012
8	0,043 ± 0,009	0,370 ± 0,080	0,051 ± 0,010
9	0,030 ± 0,006	0,328 ± 0,087	0,039 ± 0,008
10	0,018 ± 0,005	0,380 ± 0,117	0,054 ± 0,011

Como a combinação filtro em plaqueta de aço inoxidável apresentou a menor radiação de fundo, optou-se por este porta-amostra para a medida das amostras por contagem alfa total.

### 3.3.1 Determinação da eficiência de contagem por contagem alfa total

A determinação da eficiência de contagem foi feita a partir da medida de uma fonte eletrodepositada de  $^{241}\text{Am}$ , na plaqueta de aço inoxidável, de 1234,1 Bq de atividade, fornecida pelo Instituto de Radioproteção e Dosimetria, IRD-CNEN/RJ. Foram realizadas um total de trinta medidas, três em cada detector. A tabela 3.4 apresenta os resultados da eficiência média com o respectivo desvio padrão para cada um dos detectores.

Tabela 3.4: Eficiência de contagem para medida alfa total para o detector utilizado.

Detector	eficiência média (cps/dps)
1	$0,540 \pm 0,002$
2	$0,556 \pm 0,003$
3	$0,573 \pm 0,001$
4	$0,569 \pm 0,003$
5	$0,545 \pm 0,002$
6	$0,573 \pm 0,002$
7	$0,583 \pm 0,001$
8	$0,588 \pm 0,005$
9	$0,581 \pm 0,005$
10	$0,555 \pm 0,004$

### 3.4 Espectrometria alfa

As amostras de filtro de ar foram medidas em um espectrômetro alfa Canberra modelo 7401, com um detector PIPS de baixa radiação de fundo e espessura da camada depletada de  $140\ \mu\text{m}$ , resolução efetiva de 20,8 keV e área útil de  $1200\ \text{mm}^2$  e um analisador multicanal Ortec ACE 2K acoplado a um microcomputador PENTIUM 100 MHz.

Os espectros obtidos foram analisados com o programa Winner Alfa (Gielsen, 1998) que faz parte do grupo de programas para espectroscopia InterWinner 4.1 da Eurisys Mesures Incorporation. Este programa permite a interação do usuário à medida que o ajuste dos picos é processado, de modo a se poder mudar os parâmetros durante a análise. Com este programa é possível fazer-se a determinação das intensidades e das energias dos picos e as calibrações em energia. Além disso, pode-se também fazer os cálculos da eficiência do detector e da concentração dos radionuclídeos de interesse.

A concentração do filho do torônio ( $^{212}\text{Bi}$ ) nas amostras de ar foi determinada por meio do programa descrito acima a partir dos valores da área sob o pico de interesse, da eficiência do detector e do volume de ar amostrado. Essa concentração corresponde à concentração equivalente em equilíbrio de torônio.

### 3.4.1 Determinação da eficiência de contagem por espectrometria alfa

A eficiência de contagem foi determinada a partir da medida de uma fonte eletrodepositada de  $^{241}\text{Am}$  de 1512,1 Bq de atividade e 25,4 mm de diâmetro do Eberline Albuquerque Laboratory. A câmara de vácuo na qual a amostra é colocada possui 13 prateleiras, permitindo variar a distância fonte-detector. A eficiência foi determinada para cinco prateleiras, com três medidas em cada prateleira, para estabelecer a distância fonte-detector ideal para a realização da medida das amostras. A tabela 3.5 apresenta os resultados da eficiência média do detector. O erro associado é o desvio padrão.

Tabela 3.5: Eficiência média para o espectrômetro alfa (cps/dps).

Distância Fonte-detector (mm)	Eficiência média (cps/dps)
9	$0,3848 \pm 0,0010$
13	$0,2476 \pm 0,0004$
17	$0,1675 \pm 0,0005$
21	$0,1195 \pm 0,0016$
25	$0,0877 \pm 0,0010$

As amostras foram medidas na quarta prateleira (distância fonte-detector igual a 17 mm), pois nessa posição obtinha-se uma eficiência de contagem razoável e não havia o risco de se tocar o detector durante a introdução do porta-amostra (plaqueta de aço inoxidável) na câmara de vácuo.

## **4. Resultados e discussões**

### **4.1 Concentração equivalente em equilíbrio de torônio**

A concentração equivalente em equilíbrio de torônio foi determinada, no galpão da Salvaguardas do IPEN e na unidade de purificação de tório do IPEN, pelo método de detecção ativa. Os filtros utilizados foram medidos por espectrometria gama, contagem alfa total e espectrometria alfa e a concentração equivalente em equilíbrio foi calculada por meio da equação 2.1 para os filtros medidos por espectrometria alfa e gama e pela equação 3.4 para os filtro medidos por contagem alfa total.

#### **4.1.1 Galpão da Salvaguardas do IPEN**

O galpão da Salvaguardas é o local onde os materiais nucleares contendo tório e urânio são armazenados (figura 4.1). A tabela 4.1 apresenta os resultados da concentração equivalente em equilíbrio nas amostra de ar coletadas no galpão da Salvaguardas do IPEN no período de agosto de 1996 a junho de 1997.

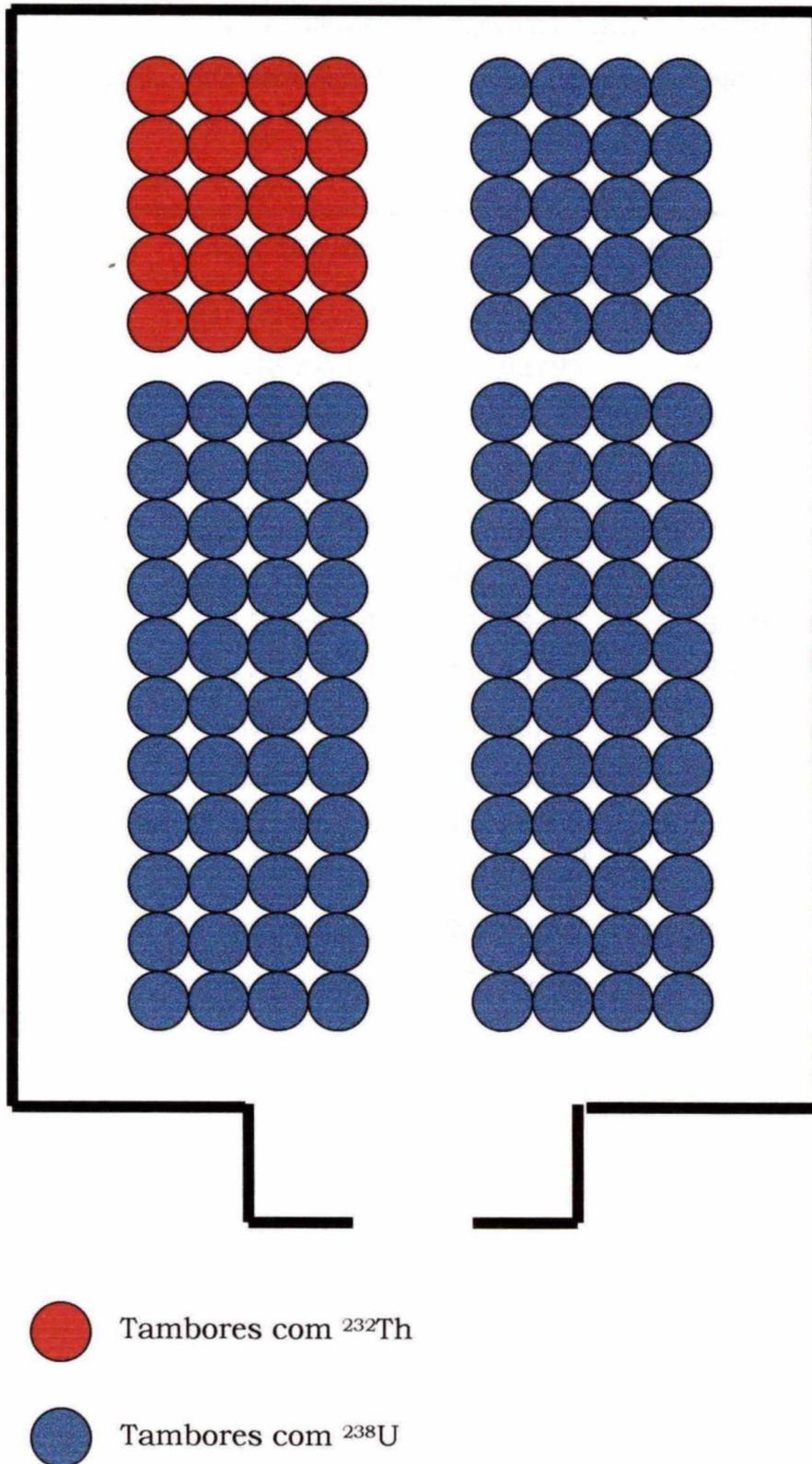


Figura 4.1: Esquema do galpão da Salvaguardas

Tabela 4.1: Concentração equivalente em equilíbrio (EEC) nas amostra de ar coletadas no galpão da Salvaguardas do IPEN no período de agosto de 1996 a junho de 1997.

Data	EEC (Bq/m <sup>3</sup> )	Data	EEC (Bq/m <sup>3</sup> )
13/08/96	1,98 ± 0,19	13/02/97	3,01 ± 0,30
19/08/96	1,98 ± 0,14	14/02/97	1,68 ± 0,17
12/09/96	6,79 ± 0,40	17/02/97	1,42 ± 0,14
18/09/96	0,89 ± 0,08	19/02/97	0,37 ± 0,02
20/09/96	7,01 ± 0,31	27/02/97	0,65 ± 0,06
10/10/96	1,53 ± 0,15	28/02/97	1,92 ± 0,20
21/10/96	2,70 ± 0,19	03/03/97	2,25 ± 0,02
22/10/96	0,45 ± 0,04	11/03/97	2,42 ± 0,01
25/10/96	1,15 ± 0,04	13/03/97	3,33 ± 0,10
29/10/96	2,52 ± 0,14	14/04/97	2,04 ± 0,20
01/11/96	6,97 ± 0,38	15/04/97	3,20 ± 0,30
04/11/96	1,30 ± 0,13	16/04/97	1,92 ± 0,20
05/11/96	0,51 ± 0,05	23/04/97	4,29 ± 0,67
28/11/96	0,32 ± 0,02	25/04/97	1,12 ± 0,25
04/12/96	4,35 ± 0,24	29/04/97	1,00 ± 0,10
05/12/96	0,77 ± 0,07	02/05/97	2,70 ± 0,25
06/12/96	0,44 ± 0,04	06/05/97	1,76 ± 0,13
10/12/96	3,27 ± 0,18	08/05/97	1,10 ± 0,12
11/12/96	3,75 ± 0,20	09/05/97	2,16 ± 0,20
12/12/96	1,40 ± 0,07	13/05/97	1,11 ± 0,05
16/12/96	2,04 ± 0,12	15/05/97	1,11 ± 0,08
17/12/96	2,18 ± 0,12	16/05/97	0,78 ± 0,05
18/12/96	0,94 ± 0,05	11/06/97	2,60 ± 0,15
26/12/96	1,67 ± 0,09	12/06/97	2,13 ± 0,21
27/12/96	1,00 ± 0,06	13/06/97	2,13 ± 0,21
05/02/97	5,09 ± 0,25	17/06/97	2,54 ± 0,07
06/02/97	1,06 ± 0,06	20/06/97	3,96 ± 0,38

A figura 4.2 apresenta os resultados da concentração equivalente em equilíbrio nas amostras de ar coletadas no galpão da Salvaguardas do IPEN no período de agosto de 1996 a junho de 1997.

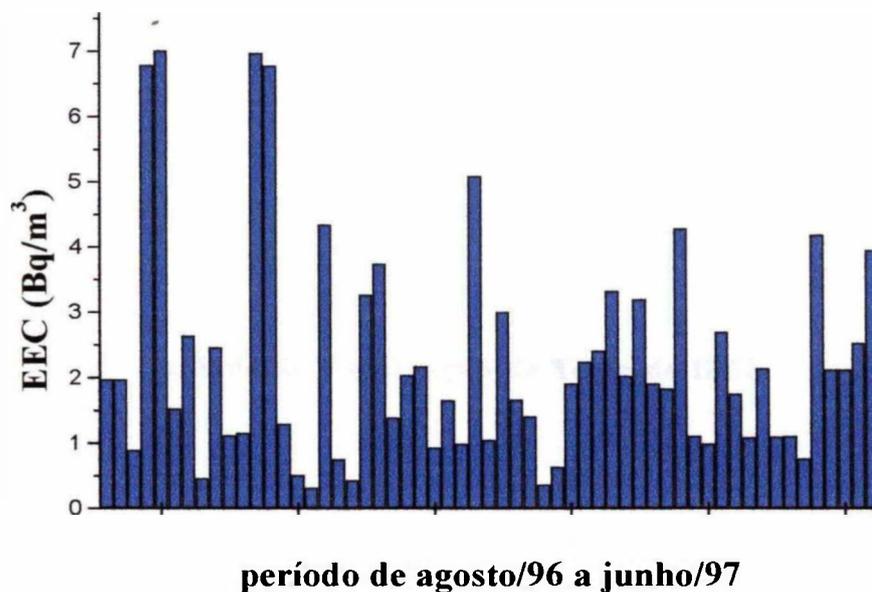


Fig. 4.2: Concentração equivalente em equilíbrio das amostras de ar coletadas no galpão da Salvaguardas do IPEN ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ ) (dados da tabela 4.1)

Os valores mínimo e máximo da concentração equivalente em equilíbrio no galpão da Salvaguardas do IPEN foram de  $0,32 \pm 0,03 \text{ Bq}/\text{m}^3$  e  $7,01 \pm 0,38 \text{ Bq}/\text{m}^3$ , respectivamente.

Segundo valores obtidos na literatura (NCRP-97, 1988), a concentração de filhos do torônio no ar ambiente varia entre  $0,01$  e  $1 \text{ Bq}/\text{m}^3$  dependendo das características geológicas do local. Keller, Folkerts e Postendorfer (NCRP-97, 1988) obtiveram concentrações médias de filhos do torônio de  $0,05 \text{ Bq}/\text{m}^3$  e  $0,38 \text{ Bq}/\text{m}^3$  ao nível do solo em regiões continentais. Em outro estudo foram obtidos valores entre  $0,02$  e  $1 \text{ Bq}/\text{m}^3$  de filhos do torônio em locais abertos próximo ao nível do solo (Porstendorfer, 1993). No Japão a concentração de filhos do torônio em residências construídas com diferentes tipos de materiais de construção variou de  $0,72$  a  $3,52 \text{ Bq}/\text{m}^3$  (Guo, 1992).

Pode-se observar, a partir dos valores de concentração obtidos, que o galpão da Salvaguardas apresenta um nível considerável de radioatividade. Nota-se ainda uma grande variação nos valores das concentrações; contudo, este fato pode ser explicado pelas variações de ventilação no local. Embora as amostragens tenham sido realizadas sem ventilação forçada, toda vez que o galpão era aberto para a realização de alguma atividade, a entrada e a renovação do ar eram inevitáveis. Isso contribuiu para as variações observadas nos valores das concentrações, sendo que os menores valores sempre eram obtidos quando o galpão havia sido aberto no dia anterior à amostragem.

#### **4.1.2 Unidade de Purificação de Tório do IPEN**

A unidade de purificação de tório tem como função (Martins, 1990) fazer o beneficiamento do tório proveniente da antiga Usina Santo Amaro (NUCLEMON) até um elevado grau de pureza. Esse processo começa com o recebimento do sulfato de tório e termina com a produção do nitrato de tório concentrado. O produto final, denominado refugado, é tratado com hidróxido de sódio e os hidróxidos de tório e terras raras são armazenados para posterior dissolução e reacerto para nova extração.

As atividades na unidade de purificação de tório são divididas em várias fases de operação a saber:

- Fase (1) - sulfato de tório (pesagem de material, operação manual)
- Fase (2) - sulfato de tório + carbonato de sódio → alimentação do reator a 90 °C (operação manual)
- Fase (3) - sulfato de tório + carbonato de sódio → adição de água a este material para posterior decantação (operação manual). O composto de tório é distribuído em tambores plásticos (geralmente oito tambores) para a adição de água
- Fase (4) - oxi-carbonato de tório + HNO<sub>3</sub> 15 M → alimentação do reator (operação manual) para precipitação e obtenção do rejeito de tório.

As atividades na unidade de purificação de tório são realizadas em dois locais distintos denominados bloco I e bloco II. No bloco I localizam-se as fases de operação (1), (2) e (3) e no bloco II a fase de operação (4). As figuras 4.3 e 4.4 apresentam um esquema dos blocos I e II com a distribuição das fases de operação.

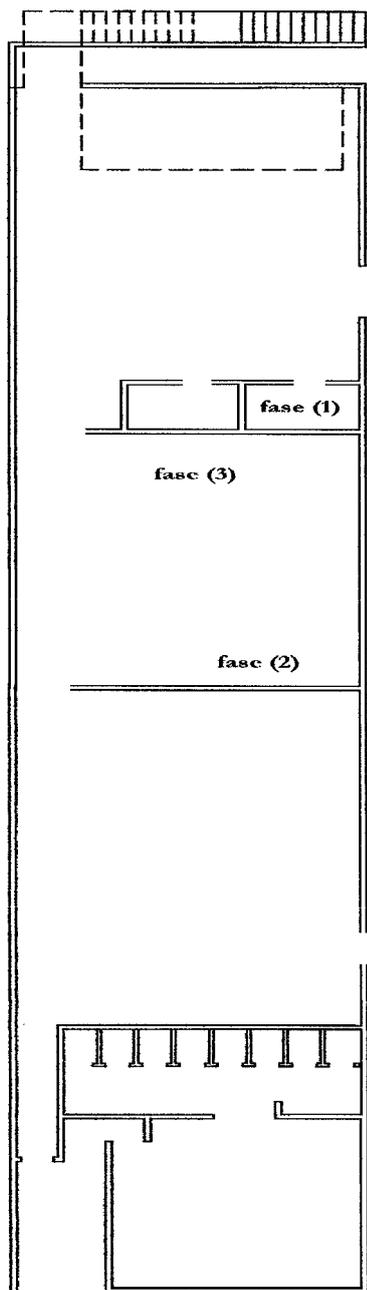


Figura 4.3: Bloco I

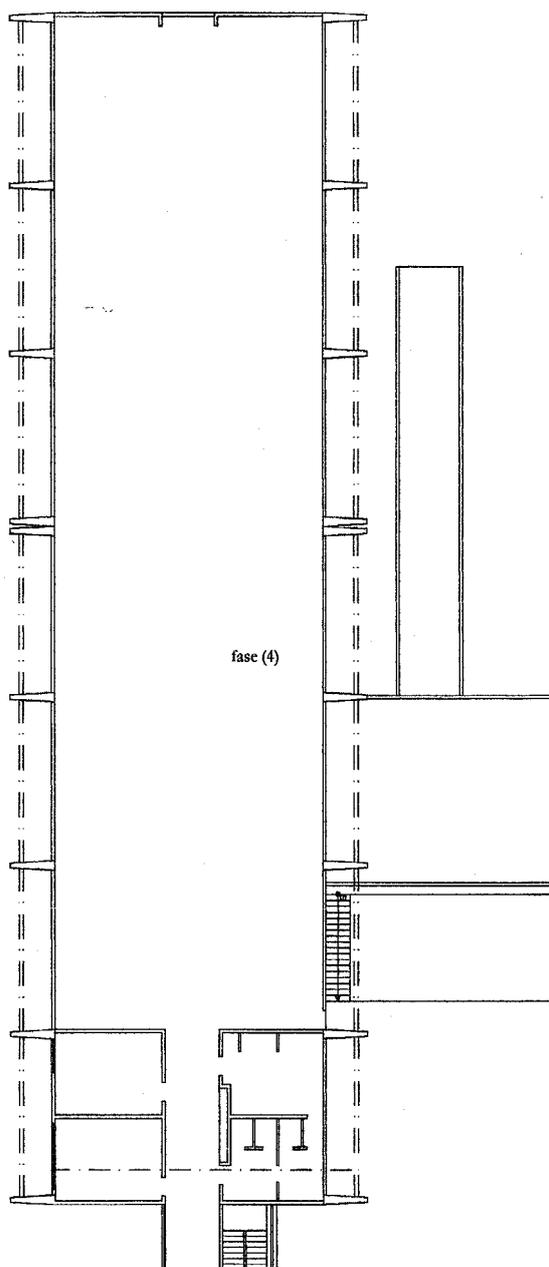


Figura 4.4: Bloco II

O processo de purificação do tório envolve quatro fases de operação, como descrito acima. Entretanto, esse processo não ocorre de maneira sequencial, ou seja, o material que é pesado na fase de operação (1) (pesagem) não é processado de uma só vez até a fase final da operação. Uma quantidade grande de tório é pesada e subdividida em lotes que são processados nas várias fases até a obtenção do rejeito de tório. Assim, a atividade de tório no início do processo não é a mesma que nas outras fases de operação.

Foram monitoradas, não sequencialmente, as fases (1), (2), (3) e (4). O maior número de amostragens foi feito nas fases (3) e (4) devido à disponibilidade de operação, sendo que na fase (4) foram feitas mais de uma monitoração no mesmo dia, pois eram feitas várias operações no mesmo dia, devido à curta duração de cada uma delas. Na fase de operação (1) foi realizada apenas uma monitoração e na fase de operação (2) foram realizadas três monitorações, sendo duas no mesmo dia, pois o carregamento foi feito em duas etapas. Na primeira etapa foi adicionada uma quantidade maior do composto de tório.

As tabelas 4.2, 4.3, 4.4 e 4.5 apresentam os resultados da concentração equivalente em equilíbrio relativos às fases (1), (2), (3) e (4).

Tabela 4.2: Concentração equivalente em equilíbrio ( $Bq/m^3$ ) na fase de operação (1) da unidade de purificação de tório

Data	EEC( $Bq/m^3$ )
12/09/97	$45,4 \pm 3,4$

Tabela 4.3: Concentração equivalente em equilíbrio (EEC) na fase de operação (2) da unidade de purificação de tório, no período de agosto de 1997 a novembro de 1998.

Data	EEC(Bq/m <sup>3</sup> )
14/08/97	106,3 ± 5,2
26/11/98	192,8 ± 3,6
26/11/98	109,5 ± 14,6

Tabela 4.4: Concentração equivalente em equilíbrio (EEC) na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório, no período de junho de 1997 a dezembro de 1998.

Data	EEC(Bq/m <sup>3</sup> )	Data	EEC(Bq/m <sup>3</sup> )
27/06/97	36,2 ± 1,6	15/09/97	51,5 ± 2,6
11/08/97	43,2 ± 2,2	24/11/98	56,5 ± 4,0
12/08/97	72,2 ± 4,6	02/12/98	8,9 ± 0,6
25/08/97	110,8 ± 3,4	03/12/98	249,8 ± 14,8
26/08/97	78,4 ± 1,8	08/12/98	128,2 ± 8,4
09/09/97	99,8 ± 2,0	10/12/98	74,4 ± 2,8
10/09/97	27,5 ± 1,4	15/12/98	85,4 ± 4,3

Tabela 4.5: Concentração equivalente em equilíbrio (EEC) na fase de operação (4) da unidade de purificação de tório, no período de junho a setembro de 1997.

Data	EEC(Bq/m <sup>3</sup> )	Data	EEC(Bq/m <sup>3</sup> )
30/06/97	52,8 ± 4,5	12/08/97	77,5 ± 7,1
30/06/97	59,7 ± 4,7	14/08/97	68,4 ± 5,8
30/06/97	50,2 ± 4,1	26/08/97	38,7 ± 3,2
01/07/97	44,2 ± 4,9	10/09/97	32,4 ± 2,8
01/07/97	58,0 ± 3,8	11/09/97	9,9 ± 0,8

As figuras 4.5, 4.6 e 4.7 apresentam, respectivamente, os resultados da concentração equivalente em equilíbrio nas fases de operação (2), (3) e (4), relativas aos períodos de agosto de 1997 a dezembro de 1998, junho de 1997 a dezembro de 1998 e junho de 1997 a setembro de 1997.



Fig. 4.5: Concentração equivalente em equilíbrio de torônio ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ ) na fase de operação (2) da unidade de purificação de tório (dados da tabela 4.3)

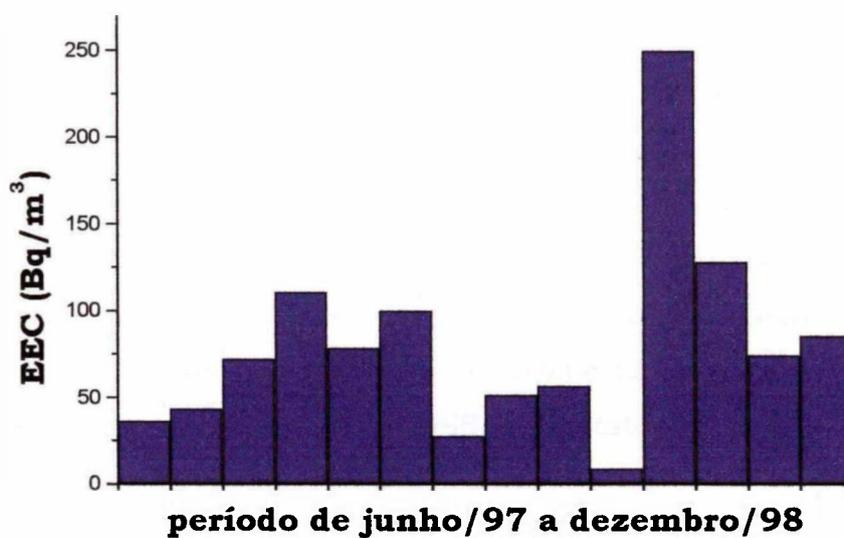


Fig. 4.6: Concentração equivalente em equilíbrio de torônio ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ ) na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório (dados da tabela 4.4)

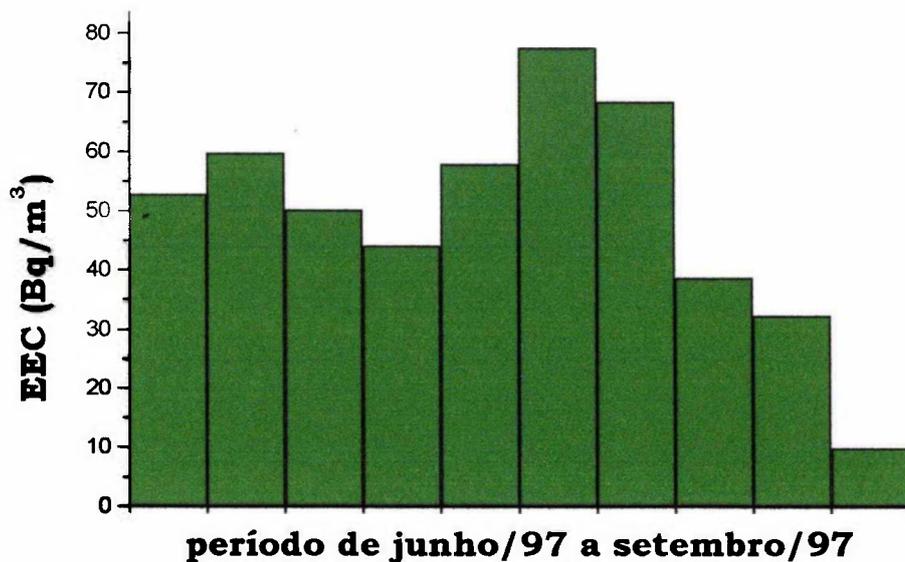


Fig. 4.7: Concentração equivalente em equilíbrio de torônio ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ ) na fase (4) da unidade de purificação de tório.

Na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório foi encontrado um valor mínimo de  $27,5 \pm 1,3 \text{ Bq}/\text{m}^3$  e um valor máximo de  $249,8 \pm 14,8 \text{ Bq}/\text{m}^3$ . Já na fase de operação (4), o valor mínimo foi de  $9,9 \pm 0,3 \text{ Bq}/\text{m}^3$  e o valor máximo foi de  $77,5 \pm 5,1 \text{ Bq}/\text{m}^3$ .

A variação nos valores encontrados é atribuída às diferentes atividades de tório apresentadas pelos materiais manipulados, pois como já foi mencionado, o material é dividido em lotes com quantidades de tório diferentes que são processados em dias diferentes. Em cada uma das fases de operação não existe uma quantidade fixa de tório a ser manipulada. Comparando-se os resultados obtidos com as concentrações de torônio no ar ambiente obtidas na Coreia de  $17,9 \text{ Bq}/\text{m}^3$  (Chung, et. al, 1998) e na Itália de  $19,2$  a  $17,5 \text{ Bq}/\text{m}^3$  (Nuccetelli, 1998) e com o valor limite da concentração derivada no ar de  $330 \text{ Bq}/\text{m}^3$  estabelecido pela ICRP (ICRP-50, 1987) pode-se observar o alto nível de radioatividade presente no ar ambiente na unidade de purificação de tório, justificando mais uma vez o seu estudo.

## **5. Modelagem dosimétrica do sistema respiratório**

### **5.1 Estudo dosimétrico**

O conhecimento do mecanismo de incorporação do radionuclídeo e do metabolismo deste radionuclídeo e seus compostos no corpo humano são requisitos necessários para a estimativa da dose de radiação recebida.

Os radionuclídeos podem ser incorporados por inalação, ingestão ou por meio da absorção pela pele ílesa ou ferida. “Intake” é o termo utilizado para se descrever a quantidade de radionuclídeos que foram incorporados por meio de inalação ou ingestão (ICRP-10, 1968).

A figura 5.1 mostra os modos de incorporação de radionuclídeos e as principais vias metabólicas dos mesmos no corpo humano.

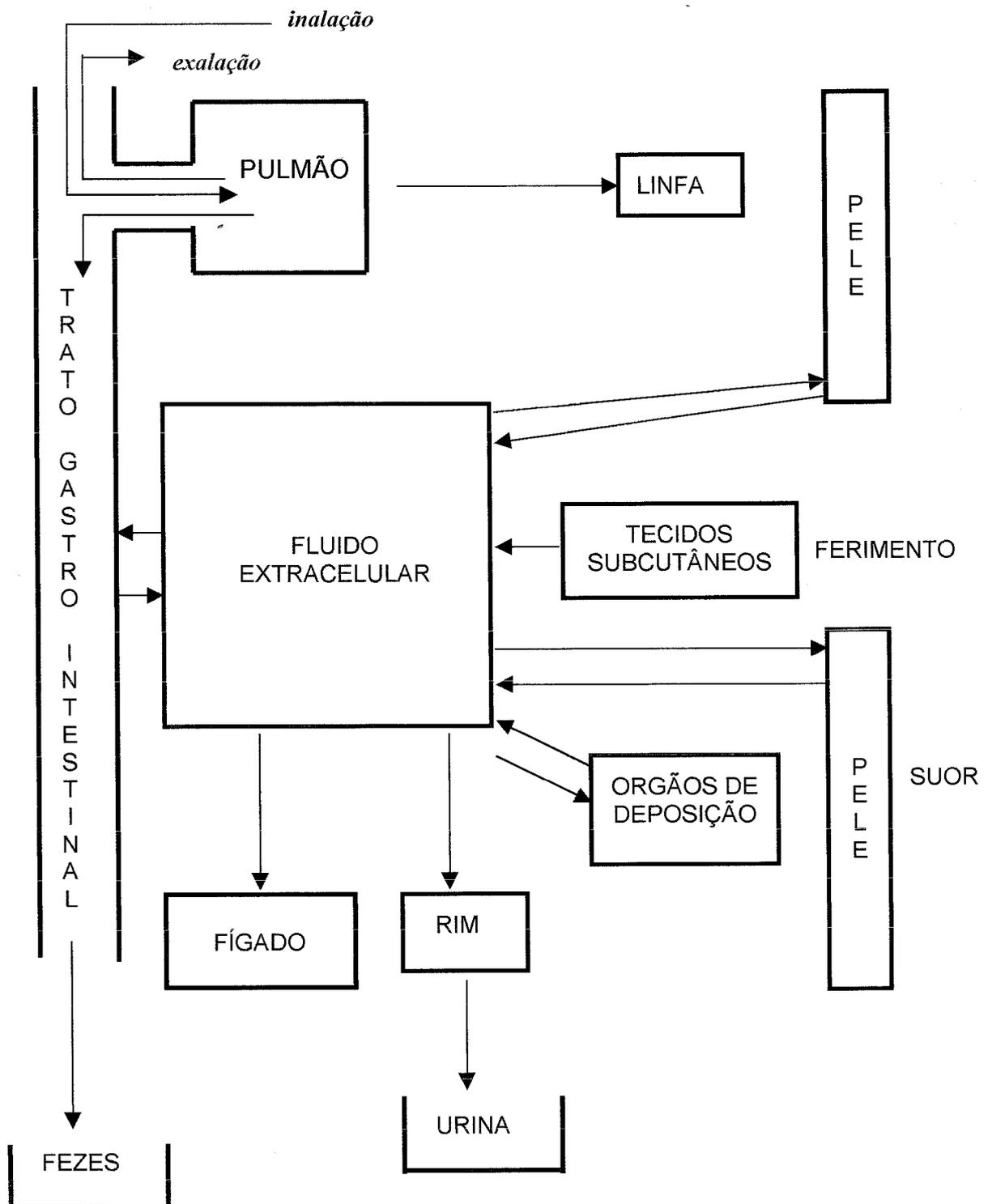


Figura 5.1: Modos de incorporação de radionuclídeos e suas vias metabólicas (ICRP-10, 1968)

A avaliação dos danos biológicos provocados pelas radiações ionizantes é feita por meio do conhecimento da dose de radiação recebida. A grandeza utilizada nesta avaliação é a dose efetiva, dada pela seguinte expressão (ICRP-68, 1995):

$$E = \sum w_T H_T \quad (5.1)$$

onde:

E - dose efetiva

$w_T$  - fator de peso do tecido ou órgão alvo

$H_T$  - dose equivalente no tecido ou órgão alvo

Segundo as recomendações da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP), a grandeza que melhor representa a dose de radiação recebida devido à incorporação de radionuclídeos é a dose efetiva comprometida,  $E(50)$ , definida como a dose equivalente integrada ao longo de 50 anos após a incorporação do material. Esta grandeza é dada pela seguinte expressão (ICRP-68, 1995):

$$E(50) = \sum w_T H_T(50) \quad (5.2)$$

onde:

$E(50)$  - dose efetiva comprometida

$w_T$  - fator de peso do órgão ou tecido alvo

$H_T(50)$  - dose equivalente comprometida no órgão ou tecido alvo

$$H_T(50) = 1,6 \cdot 10^{-10} U_s \text{ SSE}(T \leftarrow S) \quad (5.3)$$

onde:

$H_T(50)$  - dose equivalente comprometida no tecido ou órgão alvo

$U_s$  - número de transformações sofridas pelo radionuclídeo no órgão ou tecido fonte nos primeiros 50 anos após a incorporação do mesmo

$\text{SSE}(T \leftarrow S)$  - energia efetiva específica

Ainda,

$$U_s = \int_0^{50a} A_s dt \quad (5.4)$$

onde:

$A_s$  – atividade do radionuclídeo incorporado no tecido ou órgão fonte

e

$$SSE = \frac{\sum Y_i E_i AF(T \leftarrow S)_i Q_i}{m_T} \quad (5.5)$$

onde:

$Y_i$  – intensidade das radiações com energia  $E_i$

$AF(T \leftarrow S)$  – fração absorvida da energia  $E_i$  emitida do órgão ou tecido fonte e que é absorvida no órgão ou tecido alvo

$Q_i$  – fator de qualidade da radiação

$m_T$  – massa do tecido ou órgão alvo

Em 1978, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica estabeleceu um limite anual máximo permissível de dose efetiva (na ocasião era denominada dose equivalente efetiva) para efeitos estocásticos, de 0,05 Sv, para a ingestão ou inalação de material radioativo por trabalhadores (ICRP-30, 1979). A estimativa dessa dose de radiação é baseada no homem referência, cujas características fisiológicas e anatômicas estão definidas na publicação nº 23 da ICRP (ICRP-23, 1975). A partir de 1990 a comissão recomendou que este limite passasse a ser de 0,1 Sv num período de 5 anos, o que corresponde a um limite anual de 0,02 Sv, sendo permitido um valor máximo de 0,05 Sv em qualquer ano isoladamente.

A partir do conhecimento do valor do limite de dose efetiva, foram estabelecidos limites secundários para a incorporação de radionuclídeos. Foi também definido o limite de incorporação anual (LIA) (ICRP-30, 1979), como a máxima atividade de radionuclídeo ingerido ou inalado no período de um ano que

produziria uma dose efetiva de 0,05 Sv; a partir de 1990 o valor deste limite passou a ser tal que a dose efetiva resultante seja de 0,02 Sv. Foi também definida a concentração derivada no ar (CAD) a partir do valor do limite anual de incorporação; este valor representa a máxima concentração do radionuclídeo de interesse em Bq/m<sup>3</sup>, que, se inalada pelo homem referência, resulta numa atividade incorporada igual ao limite anual de incorporação.

Para que se possa determinar a dose de radiação devida à incorporação dos radionuclídeos, é necessário que se conheça a forma de incorporação, retenção e eliminação dos mesmos, bem como as características morfológicas do trato respiratório (Hornik, 1999). As funções que descrevem a distribuição e a retenção de um radionuclídeo nos tecidos ou órgãos do corpo após sua incorporação geralmente são muito complexas; assim, é conveniente descrever a transferência dos radionuclídeos por meio de modelos simples, que facilitem os cálculos e forneçam uma estimativa suficientemente exata da dose de radiação recebida. Com algumas exceções, como por exemplo, a distribuição de radionuclídeos alcalino-terrosos no osso, os modelos utilizados baseiam-se no fato de que o corpo é composto por um conjunto de compartimentos. Qualquer órgão ou tecido pode ser visto como um único compartimento ou como um compartimento com vários subcompartimentos. A retenção de um elemento em um determinado compartimento geralmente é descrita por um único termo exponencial ou pela soma de vários termos exponenciais. O modelo metabólico dos radionuclídeos apresenta os detalhes sobre a distribuição e retenção desses elementos no corpo humano.

A inalação é a principal via de incorporação no caso do torônio que é um radionuclídeo gasoso. Os compostos radioativos sólidos inalados na forma de aerossóis podem seguir uma série de caminhos dentro do organismo dependendo das suas propriedades físico-químicas. Uma parte do que é inalado é depositada no trato respiratório e daí transportada para outros órgãos e tecidos e o restante é exalado (ICRP-66, 1994).

## **5.2. Modelos dosimétricos para o sistema respiratório**

A inalação de aerossóis radioativos provoca a irradiação do sistema respiratório, bem como de outros órgãos e tecidos do corpo, por meio das radiações provenientes do pulmão e também pelo deslocamento do material inalado do sistema respiratório para os outros órgãos e tecidos. Sabe-se que, após a inalação do aerossol radioativo, as doses recebidas pelas diversas regiões do sistema respiratório diferirão amplamente, dependendo do tamanho da partícula do mesmo.

A retenção de particulados no pulmão depende de muitos fatores, tais como tamanho, forma e densidade das partículas, forma química do composto e modo de respiração, ou seja, se o indivíduo respira pela boca ou não.

As estimativas da distribuição, retenção e eliminação do sistema respiratório são baseadas no modelo proposto em 1975 pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-23, 1975) para o homem referência, que leva em consideração os fatores já citados e define classes de retenção (ICRP-30, 1979) para os radionuclídeos, de acordo com tempo de permanência na região pulmonar.

A Comissão Internacional de Proteção Radiológica publicou, nos últimos quarenta anos, três modelos dosimétricos para descrever a deposição, a eliminação e a dosimetria de radionuclídeos no trato respiratório. Esses modelos permitem calcular a dose absorvida a ser recebida em diferentes partes do sistema respiratório, bem como avaliar a absorção e o deslocamento de substâncias inaladas ao longo de vários órgãos e tecidos do corpo.

A cada nova versão, os modelos vêm sendo estruturalmente melhorados, tornando-se mais complexos e aproximando-se cada vez mais de uma situação real. Para melhor entendimento, serão apresentados os modelos dosimétricos para o sistema respiratório publicados pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica, mostrando a evolução de cada um deles até o modelo atualmente utilizado.

### 5.2.1 Modelo dosimétrico do sistema respiratório apresentado em 1968 pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-10)

Em 1968, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica estabeleceu que, quando não existem dados específicos, pode-se supor, tanto para compostos prontamente solúveis, como para outros compostos, que, do total inalado, 25% é exalado, 50% é depositado nas vias respiratórias superiores (URT) e posteriormente engolido e 25% é depositado nas vias respiratórias inferiores (LRT) (ICRP-10, 1968).

Nesta publicação, a deposição dos particulados inalados foi considerada independente do tamanho da partícula, sendo  $D_{URT}$  a fração de deposição nas vias inferiores e  $D_{LRT}$  nas vias superiores. A figura 5.2 apresenta o modelo compartimental do trato respiratório adotado na publicação número 10 da ICRP.

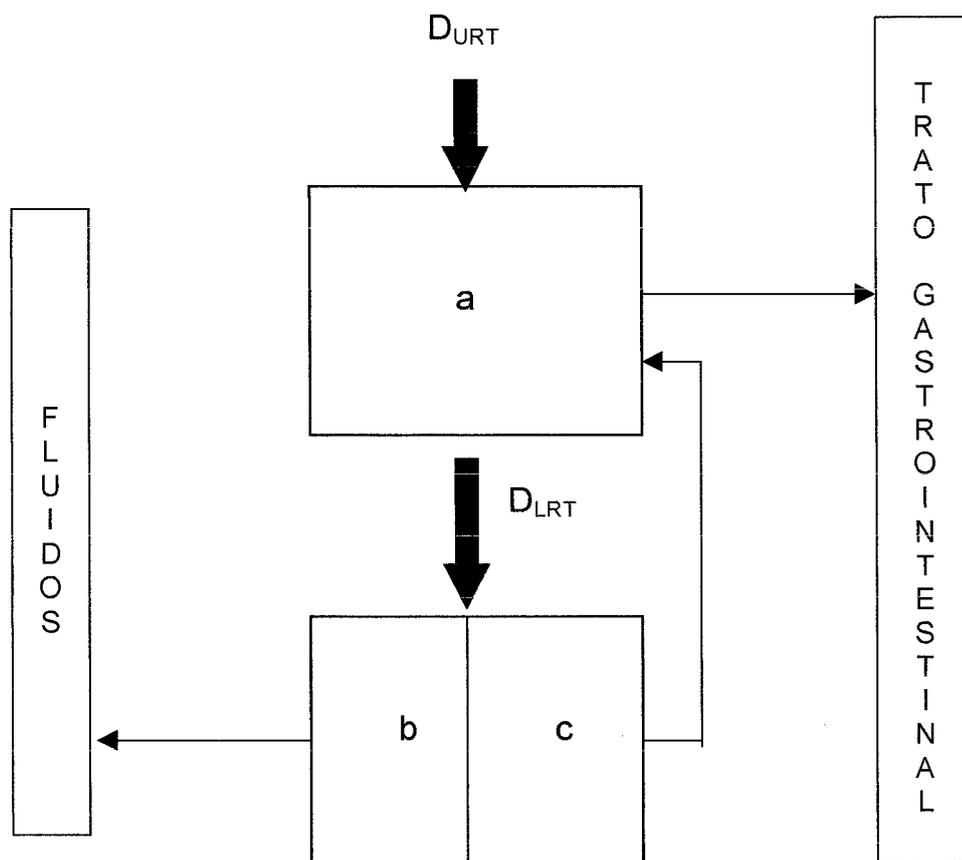


Figura 5.2: Modelo compartimental para o trato respiratório (ICRP-10, 1968).

A região superior do trato respiratório, URT, era considerada como uma passagem de ar na qual todas as partículas depositadas eram eliminadas do compartimento *a* rapidamente para a faringe por transporte mucociliar e engolidas sem nenhuma dissolução ou absorção pela circulação sistêmica.

Na região inferior do trato respiratório, LRT, considerava-se, que para partículas solúveis, dos 25% lá depositados, tudo era transferido do compartimento *b* para a circulação sistêmica independentemente do tempo envolvido nesse processo (meia-vida biológica). Já para partículas insolúveis, considerava-se que 12,5% das partículas depositadas eram transferidas do compartimento *c* para o compartimento *a* por transporte mucociliar durante as primeiras 24 horas após a incorporação e depois engolidas. Os 12,5% restantes eram retidos no compartimento *b* com uma meia-vida biológica de 120 dias e posteriormente eliminados.

Neste modelo, nenhuma estrutura anatômica específica foi associada às regiões superior e inferior do trato respiratório, como também não foi incluída nenhuma transferência para a região dos nodos linfáticos.

### **5.2.2 Modelo dosimétrico do sistema respiratório apresentado em 1978 pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-30)**

Em 1978, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica, em sua publicação de número 30 (ICRP-30, 1979), recomendou outro tipo de abordagem para o comportamento dos aerossóis, dividindo as vias respiratórias em três regiões distintas, passagem nasal (N-P), traquéia e árvore bronquial (T-B) e parênquima pulmonar (P) e considerando, pela primeira vez, que a deposição das partículas variasse com as propriedades aerodinâmicas da distribuição de aerossóis.

A deposição passou a ser descrita por três parâmetros,  $D_{N-P}$ ,  $D_{T-B}$  e  $D_P$ , que representam a fração de material inalado inicialmente depositado nas regiões N-P, T-B e P. Para uma distribuição log-normal de diâmetros de partículas que é característica desses aerossóis, o modelo de deposição pode ser

relacionado ao diâmetro aerodinâmico médio do aerossol, AMAD (do inglês *activity median aerodynamic diameter*). Nesta publicação, o diâmetro aerodinâmico médio das partículas presentes em ambientes ocupacionais foi considerado como sendo igual 1  $\mu\text{m}$ . Para esse tamanho de partícula, considerava-se que, do total de material inalado, uma fração ( $D_{\text{N-P}}$ ) de 30% era depositados na região N-P, uma fração ( $D_{\text{T-B}}$ ) de 8% era depositados na região T-B e uma fração ( $D_{\text{P}}$ ) de 25% era depositados na região P. A região dos nodos linfáticos, também incorporada ao modelo pela primeira vez, era tida como receptora do material depositados nas outras regiões.

As três regiões de deposição do material inalado foram representadas por compartimentos da seguinte forma: região N-P, dividida em dois compartimentos, *a* e *b*; região T-B dividida em dois compartimentos, *c* e *d* e região P dividida em quatro compartimentos, *e*, *f*, *g*, *h*.

A figura 5.3 descreve o modelo de compartimentos para o sistema respiratório adotado pela publicação 30 da ICRP.

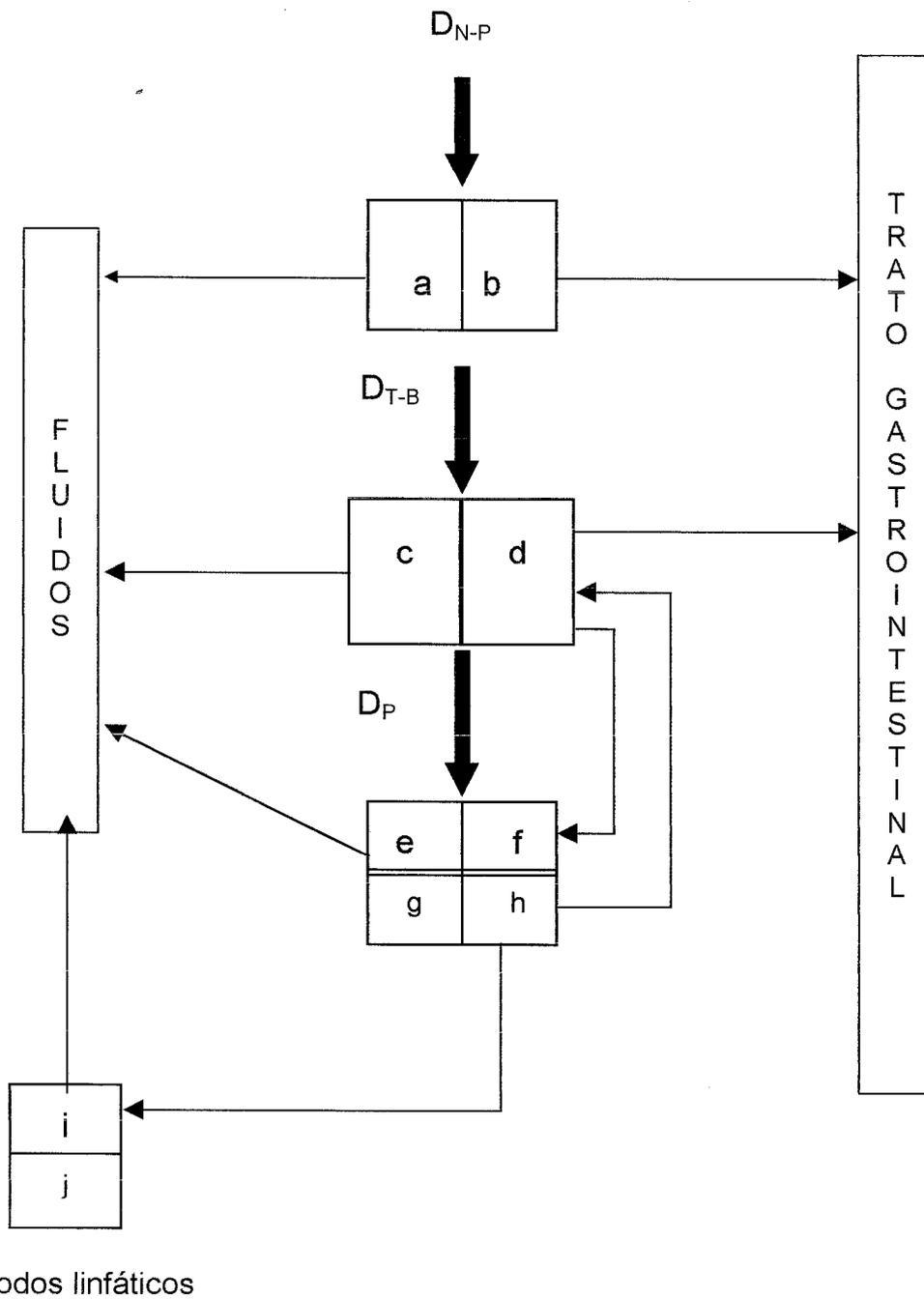


Figura 5.3: Modelo de compartimentos do sistema respiratório (ICRP-30, 1979)

Para descrever a eliminação de materiais radioativos inalados do pulmão, estes foram classificados de acordo com o seu tempo de retenção na região pulmonar.

Esta classificação é chamada de classe de inalação (ICRP-30, 1979) e é definida como:

- classe D: tempo de retenção menor que 10 dias
- classe W: tempo de retenção entre 10 e 100 dias
- classe Y: tempo de retenção maior que 100 dias

As classes de inalação D, W e Y para as diferentes formas químicas de um radionuclídeo são obtidas no modelo metabólico do mesmo.

A cada um dos compartimentos mostrados na figura 5.3 está associada uma via particular de eliminação, para a qual existem uma fração de eliminação e uma meia-vida de eliminação, correspondentes à classe de inalação do composto inalado.

As partículas depositadas nas regiões N-P e T-B são eliminadas dos compartimentos *a*, *c* e *e* por absorção no sangue e dos compartimentos *b*, *d*, *f* e *g* por transporte mucociliar. Neste modelo, a maior parte da dose absorvida no pulmão é recebida pela região P por causa dos longos tempos de permanência dos particulados nesta região. A eliminação do compartimento *h* é feita pelo transporte aos nodos linfáticos (compartimentos *i* e *j*) por meio dos canais linfáticos. O material que chega ao compartimento *i* é transferido aos fluidos do corpo pela circulação sistêmica e o material presente no compartimento *j* fica retido lá indefinidamente.

### **5.2.3 Modelo dosimétrico do sistema respiratório apresentado em 1994 pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-66)**

Em 1994, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica publicou o novo modelo para o trato respiratório humano (ICRP-66, 1994). Este, por sua vez, consiste de uma revisão do modelo apresentado na publicação 30 e

tenta fornecer uma visão mais realista do comportamento do material inalado dentro do organismo. Os parâmetros do modelo são estendidos a todos os membros da população, subdividida da seguinte forma: bebês de meses de idade, crianças de 1, 5, 10 e 15 anos de idade e adultos.

Neste modelo, o trato respiratório é representado por duas regiões principais (figura 5.4), extra-torácica e torácica. A região extra-torácica (ET) é dividida em passagem nasal anterior ( $ET_1$ ) e passagens oral e nasal posterior, faringe e laringe ( $ET_2$ ). A região torácica é dividida em: bronquial, composta pela traquéia e brônquios (BB); bronquiolar, composta pelos bronquíolos (bb) e alveolar-intersticial, composta pelos bronquíolos respiratórios, dutos alveolares e sacos com seus alvéolos, onde ocorre a troca gasosa (AI). Os tecidos linfáticos estão associados às vias extratorácica e torácica ( $LN_{ET}$  e  $LN_{TH}$ ) respectivamente. A figura 5.5 mostra o novo modelo de compartimentos para o trato respiratório. Este modelo apresenta os compartimentos associados às regiões citadas e mais três compartimentos de retenção (sequestro) denominados  $ET_{seq}$ ,  $BB_{seq}$  e  $bb_{seq}$ , o primeiro correspondente à região extratorácica e os dois últimos correspondentes à região torácica.

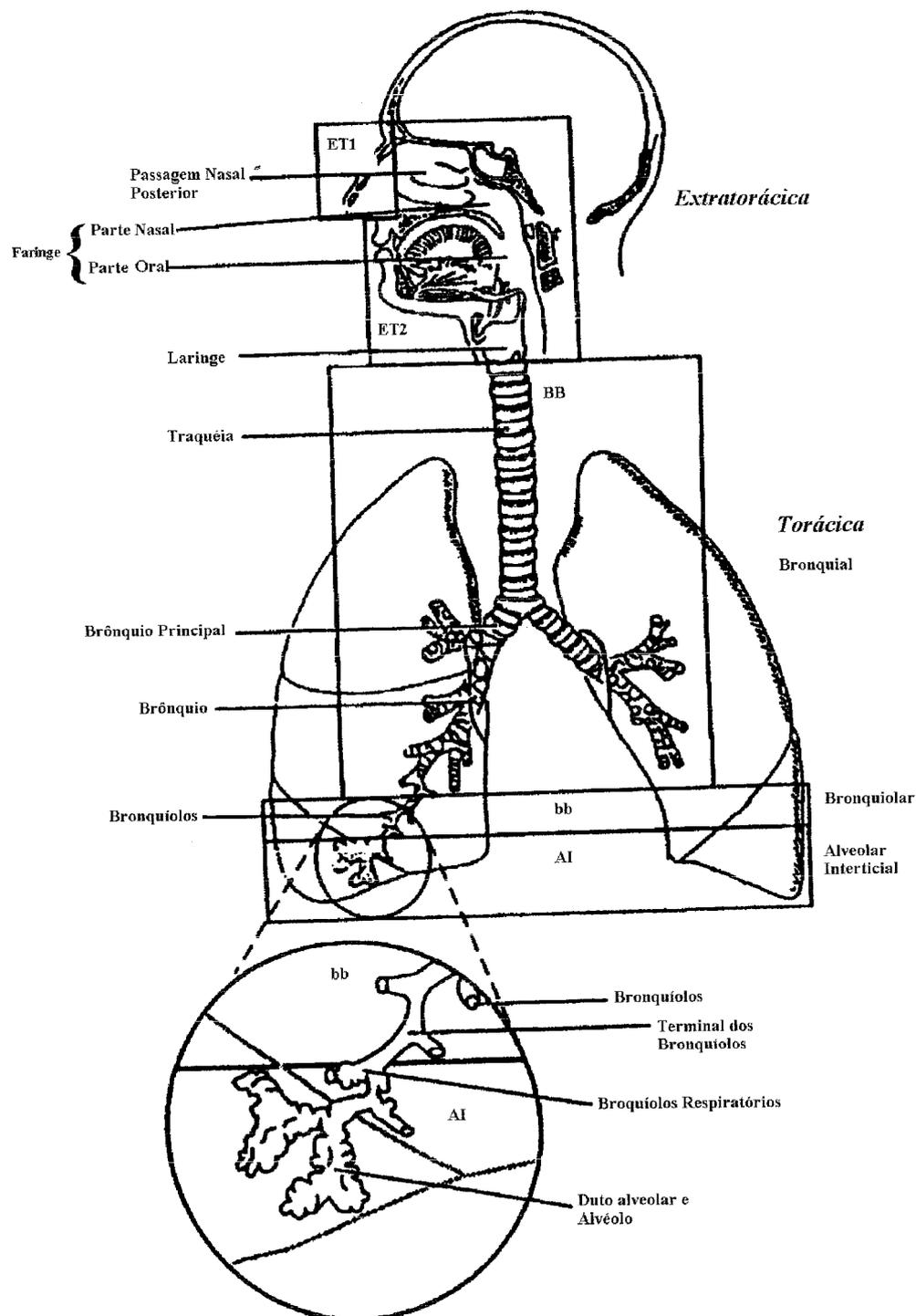


Figura 5.4: Modelo anômico do trato respiratório (ICRP-68, 1995)

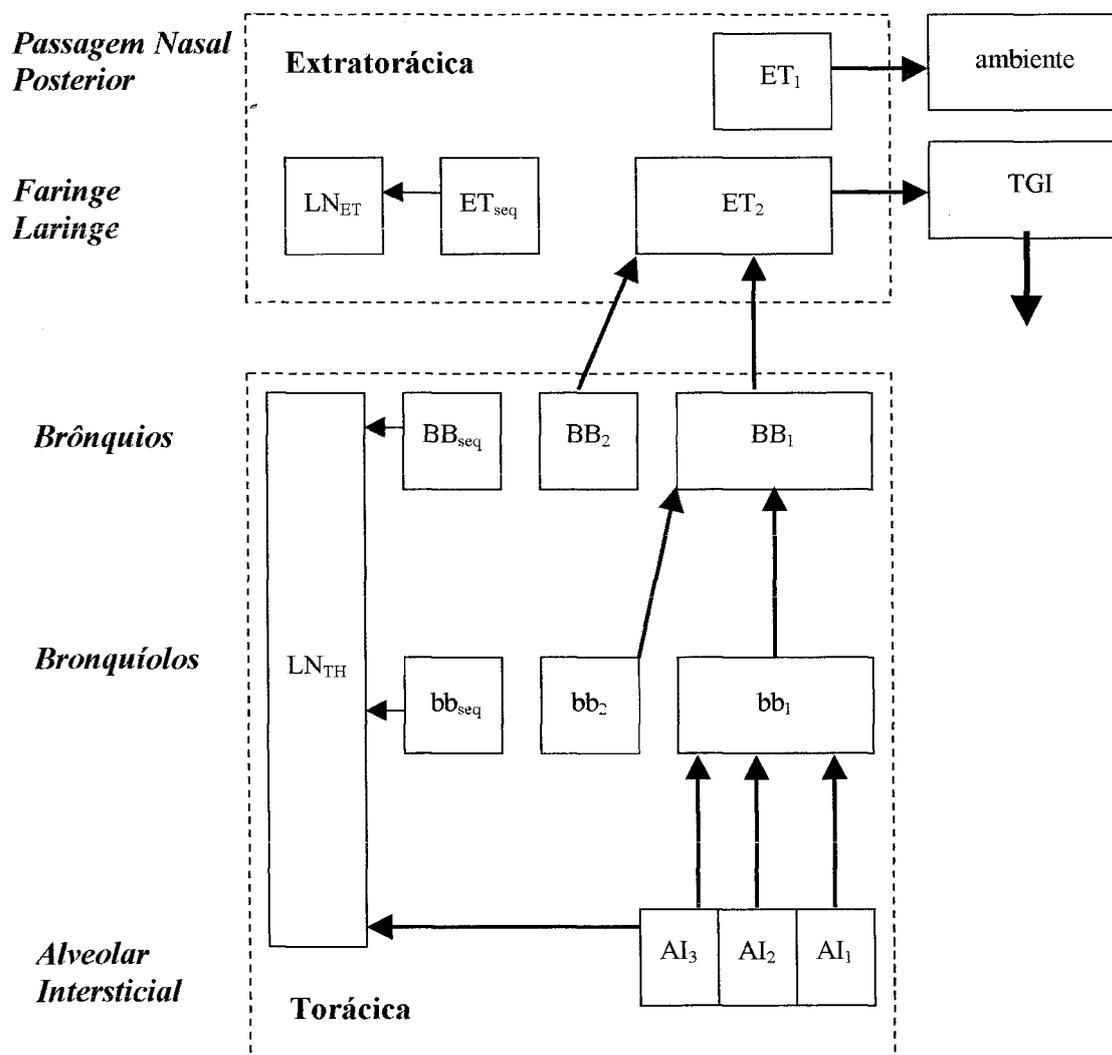


Figura 5.5: Modelo de compartimentos para o trato respiratório (ICRP-66, 1994)  
(compartimentos descritos na página 59)

A principal diferença entre este modelo e o anterior está no fato de que, enquanto o modelo do ICRP 30 calculava apenas a dose média nos pulmões, considerando as regiões tráqueo-bronquial, pulmonar e dos nodos linfáticos como um único órgão de 1 kg de massa ao qual se aplicava o fator de peso do pulmão ( $w_T = 0,12$ ), no novo modelo as doses são calculadas para tecidos específicos do trato respiratório, levando-se em conta as diferenças de radiosensibilidade dos mesmos e aplicando-se frações ao fator de peso  $w_T$  do pulmão conforme mostrado na tabela 5.1.

Tabela 5.1: Frações do fator de peso  $w_T$  considerando-se a divisão do detrimento da radiação entre os tecidos do trato respiratório (ICRP-66, 1994).

Tecido	Fração de $w_T$
<b>Região extratorácica</b>	
ET <sub>1</sub>	0,001
ET <sub>2</sub>	1
LN <sub>ET</sub>	0,001
<b>Região torácica</b>	
BB	0,333
bb	0,333
AI	0,333
LN <sub>TH</sub>	0,001

Com a introdução de novos compartimentos ao modelo dosimétrico do sistema respiratório, houve a necessidade do desenvolvimento de um modelo de deposição para estimar a quantidade de material que chega a cada compartimento. A figura 5.6 apresenta o modelo de deposição de radionuclídeos nos vários compartimentos do trato respiratório.

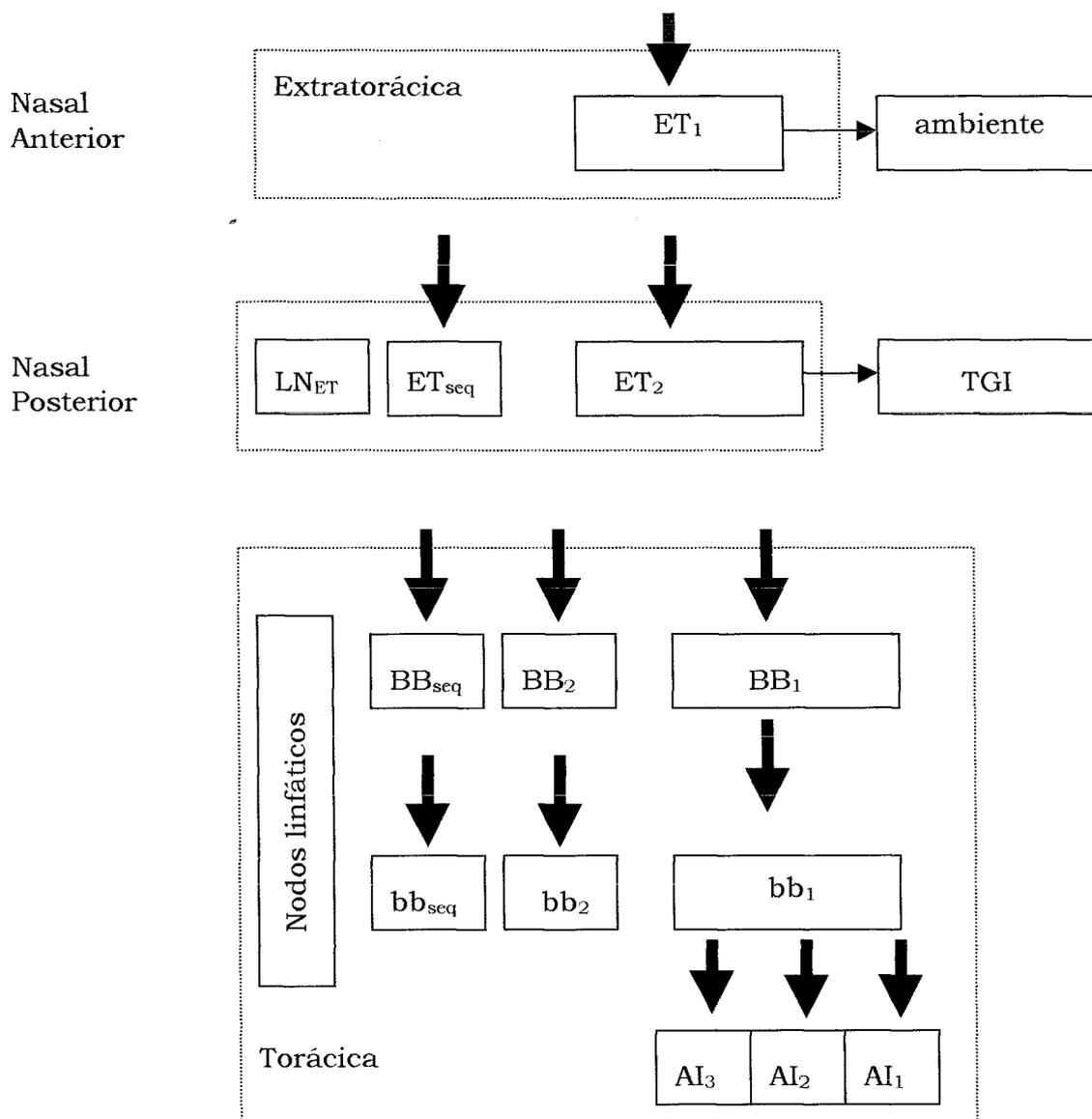


Figura 5.6: Modelo de deposição nos compartimentos do trato respiratório (ICRP-66, 1994)

O tamanho das partículas inaladas é uma variável muito importante na deposição dessas partículas no trato respiratório. Nos últimos anos, o efeito do tamanho das partículas sobre a sua deposição tem aumentado significativamente.

A deposição de um aerossol em cada região do trato respiratório é agora avaliada para vários tamanhos de partículas; nesta avaliação, são ainda levados em consideração parâmetros como idade, sexo, grupo étnico, modo de respiração e tipo de atividade (sono, sentado, exercícios leves e pesados). Dois diferentes tipos de distribuição de tamanho de partículas passaram a ser utilizados para descrever a deposição das mesmas: o diâmetro termodinâmico médio (AMTD) para partículas de 0,001  $\mu\text{m}$  a 1  $\mu\text{m}$  e o diâmetro aerodinâmico médio (AMAD) para partículas de 0,1 a 100  $\mu\text{m}$ .

No novo modelo compartimental do trato respiratório são apresentados valores de referência para o diâmetro aerodinâmico médio (AMAD) dos aerossóis em duas situações: exposição ambiental e exposição ocupacional com valores de 1  $\mu\text{m}$  e 5  $\mu\text{m}$ , respectivamente. Cabe ressaltar que, anteriormente, os aerossóis presentes em ambientes com nível de exposição ocupacional eram considerados como tendo um AMAD de 1  $\mu\text{m}$ . A tabela 5.2 apresenta os valores das frações de deposição nas várias regiões do trato respiratório para exposição ocupacional (AMAD de 5  $\mu\text{m}$ ), que é a situação estudada neste trabalho.

Tabela 5.2: Frações de deposição nas regiões do trato respiratório de aerossóis inalados em situação de exposição ocupacional (AMAD de 5  $\mu\text{m}$ ).

Região	Compartimento de deposição	Fração Depositada
ET <sub>1</sub>	ET <sub>1</sub>	0,34
ET <sub>2</sub>	ET <sub>2</sub>	0,3938
	ET <sub>seq</sub>	0,0002
BB	BB <sub>1</sub> (rápida)	0,0119
	BB <sub>2</sub> (lenta)	0,0059
	BB <sub>seq</sub>	0,00013
bb	bb <sub>1</sub> (rápida)	0,0065
	bb <sub>2</sub> (lenta)	0,0044
	Bb <sub>seq</sub>	0,0001
AI	AI <sub>1</sub>	0,0159
	AI <sub>2</sub>	0,0318
	AI <sub>3</sub>	0,0053

Uma vez as partículas inaladas e depositadas, começa o trabalho de eliminação das mesmas do sistema respiratório.

Os particulados depositados seguem para três destinos principais: o trato gastrointestinal por meio do transporte mucociliar, os nodos linfáticos por meio do transporte pelos canais linfáticos e o sangue por meio da dissolução e absorção.

A eliminação das partículas é tratada como competitiva entre os processos de transporte e a absorção pelo sangue. O processo de transporte é definido como a transferência das partículas inaladas do trato respiratório para o trato gastrointestinal e para os nodos linfáticos e como o movimento do material de uma região a outra do sistema respiratório. Já a absorção se refere ao movimento dos particulados para o sangue.

A eliminação do material depositado na região  $ET_1$  é feita exclusivamente por processos extrínsecos, como por exemplo, assoar o nariz.

A maior parte das partículas depositadas nas regiões  $ET_2$ , BB, bb e AI do trato respiratório (figura 5.6) é eliminada pelo transporte mucociliar na direção da faringe onde são engolidas. Entretanto, há evidências de que uma pequena fração dessas partículas é retida nas paredes das vias respiratórias e a representação disso é feita por meio dos compartimentos de retenção denominados  $ET_{seq}$ ,  $BB_{seq}$  e  $bb_{seq}$ . Além disso, a eliminação das partículas depositadas na região torácica (BB e bb) é agora tratada mais detalhadamente do que no modelo anterior, com a utilização de compartimentos de eliminação rápida ( $BB_1$  e  $bb_1$ ) e compartimentos de eliminação lenta ( $BB_2$  e  $bb_2$ ). Anteriormente, apenas a eliminação rápida era considerada.

As taxas de remoção do material depositado dependem da localização do mesmo no trato respiratório, da sua forma físico-química e do tempo desde a deposição do material. Para a eliminação por meio do transporte das partículas, essas taxas são as mesmas para todos os materiais inalados,

independentemente do tipo de particulado e de sua forma físico-química, variando apenas com a região de deposição no trato respiratório.

A tabela 5.3 apresenta as taxas de remoção entre os compartimentos quando as partículas inaladas são eliminadas, por transporte mucociliar ao trato gastrointestinal e por meio dos canais linfáticos aos nodos linfáticos.

Tabela 5.3: Taxas fracional de remoção diária entre os compartimentos para as partículas eliminadas por transporte (ICRP-66, 1994).

Origem	Destino	Taxa fracional de remoção (d <sup>-1</sup> )
AI <sub>1</sub>	bb <sub>1</sub>	0,0198
AI <sub>2</sub>	bb <sub>1</sub>	0,001
AI <sub>3</sub>	bb <sub>1</sub>	0,0001
AI <sub>3</sub>	LN <sub>TH</sub>	0,00002
bb <sub>1</sub>	BB <sub>1</sub>	2,079
bb <sub>2</sub>	BB <sub>1</sub>	0,0301
bb <sub>seq</sub>	LN <sub>TH</sub>	0,0099
BB <sub>1</sub>	ET <sub>2</sub>	9,9792
BB <sub>2</sub>	ET <sub>2</sub>	0,0301
BB <sub>seq</sub>	LN <sub>TH</sub>	0,0099
ET <sub>2</sub>	TGI	99,79
ET <sub>seq</sub>	LN <sub>ET</sub>	0,0010
ET <sub>1</sub>	ambiente	0,9784

A absorção pelo sangue do material inalado ocorre em todos os compartimentos, exceto na passagem nasal anterior (ET<sub>1</sub>), e se dá basicamente por dois processos: dissolução das partículas no trato respiratório e absorção (uptake) do material dissolvido ou absorção (uptake) do material depositado na forma solúvel.

Existe uma fase rápida de absorção imediatamente após a inalação, inclusive para materiais relativamente insolúveis. A absorção dos particulados (uptake) no sangue geralmente pode ser tratada como instantânea, entretanto, para alguns tipos de compostos radioativos (dependendo de sua classe de inalação), uma fração significativa do material dissolvido é absorvida lentamente devido à sua ligação aos componentes do trato respiratório (material ligado).

As partículas inaladas (estado inicial) podem ser absorvidas diretamente ou convertidas no estado transformado pela ação de macrófagos e posteriormente absorvidas. Nos dois casos, estado inicial e estado transformado, ainda existe a possibilidade de haver a ligação aos componentes do trato respiratório antes da absorção.

A figura 5.7 apresenta o modelo compartimental para a eliminação das partículas inalada por meio da absorção pelo sangue. A trajetória seguida pela partículas inaladas até a sua eliminação é dependente da classe de inalação do composto incorporado.

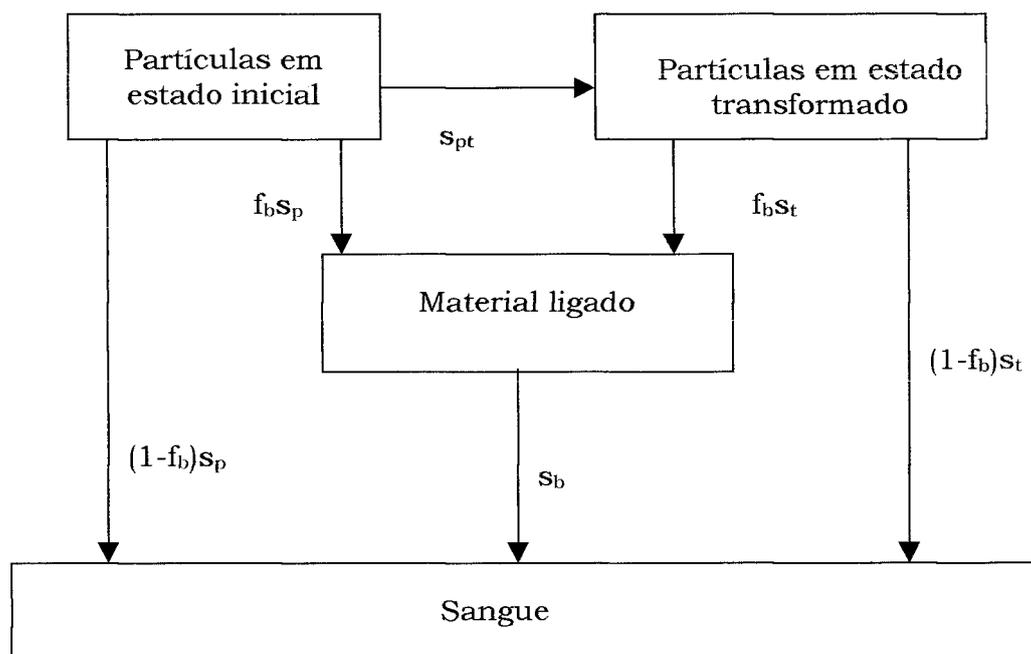


Figura 5.7 : Modelo compartimental para eliminação das partículas por absorção pelo sangue (ICRP-66, 1994) (ver tabela 5.4)

Quando a eliminação das partículas se dá por absorção pelo sangue, as taxas de remoção são as mesmas para todas as regiões do trato respiratório e variam apenas conforme a classe de inalação do material incorporado.

Atualmente as classes de inalação para a avaliação da eliminação dos particulados são dadas da seguinte maneira:

- tipo F (rápido): tempo de retenção de 10 minutos para 100% das partículas;
- tipo M (moderado): tempo de retenção de 10 minutos para 10% das partículas e até 140 dias para 90% das partículas;
- tipo S (lento): tempo de retenção de 10 minutos para 0,1% das partículas e até 7000 dias para 99,9% das partículas.

Essa classificação tem correspondência com as antigas classes de retenção D, W e Y, respectivamente.

A tabela 5.4 apresenta as taxas de remoção diária por absorção pelo sangue das partículas inaladas conforme sua classe de inalação.

Tabela 5.4: Taxas de remoção por absorção no sangue para compostos tipo F, M e S

		Tipo de absorção		
		F (rápido)	M (moderado)	S (lento)
Taxa de dissolução inicial ( $d^{-1}$ )	$s_p$	100	10	0,1
Taxa de transformação ( $d^{-1}$ )	$s_{pt}$	0	90	100
Taxa de dissolução final ( $d^{-1}$ )	$s_t$	–	0,0005	0,0001
Fração para o estado ligado ( $d^{-1}$ )	$f_b$	0	0	0
Taxa de uptake do estado ligado ( $d^{-1}$ )	$s_b$	–	–	–

Uma vez conhecidos a quantidade dos radionuclídeos de interesse presentes no ambiente, o comportamento desses radionuclídeos no interior do corpo humano, a taxa anual de ocupação do ambiente e outros fatores relativos ao grupo exposto, como por exemplo, o sexo e a idade dos indivíduos, pode-se, por meio de modelos dosimétricos, determinar-se a dose de radiação recebida.

Neste trabalho a avaliação da dose de radiação recebida pelos trabalhadores foi feita por meio da análise compartimental a partir da concentração equivalente em equilíbrio de torônio no ar inalado, do modelo compartimental do trato respiratório e do modelo biocinético do chumbo.

## 6. Avaliação dosimétrica

A dose de radiação recebida pelo tecidos do trato respiratório devida à inalação do torônio e seus filhos não pode ser diretamente medida, a sua determinação deve ser feita por meio de modelos dosimétricos que avaliem a quantidade de material inalado e a deposição, retenção e eliminação deste material do trato respiratório.

Como mencionado anteriormente, a dose de radiação não é causada pelo torônio e sim pelos seus filhos ( $^{216}\text{Po}$ ,  $^{212}\text{Pb}$ ,  $^{212}\text{Bi}$  e  $^{212}\text{Po}$ ). Em virtude da meia-vida muito curta de quase todos os filhos, a fração principal da energia alfa potencial depositada por esses elementos no pulmão é absorvida no próprio órgão, fazendo com que a contribuição dada pelos outros órgãos irradiados à dose efetiva seja desprezível. Entretanto, devido à meia-vida física relativamente longa do  $^{212}\text{Pb}$  (10,6 h), a abordagem para esse radionuclídeo é diferente e uma fração considerável da energia depositada no pulmão é transferida aos outros órgãos.

Por esse motivo, a determinação da dose efetiva comprometida e da dose equivalente comprometida nos órgãos de interesse devidas à inalação de torônio e filhos foi feita considerando-se a atividade incorporada como sendo a atividade de  $^{212}\text{Pb}$ .

A dose de radiação foi determinada utilizando-se a teoria dos compartimentos por meio do programa AnaComp (Mesquita, 1994) que calcula a dose a partir dos procedimentos descritos pelo MIRD (Medical Internal Radiation Dose). Os dados fornecidos ao programa para o cálculo da dose foram obtidos do modelo compartimental do trato respiratório (ICRP-66, 1994) apresentado na figura 5.5, do modelo biocinético do  $^{212}\text{Pb}$  (ICRP-67, 1994) e da atividade anual do radionuclídeo em questão inalado pelos trabalhadores. A atividade anual decorrente de inalação do radionuclídeo foi obtida a partir do

produto da concentração equivalente em equilíbrio de filhos do torônio, pela taxa de respiração média de 1,2 m<sup>3</sup>/h sugerida pela ICRP (ICRP-23, 1975) e o pelo tempo durante o qual o trabalhador esteve exposto ao radionuclídeo. A figura 6.1 apresenta o modelo biocinético para os elementos alcalino-terrosos e o chumbo sugerido pela ICRP (ICRP-67, 1994).

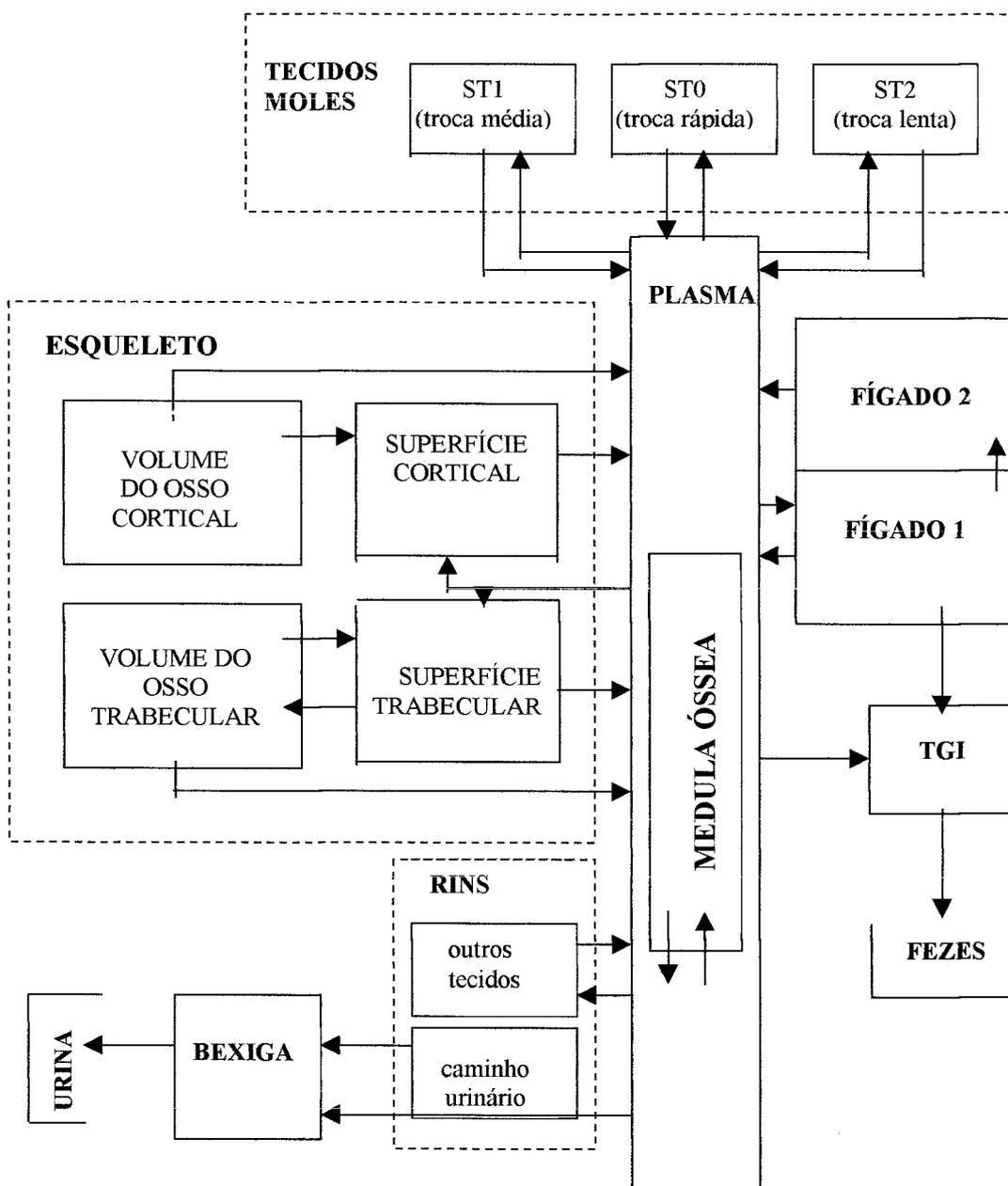


Figura 6.1: Modelo biocinético para os alcalino-terrosos e o chumbo (ICRP-67, 1994)

A absorção do chumbo pelo homem tem sido muito estudada nas últimas décadas e a Comissão Internacional de Proteção Radiológica em sua publicação número 30 de 1979 recomendou, para adultos ocupacionalmente expostos, um valor de 0,2 para a fração de absorção gastrointestinal ( $f_1$ ). Em relação à eliminação do pulmão, o chumbo é classificado como um material do tipo *F* (eliminação rápida) (ICRP-68, 1995).

No que diz respeito à distribuição e retenção do chumbo nos adultos, sabe-se que o total incorporado é distribuído entre o sangue, o fígado, os rins, o esqueleto e os tecidos moles. Da atividade presente no sangue, mais de 99% está associada às células da medula óssea, que neste modelo (ICRP-67, 1995) é tratada com um compartimento separado do sangue. O fígado foi dividido em dois compartimentos para considerar dois tipos de retenção, uma lenta para o compartimento fígado 1 e uma rápida para o compartimento fígado 2. Os rins também foram tratados como dois compartimentos com diferentes tempos de retenção.

### **6.1 Determinação da dose efetiva comprometida e da dose equivalente comprometida devidas à inalação do torônio no galpão da Salvaguardas do IPEN**

Para o cálculo da dose recebida devida à inalação do torônio pelos trabalhadores no galpão da Salvaguardas foi considerado um período de trabalho de 8 horas diárias, resultando em 2000 horas anuais. Embora seja uma situação super estimada, optou-se por esse período de trabalho, para que a avaliação dosimétrica fosse restritiva, a favor da segurança dos trabalhadores, pois não havia um conhecimento preciso da frequência de atividades no local. As doses foram calculadas para cada um dos resultados de concentração equivalente em equilíbrio obtidos (tabela 4.1), pois não foi possível fazer uma média das concentrações devido à grande variação nos resultados. Na tabela 6.1 são apresentados os valores da dose efetiva comprometida e da dose equivalente comprometida nos órgãos de interesse (figuras 5.5 e 6.1) recebidas pelos trabalhadores que atuam no galpão da Salvaguarda.

Tabela 6.1: Doses efetivas comprometidas [E(mSv/a)] e doses equivalentes comprometidas nos órgãos de interesse [H(mSv/a)], recebidas pelos trabalhadores no galpão da Salvaguardas do IPEN, devidas à inalação de  $^{212}\text{Pb}$ .

Data	E	$H_{\text{medula}}$	$H_{\text{fígado}}$	$H_{\text{rins}}$	$H_{\text{osso}}$	Pulmão (região extratorácica)			Pulmão (região torácica)			
						$H_{\text{ET1}}$	$H_{\text{ET2}}$	$H_{\text{LNET}}$	$H_{\text{BB}}$	$H_{\text{bb}}$	$H_{\text{AI}}$	$H_{\text{LNTH}}$
13/08/96	0,19	0,41	0,07	0,18	0,42	$0,50 \times 10^{-3}$	0,50	$0,50 \times 10^{-3}$	0,17	0,17	0,17	$0,50 \times 10^{-3}$
19/08/96	0,19	0,41	0,07	0,18	0,42	$0,50 \times 10^{-3}$	0,50	$0,50 \times 10^{-3}$	0,17	0,17	0,17	$0,50 \times 10^{-3}$
12/09/96	0,65	1,40	0,24	0,61	1,43	$1,70 \times 10^{-3}$	1,70	$1,70 \times 10^{-3}$	0,57	0,57	0,57	$1,70 \times 10^{-3}$
18/09/96	0,09	0,19	0,03	0,08	0,20	$0,24 \times 10^{-3}$	0,24	$0,24 \times 10^{-3}$	0,08	0,08	0,08	$0,24 \times 10^{-3}$
20/09/96	0,67	1,45	0,24	0,63	1,48	$1,76 \times 10^{-3}$	1,76	$1,76 \times 10^{-3}$	0,59	0,59	0,59	$1,76 \times 10^{-3}$
10/10/96	0,15	0,32	0,05	0,14	0,32	$0,38 \times 10^{-3}$	0,38	$0,38 \times 10^{-3}$	0,13	0,13	0,13	$0,38 \times 10^{-3}$
21/10/96	0,26	0,56	0,09	0,24	0,57	$0,68 \times 10^{-3}$	0,68	$0,68 \times 10^{-3}$	0,23	0,23	0,23	$0,68 \times 10^{-3}$
22/10/96	0,04	0,09	0,02	0,04	0,09	$0,11 \times 10^{-3}$	0,11	$0,11 \times 10^{-3}$	0,04	0,04	0,04	$0,11 \times 10^{-3}$
25/10/96	0,11	0,23	0,04	0,10	0,24	$0,28 \times 10^{-3}$	0,28	$0,28 \times 10^{-3}$	0,09	0,09	0,09	$0,28 \times 10^{-3}$
29/10/96	0,24	0,52	0,09	0,23	0,53	$0,63 \times 10^{-3}$	0,63	$0,63 \times 10^{-3}$	0,21	0,21	0,21	$0,63 \times 10^{-3}$
01/11/96	0,67	1,44	0,24	0,63	1,47	$1,75 \times 10^{-3}$	1,75	$1,75 \times 10^{-3}$	0,58	0,58	0,58	$1,75 \times 10^{-3}$
04/11/96	0,13	0,27	0,04	0,12	0,27	$0,33 \times 10^{-3}$	0,33	$0,33 \times 10^{-3}$	0,11	0,11	0,11	$0,33 \times 10^{-3}$
05/11/96	0,05	0,10	0,02	0,05	0,10	$0,13 \times 10^{-3}$	0,13	$0,13 \times 10^{-3}$	0,04	0,04	0,04	$0,13 \times 10^{-3}$
28/11/96	0,03	0,07	0,01	0,03	0,07	$0,08 \times 10^{-3}$	0,08	$0,08 \times 10^{-3}$	0,03	0,03	0,03	$0,08 \times 10^{-3}$
04/12/96	0,42	0,90	0,15	0,39	0,92	$1,09 \times 10^{-3}$	1,09	$1,09 \times 10^{-3}$	0,36	0,36	0,36	$1,09 \times 10^{-3}$
05/12/96	0,07	0,16	0,03	0,07	0,16	$0,77 \times 10^{-3}$	0,77	$0,77 \times 10^{-3}$	0,26	0,26	0,26	$0,77 \times 10^{-3}$
06/12/96	0,04	0,08	0,01	0,03	0,09	$0,11 \times 10^{-3}$	0,11	$0,11 \times 10^{-3}$	0,04	0,04	0,04	$0,11 \times 10^{-3}$
10/12/96	0,31	0,68	0,11	0,29	0,69	$0,82 \times 10^{-3}$	0,82	$0,82 \times 10^{-3}$	0,27	0,27	0,27	$0,82 \times 10^{-3}$

Tabela 6.1: Doses efetivas comprometidas [E(mSv/a)] e doses equivalentes comprometidas nos órgãos de interesse [H(mSv/a)], recebidas pelos trabalhadores no galpão da Salvaguardas do IPEN, devidas à inalação de  $^{212}\text{Pb}$ .

Data	E	H <sub>medula</sub>	H <sub>figado</sub>	H <sub>rins</sub>	H <sub>osso</sub>	Pulmão (região extratorácica)			Pulmão (região torácica)			
						H <sub>ET1</sub>	H <sub>ET2</sub>	H <sub>LN<sub>ET</sub></sub>	H <sub>BB</sub>	H <sub>bb</sub>	H <sub>AI</sub>	H <sub>LN<sub>TH</sub></sub>
11/12/96	0,36	0,78	0,13	0,34	0,79	0,94x10 <sup>-3</sup>	0,94	0,94x10 <sup>-3</sup>	0,31	0,31	0,31	0,94x10 <sup>-3</sup>
12/12/96	0,13	0,29	0,05	0,13	0,30	0,35x10 <sup>-3</sup>	0,35	0,35x10 <sup>-3</sup>	0,12	0,12	0,12	0,35x10 <sup>-3</sup>
16/12/96	0,20	0,42	0,07	0,18	0,43	0,51x10 <sup>-3</sup>	0,51	0,51x10 <sup>-3</sup>	0,17	0,17	0,17	0,51x10 <sup>-3</sup>
17/12/96	0,21	0,45	0,08	0,20	0,46	0,55x10 <sup>-3</sup>	0,55	0,55x10 <sup>-3</sup>	0,18	0,18	0,18	0,55x10 <sup>-3</sup>
18/12/96	0,09	0,19	0,03	0,08	0,20	0,24x10 <sup>-3</sup>	0,24	0,24x10 <sup>-3</sup>	0,08	0,08	0,08	0,24x10 <sup>-3</sup>
26/12/96	0,16	0,35	0,06	0,15	0,35	0,42x10 <sup>-3</sup>	0,42	0,42x10 <sup>-3</sup>	0,14	0,14	0,14	0,42x10 <sup>-3</sup>
27/12/96	0,10	0,21	0,03	0,09	0,21	0,25x10 <sup>-3</sup>	0,25	0,25x10 <sup>-3</sup>	0,08	0,08	0,08	0,25x10 <sup>-3</sup>
05/02/97	0,49	1,05	0,18	0,46	1,07	1,28x10 <sup>-3</sup>	1,28	1,28x10 <sup>-3</sup>	0,43	0,43	0,43	1,28x10 <sup>-3</sup>
06/02/97	0,10	0,22	0,04	0,09	0,22	0,27x10 <sup>-3</sup>	0,27	0,27x10 <sup>-3</sup>	0,09	0,09	0,09	0,27x10 <sup>-3</sup>
13/02/97	0,29	0,62	0,10	0,27	0,63	0,76x10 <sup>-3</sup>	0,76	0,76x10 <sup>-3</sup>	0,25	0,25	0,25	0,76x10 <sup>-3</sup>
14/02/97	0,16	0,35	0,06	0,15	0,35	0,42x10 <sup>-3</sup>	0,42	0,42x10 <sup>-3</sup>	0,14	0,14	0,14	0,42x10 <sup>-3</sup>
17/02/97	0,14	0,30	0,05	0,13	0,30	0,36x10 <sup>-3</sup>	0,36	0,36x10 <sup>-3</sup>	0,12	0,12	0,12	0,36x10 <sup>-3</sup>
19/02/97	0,04	0,08	0,01	0,03	0,09	0,11x10 <sup>-3</sup>	0,11	0,11x10 <sup>-3</sup>	0,04	0,04	0,04	0,11x10 <sup>-3</sup>
27/02/97	0,06	0,14	0,02	0,06	0,14	0,16x10 <sup>-3</sup>	0,16	0,16x10 <sup>-3</sup>	0,05	0,05	0,05	0,16x10 <sup>-3</sup>
28/02/97	0,18	0,40	0,07	0,17	0,41	0,48x10 <sup>-3</sup>	0,48	0,48x10 <sup>-3</sup>	0,16	0,16	0,16	0,48x10 <sup>-3</sup>
03/03/97	0,21	0,47	0,08	0,20	0,47	0,57x10 <sup>-3</sup>	0,57	0,57x10 <sup>-3</sup>	0,19	0,19	0,19	0,57x10 <sup>-3</sup>
11/03/97	0,23	0,50	0,08	0,22	0,51	0,61x10 <sup>-3</sup>	0,61	0,61x10 <sup>-3</sup>	0,20	0,20	0,20	0,61x10 <sup>-3</sup>
13/03/97	0,32	0,69	0,12	0,30	0,70	0,84x10 <sup>-3</sup>	0,84	0,84x10 <sup>-3</sup>	0,28	0,28	0,28	0,84x10 <sup>-3</sup>
14/04/97	0,20	0,42	0,07	0,18	0,43	0,51x10 <sup>-3</sup>	0,51	0,51x10 <sup>-3</sup>	0,17	0,17	0,17	0,51x10 <sup>-3</sup>

Tabela 6.1: Doses efetivas comprometidas [E(mSv/a)] e doses equivalentes comprometidas nos órgãos de interesse [H(mSv/a)], recebidas pelos trabalhadores no galpão da Salvaguardas do IPEN, devidas à inalação de  $^{212}\text{Pb}$ .

Data	E	H <sub>medula</sub>	H <sub>figado</sub>	H <sub>rins</sub>	H <sub>osso</sub>	Pulmão (região extratorácica)			Pulmão (região torácica)			
						H <sub>ET1</sub>	H <sub>ET2</sub>	H <sub>LNET</sub>	H <sub>BB</sub>	H <sub>bb</sub>	H <sub>AI</sub>	H <sub>LNTH</sub>
15/04/97	0,31	0,68	0,11	0,29	0,69	0,82x10 <sup>-3</sup>	0,82	0,82x10 <sup>-3</sup>	0,27	0,27	0,27	0,82x10 <sup>-3</sup>
16/04/97	0,18	0,40	0,07	0,17	0,41	0,48x10 <sup>-3</sup>	0,48	0,48x10 <sup>-3</sup>	0,16	0,16	0,16	0,48x10 <sup>-3</sup>
23/04/97	0,41	0,89	0,15	0,39	0,90	1,08x10 <sup>-3</sup>	1,08	1,08x10 <sup>-3</sup>	0,36	0,36	0,36	1,08x10 <sup>-3</sup>
25/04/97	0,11	0,23	0,04	0,10	0,24	0,28x10 <sup>-3</sup>	0,28	0,28x10 <sup>-3</sup>	0,09	0,09	0,09	0,28x10 <sup>-3</sup>
29/04/97	0,10	0,21	0,03	0,09	0,21	0,25x10 <sup>-3</sup>	0,25	0,25x10 <sup>-3</sup>	0,08	0,08	0,08	0,25x10 <sup>-3</sup>
02/05/97	0,26	0,56	0,09	0,24	0,57	0,68x10 <sup>-3</sup>	0,68	0,68x10 <sup>-3</sup>	0,23	0,23	0,23	0,68x10 <sup>-3</sup>
06/05/97	0,17	0,36	0,06	0,16	0,37	0,44x10 <sup>-3</sup>	0,44	0,44x10 <sup>-3</sup>	0,15	0,15	0,15	0,44x10 <sup>-3</sup>
08/05/97	0,10	0,23	0,04	0,10	0,23	0,27x10 <sup>-3</sup>	0,27	0,27x10 <sup>-3</sup>	0,09	0,09	0,09	0,27x10 <sup>-3</sup>
09/05/97	0,21	0,45	0,08	0,20	0,46	0,54x10 <sup>-3</sup>	0,54	0,54x10 <sup>-3</sup>	0,18	0,18	0,18	0,54x10 <sup>-3</sup>
13/05/97	0,11	0,23	0,04	0,10	0,24	0,28x10 <sup>-3</sup>	0,28	0,28x10 <sup>-3</sup>	0,09	0,09	0,09	0,28x10 <sup>-3</sup>
15/05/97	0,11	0,23	0,04	0,10	0,24	0,28x10 <sup>-3</sup>	0,28	0,28x10 <sup>-3</sup>	0,09	0,09	0,09	0,28x10 <sup>-3</sup>
16/05/97	0,08	0,16	0,03	0,07	0,16	0,20x10 <sup>-3</sup>	0,20	0,20x10 <sup>-3</sup>	0,07	0,07	0,07	0,20x10 <sup>-3</sup>
11/06/97	0,25	0,54	0,09	0,23	0,55	0,65x10 <sup>-3</sup>	0,65	0,65x10 <sup>-3</sup>	0,22	0,22	0,22	0,65x10 <sup>-3</sup>
12/06/97	0,20	0,44	0,07	0,19	0,45	0,53x10 <sup>-3</sup>	0,53	0,53x10 <sup>-3</sup>	0,18	0,18	0,18	0,53x10 <sup>-3</sup>
13/06/97	0,20	0,44	0,07	0,19	0,45	0,53x10 <sup>-3</sup>	0,53	0,53x10 <sup>-3</sup>	0,18	0,18	0,18	0,53x10 <sup>-3</sup>
17/06/97	0,24	0,52	0,09	0,23	0,53	0,63x10 <sup>-3</sup>	0,63	0,63x10 <sup>-3</sup>	0,21	0,21	0,21	0,63x10 <sup>-3</sup>
20/06/97	0,38	0,82	0,14	0,36	0,84	1,00x10 <sup>-3</sup>	1,00	1,00x10 <sup>-3</sup>	0,33	0,33	0,33	1,00x10 <sup>-3</sup>

A figura 6.1 apresenta os resultados da dose efetiva comprometida recebida no galpão da Salvaguardas.

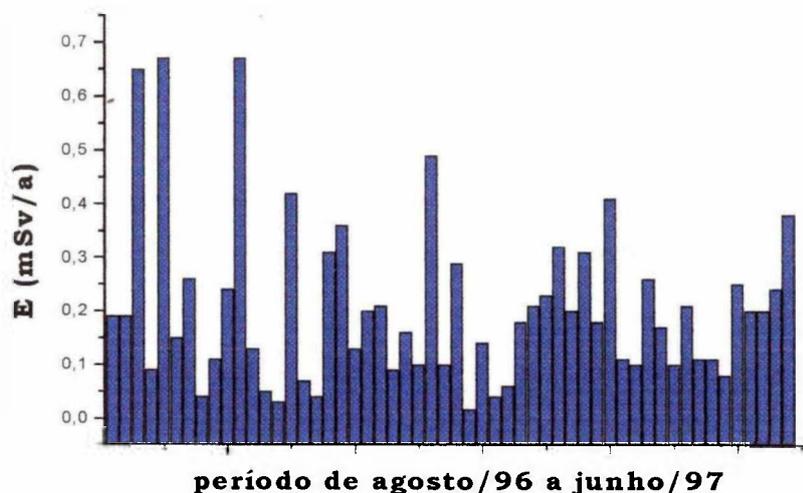


Figura 6.1: Dose efetiva comprometida (mSv/a) recebida pelos trabalhadores no galpão da Salvaguardas do IPEN

A figura 6.2 apresenta a curva de correlação entre a dose efetiva recebida pelos trabalhadores em função da concentração equivalente em equilíbrio de torônio no ar ambiente do galpão da Salvaguardas do IPEN.

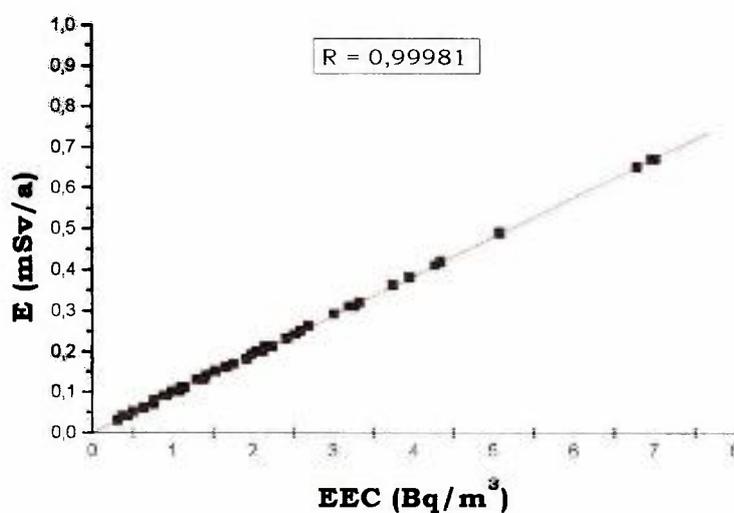


Figura 6.2: Correlação entre dose efetiva e concentração equivalente em equilíbrio de torônio no galpão da Salvaguardas do IPEN

Pode-se observar, a partir do coeficiente de correlação (R), uma boa correspondência entre os valores da concentração equivalente em equilíbrio de torônio e a dose efetiva comprometida, mostrando o emprego correto dos modelos compartimentais no cálculo da dose de radiação recebida pelos trabalhadores no galpão da Salvaguardas do IPEN.

## **6.2. Determinação da dose efetiva comprometida e da dose equivalente comprometida devidas à inalação do torônio na unidade de Purificação de Tório**

O cálculo da dose recebida pelos trabalhadores da unidade de purificação de tório nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) (capítulo 4.1.2) foi feito seguindo-se os mesmos procedimentos descritos no item anterior e considerando-se um período de trabalho de 1 hora diária (250 horas/ano) nas fases de operação (1), (2) e (4) e 2 horas diárias (500 horas/ano) na fase de operação (3), conforme as condições operacionais observadas. Nas tabelas 6.2, 6.3, 6.4 e 6.5 são apresentados os resultados das doses efetivas comprometidas e doses equivalentes comprometidas nos órgãos de interesse, recebidas pelos trabalhadores que atuam, respectivamente, nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório.

Tabela 6.2: Dose efetiva comprometida [E(mSv/a)] e dose equivalente comprometida nos órgãos de interesse [H(mSv/a)], recebida pelos trabalhadores na fase de operação (1) da unidade de purificação de tório, devidas à inalação de  $^{212}\text{Pb}$ .

Data	E	$H_{\text{medula}}$	$H_{\text{fígado}}$	$H_{\text{rins}}$	$H_{\text{osso}}$	Pulmão (região extratorácica)			Pulmão (região torácica)			
						$H_{\text{ET1}}$	$H_{\text{ET2}}$	$H_{\text{LNET}}$	$H_{\text{BB}}$	$H_{\text{bb}}$	$H_{\text{AI}}$	$H_{\text{LNTH}}$
12/09/97	0,45	0,98	0,42	0,16	1,00	$1,18 \times 10^{-3}$	1,18	$1,18 \times 10^{-3}$	0,39	0,39	0,39	$1,18 \times 10^{-3}$

Tabela 6.3: Doses efetivas comprometidas [E(mSv/a)] e doses equivalentes comprometidas nos órgãos de interesse [H(mSv/a)], recebidas pelos trabalhadores na fase de operação (2) da unidade de purificação de tório, devidas à inalação de  $^{212}\text{Pb}$ .

Data	E	$H_{\text{medula}}$	$H_{\text{fígado}}$	$H_{\text{rins}}$	$H_{\text{osso}}$	Pulmão (região extratorácica)			Pulmão (região torácica)			
						$H_{\text{ET1}}$	$H_{\text{ET2}}$	$H_{\text{LNET}}$	$H_{\text{BB}}$	$H_{\text{bb}}$	$H_{\text{AI}}$	$H_{\text{LNTH}}$
14/08/97	1,06	2,29	0,38	1,00	2,34	$2,78 \times 10^{-3}$	2,78	$2,78 \times 10^{-3}$	0,93	0,93	0,93	$2,78 \times 10^{-3}$
26/11/98	1,93	4,16	0,70	1,81	4,23	$5,04 \times 10^{-3}$	5,04	$5,04 \times 10^{-3}$	1,68	1,68	1,68	$5,04 \times 10^{-3}$
26/11/98	1,09	2,36	0,40	1,03	2,40	$2,86 \times 10^{-3}$	2,86	$2,86 \times 10^{-3}$	0,95	0,95	0,95	$2,86 \times 10^{-3}$

Tabela 6.4: Doses efetivas comprometidas [E(mSv/a)] e doses equivalentes comprometidas nos órgãos de interesse [H(mSv/a)], recebidas pelos trabalhadores na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório, devidas à inalação de  $^{212}\text{Pb}$ .

Data	E	$H_{\text{medula}}$	$H_{\text{fígado}}$	$H_{\text{rins}}$	$H_{\text{osso}}$	Pulmão (região extratorácica)			Pulmão (região torácica)			
						$H_{\text{ET1}}$	$H_{\text{ET2}}$	$H_{\text{LNET}}$	$H_{\text{BB}}$	$H_{\text{bb}}$	$H_{\text{AI}}$	$H_{\text{LNTH}}$
27/06/97	0,87	1,87	0,31	0,81	1,91	$2,27 \times 10^{-3}$	2,27	$2,27 \times 10^{-3}$	0,76	0,76	0,76	$2,27 \times 10^{-3}$
11/08/97	1,04	2,23	0,38	0,97	2,28	$2,71 \times 10^{-3}$	2,71	$2,71 \times 10^{-3}$	0,90	0,90	0,90	$2,71 \times 10^{-3}$
12/08/97	1,73	3,73	0,63	1,63	3,80	$4,53 \times 10^{-3}$	4,53	$4,53 \times 10^{-3}$	1,51	1,51	1,51	$4,53 \times 10^{-3}$
25/08/97	2,66	5,33	0,96	2,42	5,84	$6,95 \times 10^{-3}$	6,95	$6,95 \times 10^{-3}$	2,31	2,31	2,31	$6,95 \times 10^{-3}$
26/08/97	1,88	4,05	0,68	1,76	4,13	$4,92 \times 10^{-3}$	4,92	$4,92 \times 10^{-3}$	1,64	1,64	1,64	$4,92 \times 10^{-3}$
09/09/97	2,40	5,16	0,87	2,25	5,26	$6,27 \times 10^{-3}$	6,27	$6,27 \times 10^{-3}$	2,09	2,09	2,09	$6,27 \times 10^{-3}$
10/09/97	0,66	1,42	0,24	0,62	1,45	$1,73 \times 10^{-3}$	1,73	$1,73 \times 10^{-3}$	0,58	0,58	0,58	$1,73 \times 10^{-3}$
15/09/97	1,24	2,66	0,45	1,16	2,71	$3,23 \times 10^{-3}$	3,23	$3,23 \times 10^{-3}$	1,08	1,08	1,08	$3,23 \times 10^{-3}$
24/11/98	1,36	2,92	0,49	1,27	2,98	$3,55 \times 10^{-3}$	3,55	$3,55 \times 10^{-3}$	1,18	1,18	1,18	$3,55 \times 10^{-3}$
02/12/98	0,16	0,36	0,06	0,15	0,36	$0,42 \times 10^{-3}$	0,42	$0,42 \times 10^{-3}$	0,14	0,14	0,14	$0,42 \times 10^{-3}$
03/12/98	6,00	12,92	2,17	5,62	13,17	$15,68 \times 10^{-3}$	15,68	$15,68 \times 10^{-3}$	5,22	5,22	5,22	$15,68 \times 10^{-3}$
08/12/98	3,08	6,63	1,12	2,89	6,76	$8,05 \times 10^{-3}$	8,05	$8,05 \times 10^{-3}$	2,68	2,68	2,68	$8,05 \times 10^{-3}$
10/12/98	1,79	3,85	0,65	1,68	3,92	$4,67 \times 10^{-3}$	4,67	$4,67 \times 10^{-3}$	1,56	1,56	1,56	$4,67 \times 10^{-3}$
15/12/98	2,05	4,41	0,74	1,92	4,50	$5,36 \times 10^{-3}$	5,36	$5,36 \times 10^{-3}$	1,78	1,78	1,78	$5,36 \times 10^{-3}$

Tabela 6.5: Doses efetivas comprometidas [E(mSv/a)] e doses equivalentes comprometidas nos órgãos de interesse [H(mSv/a)], recebidas pelos trabalhadores na fase de operação (4) da unidade de purificação de tório, devidas à inalação de  $^{212}\text{Pb}$ .

Data	E	$H_{\text{medula}}$	$H_{\text{figado}}$	$H_{\text{rins}}$	$H_{\text{osso}}$	Pulmão (região extratorácica)			Pulmão (região torácica)			
						$H_{\text{ET1}}$	$H_{\text{ET2}}$	$H_{\text{LNET}}$	$H_{\text{BB}}$	$H_{\text{bb}}$	$H_{\text{AI}}$	$H_{\text{LNTH}}$
30/06/97	0,63	1,36	0,23	0,73	1,39	$1,66 \times 10^{-3}$	1,66	$1,66 \times 10^{-3}$	0,55	0,55	0,55	$1,66 \times 10^{-3}$
30/06/97	0,72	1,54	0,32	0,62	1,57	$1,87 \times 10^{-3}$	1,87	$1,87 \times 10^{-3}$	0,62	0,62	0,62	$1,87 \times 10^{-3}$
30/06/97	0,60	1,30	0,22	0,57	1,32	$1,58 \times 10^{-3}$	1,58	$1,58 \times 10^{-3}$	0,53	0,53	0,53	$1,58 \times 10^{-3}$
01/01/97	0,53	1,14	0,19	0,50	1,17	$1,39 \times 10^{-3}$	1,39	$1,39 \times 10^{-3}$	0,46	0,46	0,46	$1,39 \times 10^{-3}$
01/07/97	0,70	1,50	0,25	0,65	1,53	$1,82 \times 10^{-3}$	1,82	$1,82 \times 10^{-3}$	0,61	0,61	0,61	$1,82 \times 10^{-3}$
12/08/97	0,93	2,00	0,34	0,87	2,04	$2,43 \times 10^{-3}$	2,43	$2,43 \times 10^{-3}$	0,81	0,81	0,81	$2,43 \times 10^{-3}$
14/08/97	0,82	1,77	0,30	0,77	1,80	$2,15 \times 10^{-3}$	2,15	$2,15 \times 10^{-3}$	0,72	0,72	0,72	$2,15 \times 10^{-3}$
26/08/97	0,46	1,00	0,17	0,43	1,02	$1,21 \times 10^{-3}$	1,21	$1,21 \times 10^{-3}$	0,40	0,40	0,40	$1,21 \times 10^{-3}$
10/09/97	0,39	0,84	0,14	0,36	0,85	$1,02 \times 10^{-3}$	1,02	$1,02 \times 10^{-3}$	0,34	0,34	0,34	$1,02 \times 10^{-3}$
11/09/97	0,12	0,26	0,04	0,11	0,26	$0,31 \times 10^{-3}$	0,31	$0,31 \times 10^{-3}$	0,10	0,10	0,10	$0,31 \times 10^{-3}$

As figuras 6.3, 6.4 e 6.5 apresentam as curvas que correlacionam a dose efetiva comprometida recebida em função da concentração equivalente em equilíbrio de torônio no ar ambiente nas fases de operação (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório.

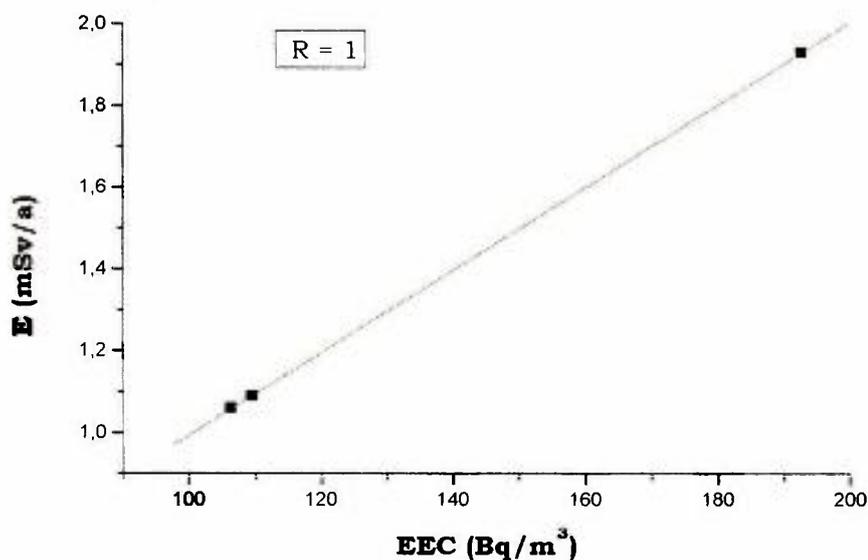


Figura 6.3: Correlação entre dose efetiva e concentração equivalente em equilíbrio de torônio na fase de operação (2) da unidade de purificação de tório

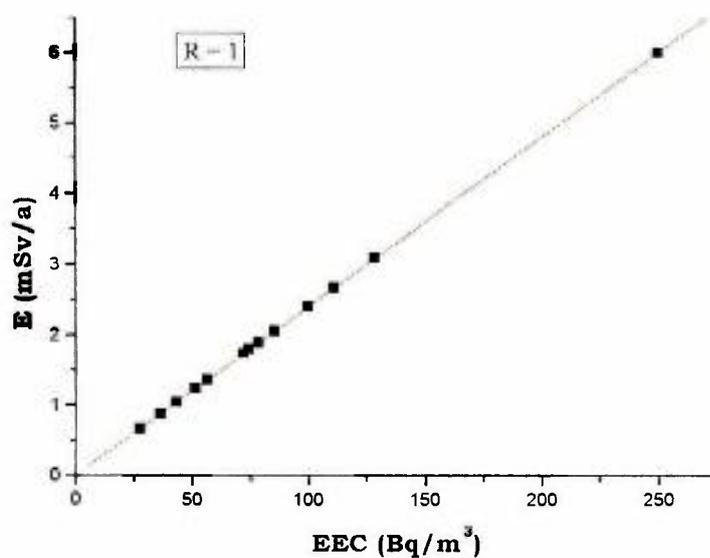


Figura 6.4: Correlação entre dose efetiva e concentração equivalente em equilíbrio de torônio na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório

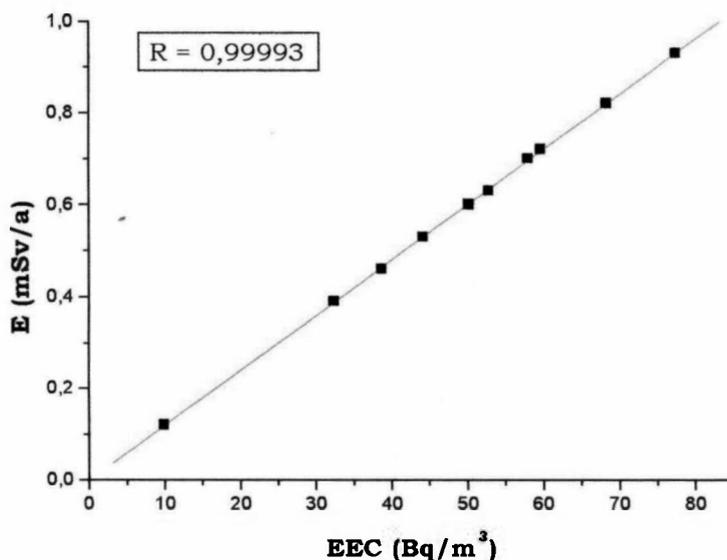


Figura 6.5: Correlação entre dose efetiva e concentração equivalente em equilíbrio de torônio na fase de operação (4) da unidade de purificação de tório

Novamente, pode-se observar, a partir do valor de R, uma alta correlação entre os valores da dose efetiva comprometida e da concentração equivalente em equilíbrio de torônio nas várias fases de operação da unidade de purificação de tório, evidenciando o emprego correto dos modelos compartimentais.

Para que se possa comparar as doses recebidas nas diversas fases de operação da unidade de purificação de tório, serão apresentados os maiores valores da dose efetiva comprometida e das doses equivalentes comprometidas nessas fases. A figura 6.6 apresenta a dose efetiva comprometida. As figuras 6.7, 6.8, 6.9 e 6.10 apresentam a dose equivalente comprometida na medula óssea, no osso, nos rins e no fígado (órgãos de interesse) nas várias fases de operação da unidade de purificação de tório.

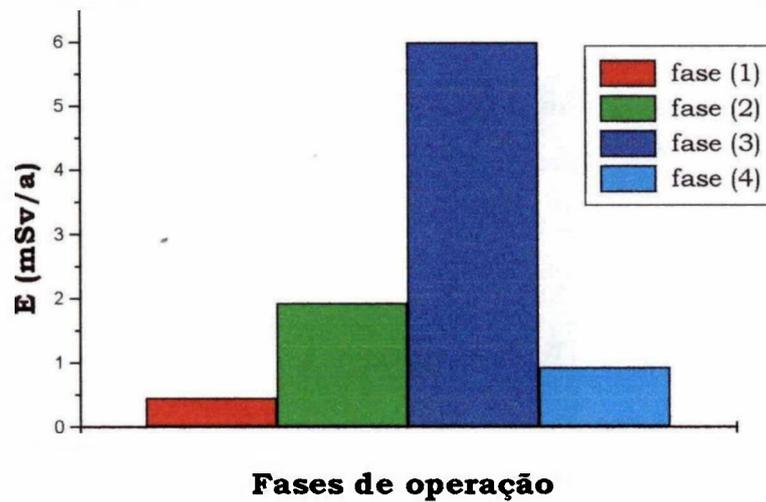


Figura 6.6 : Dose efetiva comprometida (mSv/a) recebida pelos trabalhadores nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório

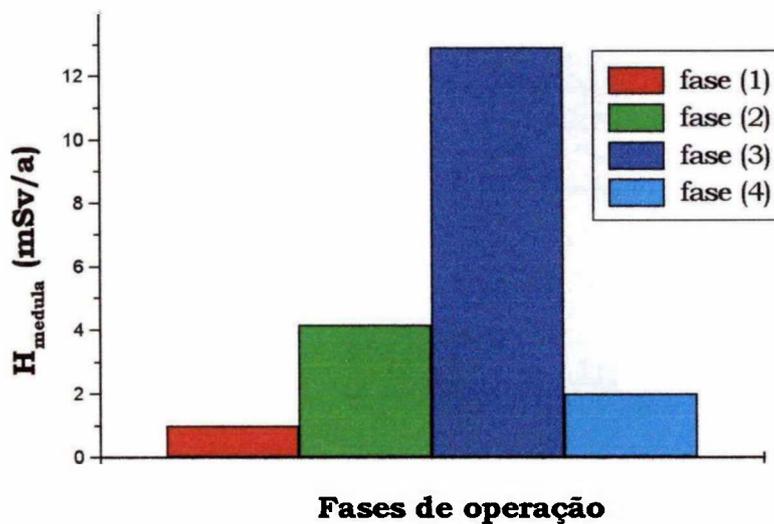


Figura 6.7 : Dose equivalente comprometida (mSv/a) na medula óssea nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório

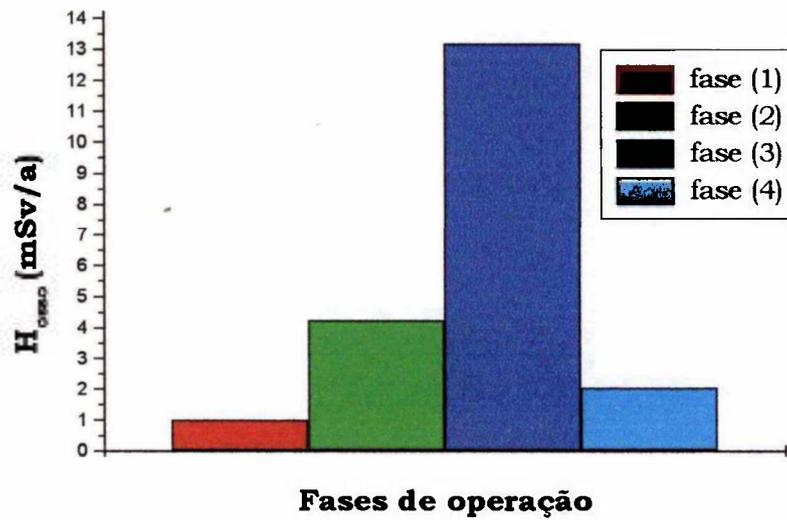


Figura 6.8 : Dose equivalente comprometida (mSv/a) nos ossos nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório

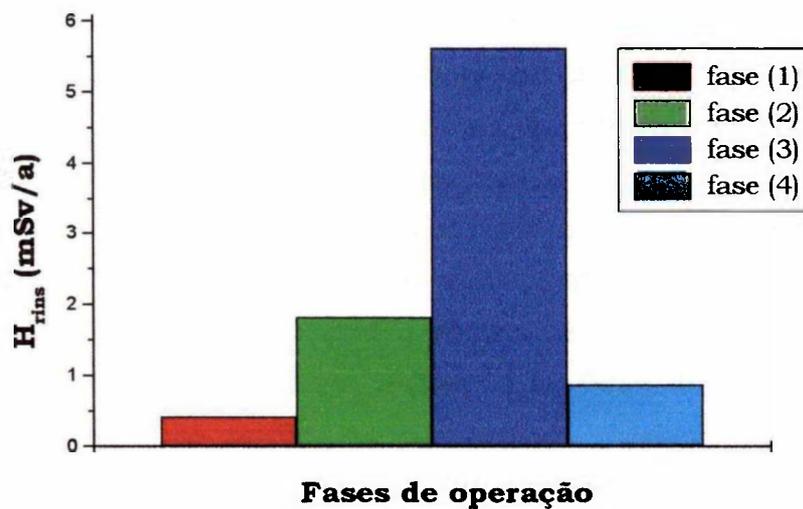


Figura 6.9 : Dose equivalente comprometida (mSv/a) nos rins nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório

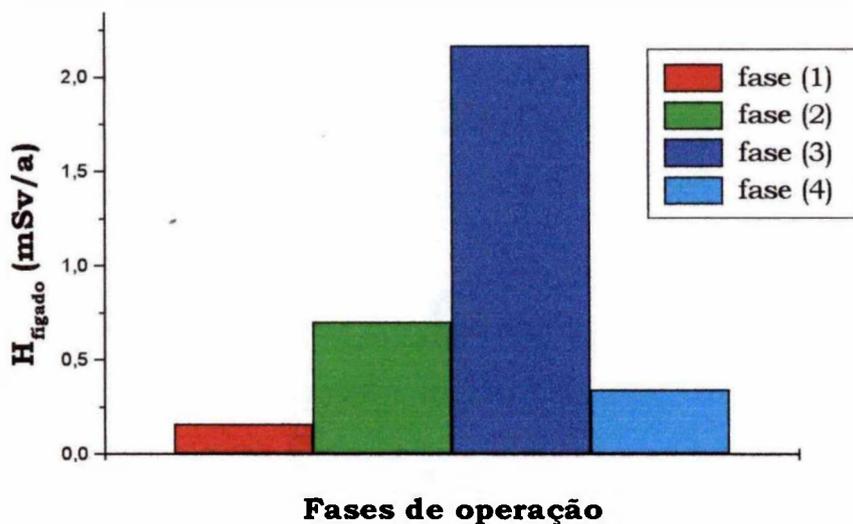


Figura 6.10: Dose equivalente comprometida (mSv/a) no fígado nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório

Ainda a título de comparação, serão apresentados os maiores valores da dose equivalente comprometida no trato respiratório dos trabalhadores que atuam na várias fase de operação da unidade de purificação de tório. A figura 6.11 apresenta os valores da dose equivalente comprometida na região  $ET_2$  correspondente à faringe e laringe. Na figura 6.12 são apresentados os resultados das doses equivalentes comprometidas nas regiões  $ET_1$ ,  $LN_{ET}$  e  $LN_{TH}$  correspondentes à passagem nasal anterior e nodos linfáticos associados às áreas extratorácica e torácica do pulmão. As doses equivalentes comprometidas nas regiões AI, BB e bb correspondentes à porção alveolar-intersticial, a traquéia e brônquios e aos bronquíolos são apresentadas na figura 6.13. Nas figuras 6.12 e 6.13 foram agrupadas as regiões do pulmão que receberam a mesma dose de radiação.

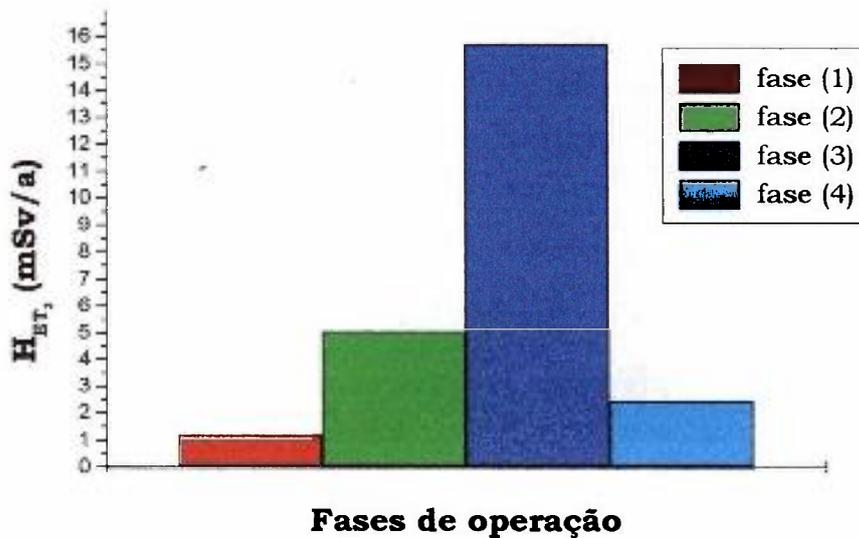


Figura 6.11: Dose equivalente comprometida (mSv/a) na região  $ET_2$  do trato respiratório (figura 5.5) nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório

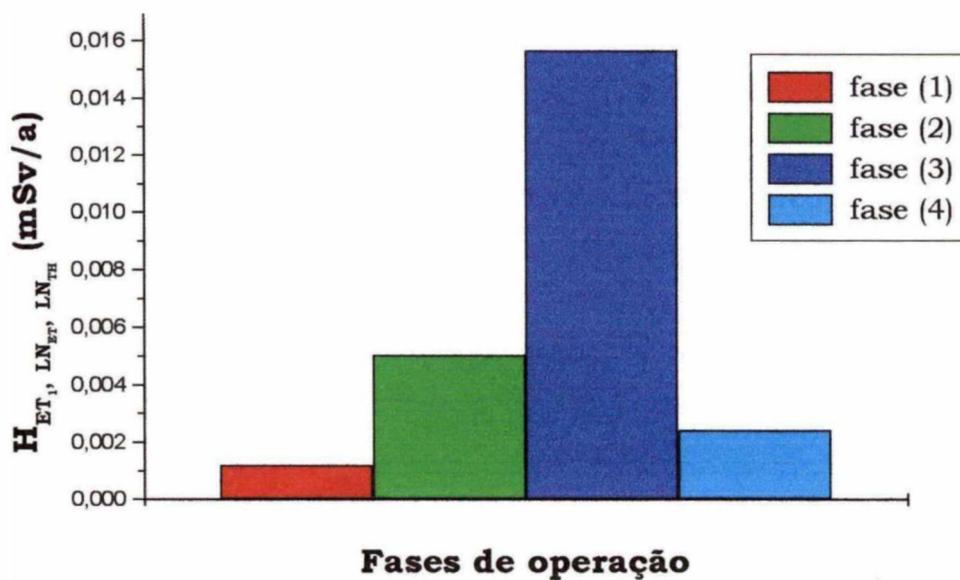


Figura 6.12: Dose equivalente comprometida (mSv/a) nas regiões  $ET_1$ ,  $LN_{ET}$  e  $LN_{TH}$  do trato respiratório (figura 5.5) nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório

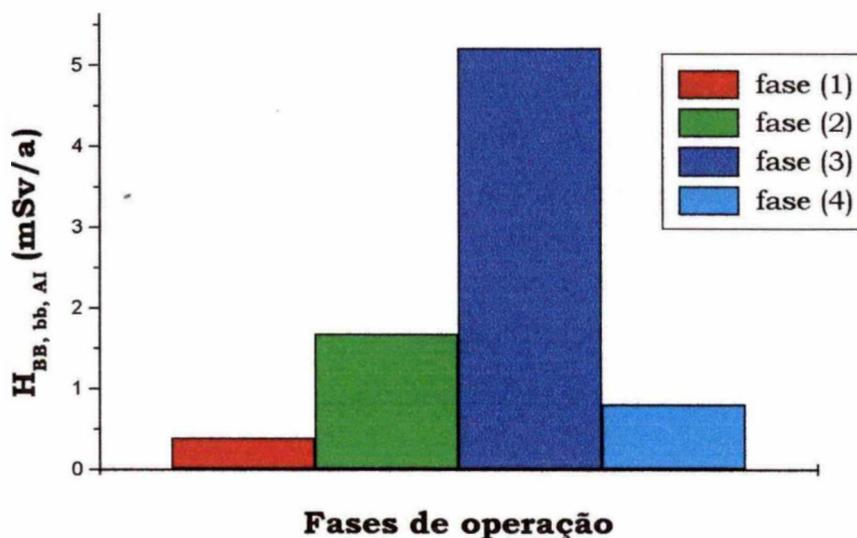


Figura 6.13 : Dose equivalente comprometida (mSv/a) nas regiões BB, bb e AI do trato respiratório (figura 5.5) nas fases de operação (1), (2), (3) e (4) da unidade de purificação de tório

Pode-se observar, a partir dos resultados apresentados, que a fase de operação (3) (adição de água à mistura de sulfato de tório + carbonato de sódio) da unidade de purificação de tório é a área que apresenta os maiores níveis de dose para os trabalhadores. Nota-se também que os órgãos que recebem as maiores doses de radiação são os ossos, a medula óssea e a região  $ET_2$  do trato respiratório correspondente à passagem nasal posterior.

### 6.3 Distribuição do $^{212}\text{Pb}$ no corpo humano

Foi feito também um estudo da distribuição do chumbo no corpo humano a partir do modelo compartimental do trato respiratório (ICRP-66, 1994) e do modelo biocinético do elemento (ICRP-67, 1994) em questão, utilizando-se o programa AnaCOMP (Mesquita, 1994), supondo-se uma incorporação teórica de 100 Bq, apenas para se observar o comportamento do radionuclídeo no corpo. A distribuição do chumbo foi estudada para um tempo bastante longo, de vinte mil

dias. Optou-se por esse tempo, pois o mesmo é compatível com o período de avaliação para a dose comprometida que é de 50 anos.

As figuras 6.14 a 6.20 apresentam a distribuição do  $^{212}\text{Pb}$  nas regiões extratorácica e torácica do pulmão, no fluidos do corpo e nos órgãos de interesse em termos de proteção radiológica para esse radionuclídeo (medula, fígado, rins e ossos).

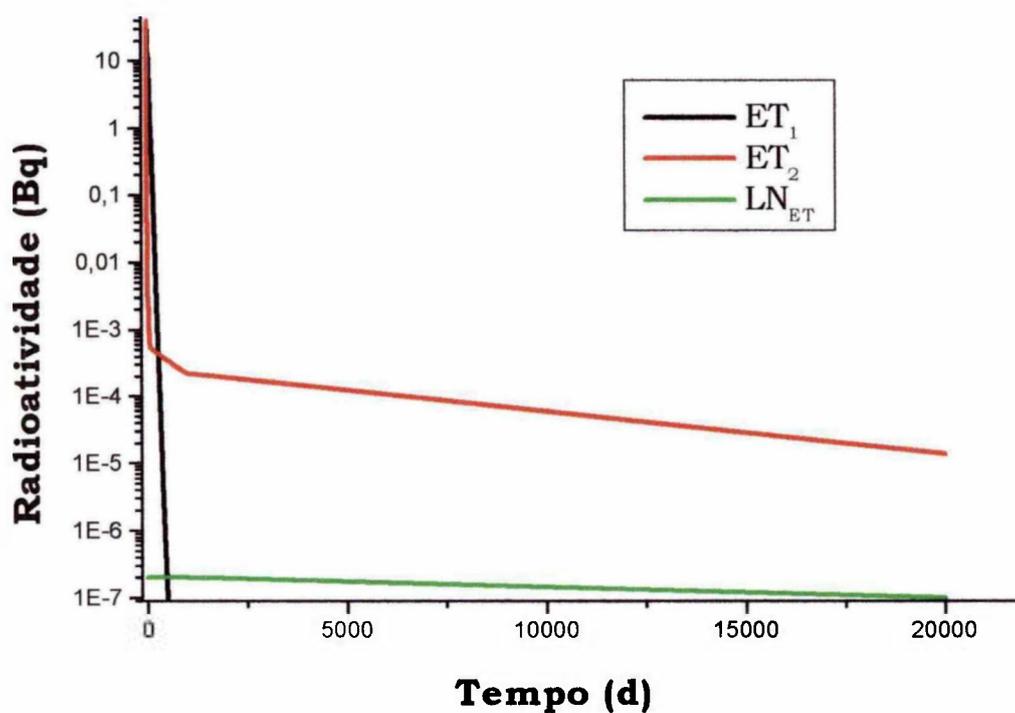


Figura 6.14: Distribuição do  $^{212}\text{Pb}$  na região extratorácica (legenda correspondente à figura 5.5)

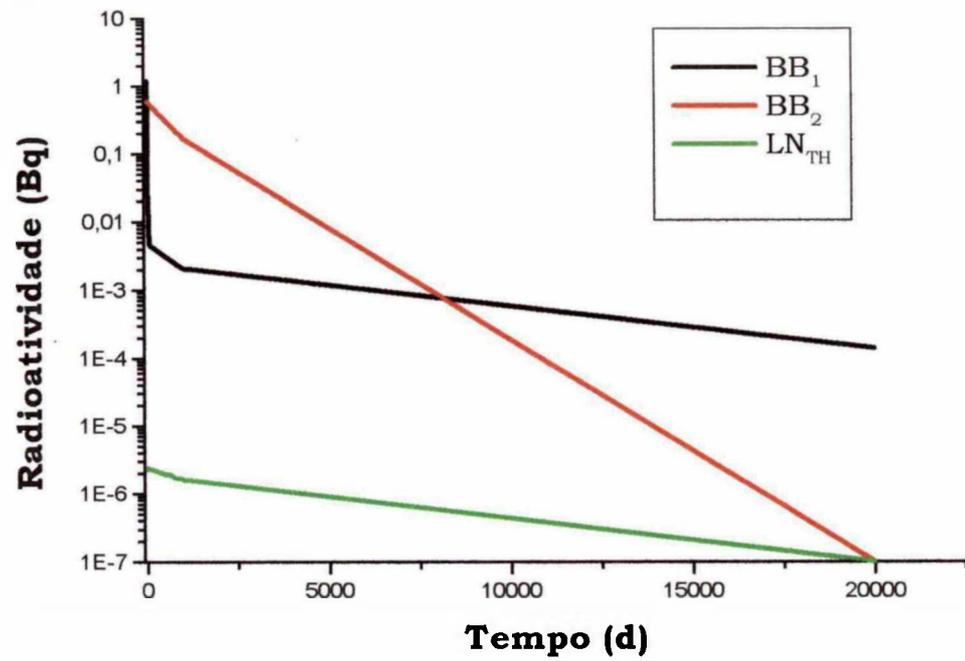


Figura 6.15: Distribuição do <sup>212</sup>Pb na região torácica (Brônquios) (legenda correspondente à figura 5.5)

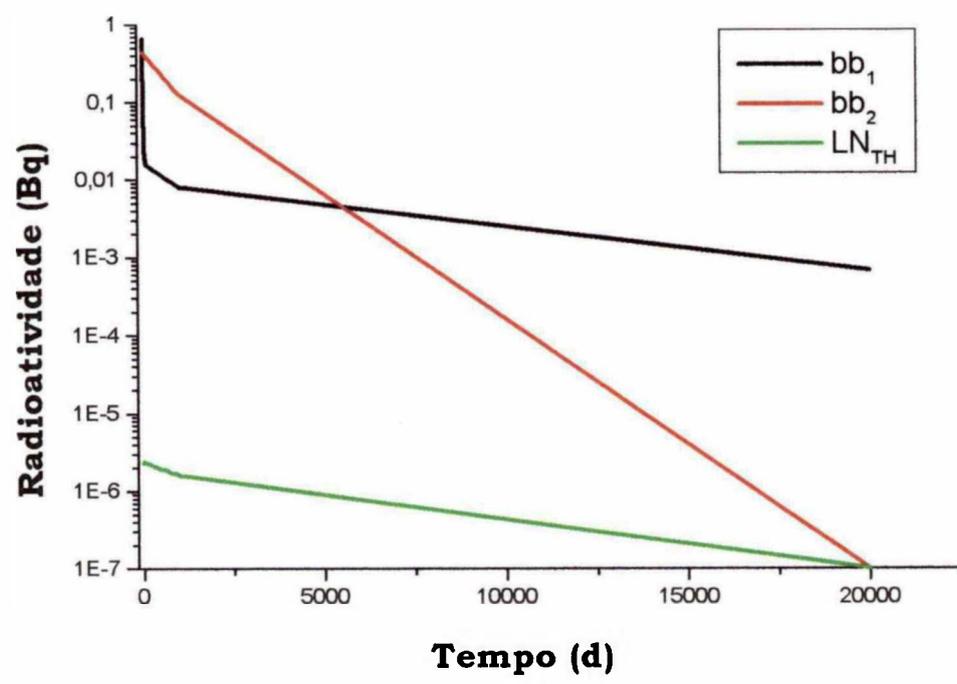


Figura 6.16: Distribuição do <sup>212</sup>Pb na região torácica (Bronquíolos) (legenda correspondente à figura 5.5)

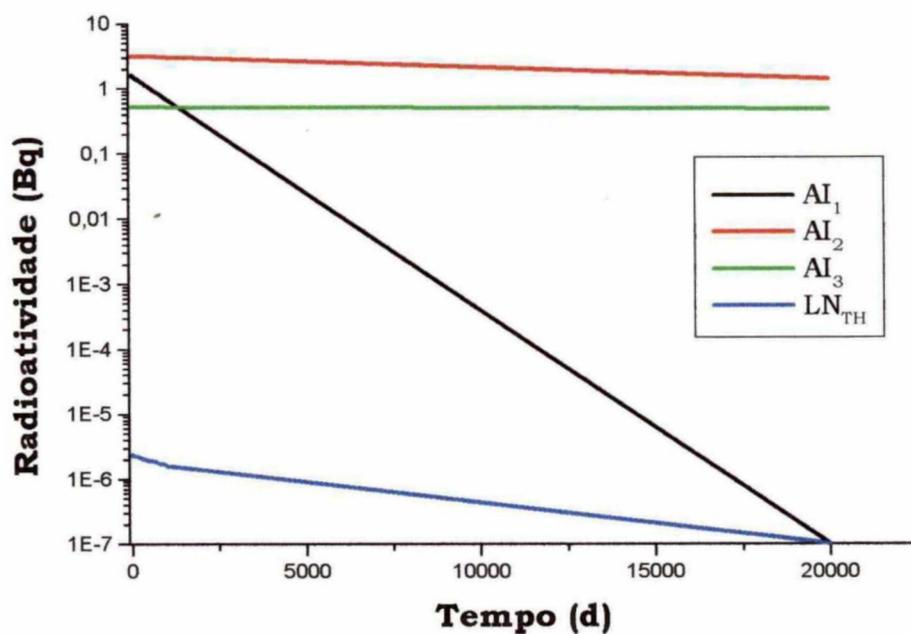


Figura 6.17: D Distribuição do  $^{212}\text{Pb}$  na região torácica (Alveolar-Intersticial)  
(legenda correspondente à figura 5.5)

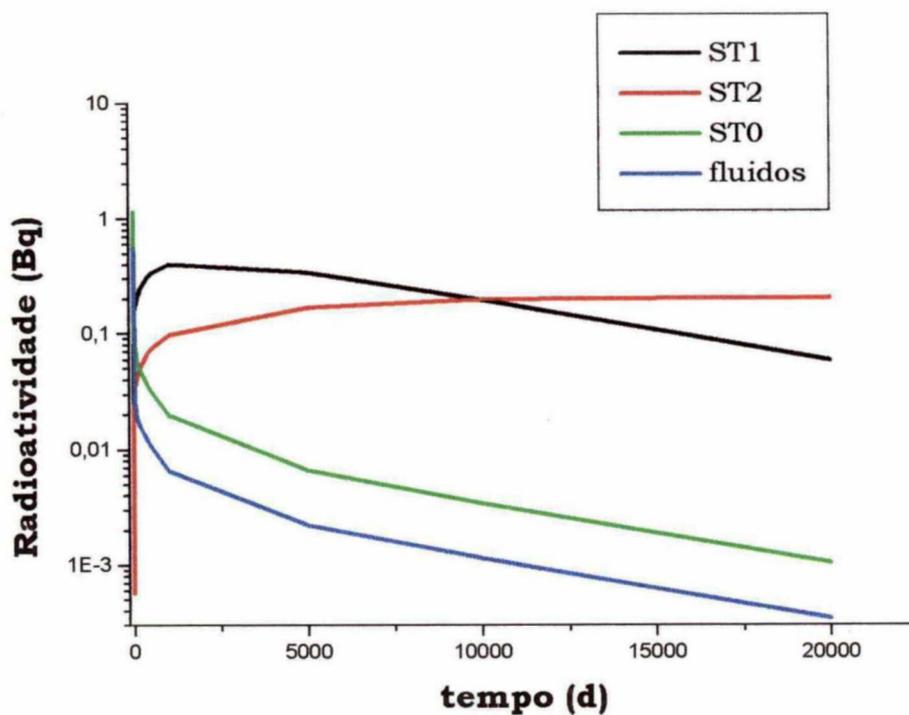


Figura 6.18: Distribuição do  $^{212}\text{Pb}$  nos fluidos do corpo  
(legenda correspondente à figura 6.1)

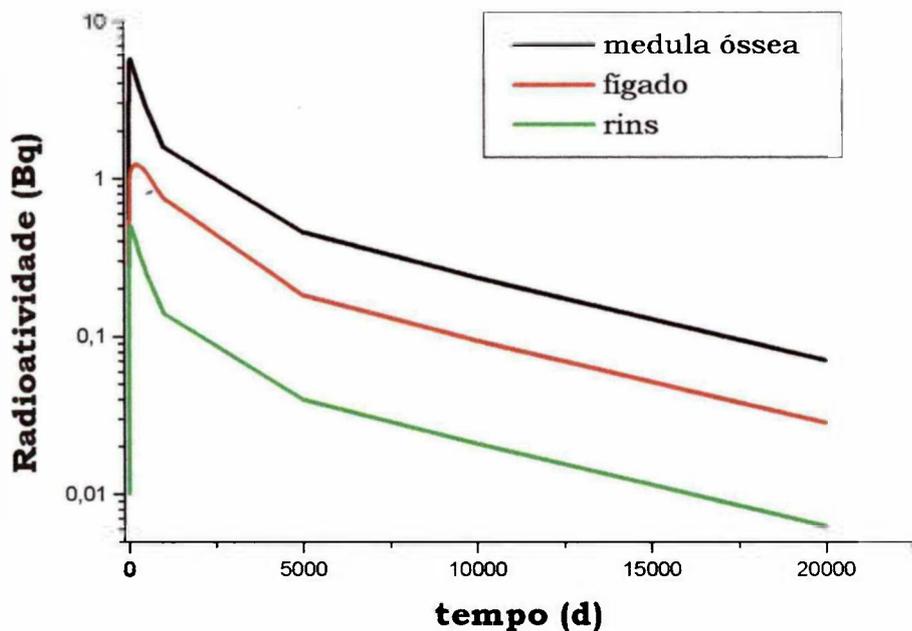


Figura 6.19: Distribuição do  $^{212}\text{Pb}$  na medula, rins, figado (legenda correspondente à figura 6.1)

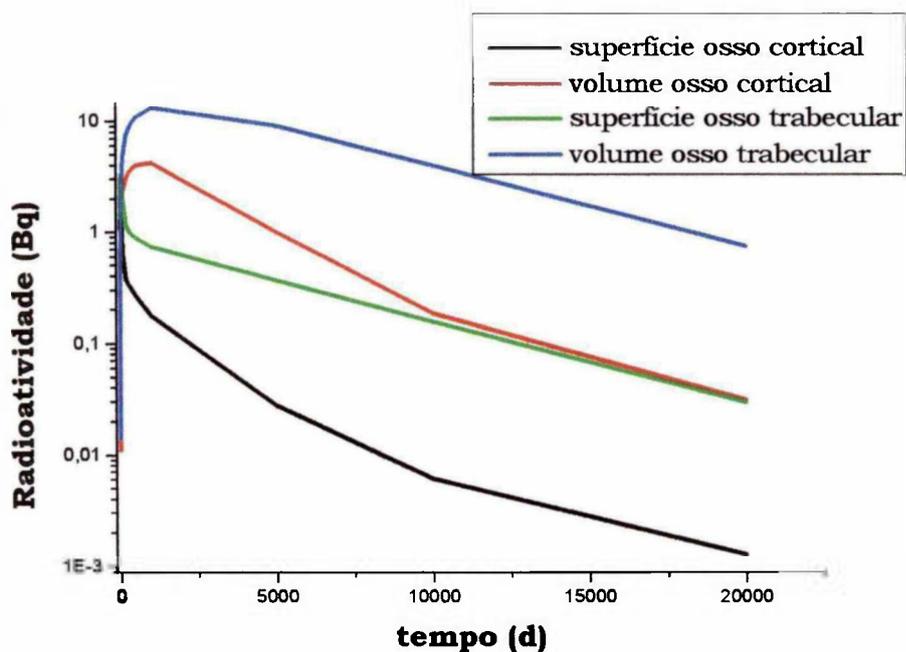


Figura 6.20: Distribuição de  $^{212}\text{Pb}$  nos ossos cortical e trabecular (legenda correspondente à figura 6.1)

Na figura 6.14 observa-se que o material inalado é rapidamente eliminado da região  $ET_1$  (passagem nasal anterior) e após um período de tempo assume um comportamento semelhante nas regiões  $ET_2$  e  $LN_{ET}$ .

As figuras 6.15 e 6.16, mostram um comportamento bastante semelhante da distribuição do  $^{212}\text{Pb}$  nas regiões  $BB_1$  (brônquios) e  $bb_1$  (bronquíolos), bem como nas regiões  $BB_2$  e  $bb_2$ . A figura 6.17 mostra que a quantidade de material inalada permanecerá praticamente constante ao longo do tempo nas regiões  $AI_2$  e  $AI_3$  e apresentará um comportamento linearmente decrescente na região  $AI_1$ . Na região  $LN_{TH}$  o comportamento é praticamente constante ao longo do tempo com a diminuição da quantidade incorporada após muitos anos da incorporação. A dose de radiação será mesma em todas as regiões descritas, pois todas elas apresentam a mesma fração em relação ao fator de peso do pulmão (tabela 5.1).

A figura 6.18 mostra que, uma vez absorvido pelo sangue, o material inalado permanecerá mais tempo no compartimento denominado  $ST_2$ , que corresponde à região de trocas lentas, até ser completamente distribuídos aos tecidos moles do corpo.

Na figura 6.19 observa-se que o comportamento do particulado inalado é semelhante tanto na medula quanto no fígado e nos rins, mas a medula óssea é o órgão que retém maior quantidade do material que lhe é transferido e, como mostrado no capítulo 6, é um dos órgãos que recebe a maior dose pela incorporação de chumbo.

Finalizando, na figura 6.20, é possível observar que na porção superficial do osso, o comportamento é semelhante nos ossos cortical e trabecular. Na parte interna (volume do osso), o comportamento do material incorporado também é semelhante para os dois tipos de osso. Pode-se notar ainda que o volume do osso trabecular é a parte que mais concentra o elemento radioativo.

## **7. Avaliação do risco**

A descoberta dos raios X em 1895 e da radioatividade em 1896 marcaram o início do uso da radiação ionizante na pesquisa, na medicina e na indústria. Em 1920, o uso dos raios X na medicina e nas aplicações industriais era amplamente difundido e o rádio estava começando a ser utilizado na indústria como material luminescente para a pintura de mostradores de relógios e na medicina em procedimentos terapêuticos. Na década de 30, biomédicos e pesquisadores na área da genética começaram a estudar o efeito das radiações sobre os organismos vivos. Por volta de 1940, foi demonstrada a primeira reação de fissão auto-sustentada, resultando na construção do primeiro reator nuclear e das armas atômicas.

Atualmente a radiação X e os materiais radioativos são amplamente utilizados em reatores nucleares na geração de eletricidade e na produção de radioisótopos para pesquisa e medicina; em aceleradores de partículas para a produção de radioisótopos e como ferramenta no estudo da estrutura atômica; na medicina nuclear como meio de diagnóstico e terapia e na radiologia médica e industrial, entre outros campos.

No início de sua utilização, os perigos provocados pelos raios X e pela radioatividade eram pouco conhecidos. Entretanto, em 1896, foi publicado na literatura médica o primeiro caso de queimadura por raios X. Mais tarde, em 1910, percebeu-se que essa queimadura também poderia ser causada pelos materiais radioativos. Na década de 20, já havia evidências suficientes, advindas das pintoras de relógios, dos médicos radiologistas, dos mineiros e de experimentos realizados com animais, de que a radiação ionizante era perigosa e que era necessário criar regulamentações sobre a sua utilização visando a proteção dos indivíduos (EPA, 1989). Assim, após a criação de algumas comissões provisórias, foi criada em 1950, a Comissão Internacional de Proteção

Radiológica (ICRP), cujo objetivo principal é proteger os trabalhadores que manipulam fontes de radiação e a população em geral contra os efeitos danosos da radiação ionizante, criando normas e estabelecendo princípios e limites para o uso dessas radiações, como já descrito no capítulo 5 deste trabalho (ICRP-60, 1991).

A ação da radiação sobre a célula, mais especificamente, a transferência de energia da radiação para a molécula de DNA, pode provocar um dano na mesma. Se esse dano não for eficientemente reparado, ou seja, se a célula morrer ou apresentar defeitos em sua estrutura e função, têm-se o aparecimento de um efeito biológico da radiação.

Os efeitos biológicos das radiações podem ser divididos em duas categorias: *efeitos determinísticos* e *efeitos estocásticos*, conforme eles apresentem ou não um limiar de dose para o seu aparecimento. Os efeitos determinísticos são aqueles que necessitam de um valor mínimo de dose (limiar) para se manifestarem e a gravidade desses efeitos aumenta de acordo com o aumento da dose recebida, como exemplo, pode-se citar a catarata, a anemia, o eritema, a leucopenia, entre outros. Já os efeitos estocásticos não necessitam de limiar para o seu aparecimento e a sua manifestação é uma questão probabilística, ou seja, quanto maior for a dose recebida, maior será a possibilidade de aparecimento desses efeitos. Em outras palavras, qualquer dose de radiação poderia induzir o surgimento desse efeito. Entretanto, sabe-se que existem certos limites para a sua manifestação. Na categoria dos efeitos estocásticos estão todas as formas de câncer e os efeitos hereditários.

As reações biológicas adversas associadas à radiação ionizante são: a carcinogenicidade, a mutagenicidade e a teratogenicidade. A carcinogenicidade é a capacidade de produzir câncer, a mutagenicidade é a propriedade de induzir mutações genéticas e a teratogenicidade é a habilidade de induzir ou aumentar a incidência de má formações congênitas num feto.

Segundo Storer (EPA, 1989), “a radiação ionizante em doses suficientemente altas é um agente carcinogênico completo”. Os principais tipos

de câncer em humanos induzidos por radiação são: carcinomas de tireóide, de mama, de pulmão, leucemia, de estômago, de fígado, do intestino grosso, do cérebro, das glândulas salivares, de esôfago, do intestino delgado, de bexiga, de pâncreas, dos tecidos linfáticos, de pele, da faringe, de útero, de ovário e de rins, osteossarcomas e leucemia. A incidência de um determinado tipo de câncer varia, entre outros fatores, com o tipo de radiação, o tipo de fonte (raios X ou materiais radioativos) e o local irradiado.

Vários estudos com populações expostas a altos níveis de radiação têm identificado os órgãos de maior risco devido à exposição a radiação. Entre esses estudos estão: os sobreviventes das bombas atômicas de Hiroshima e Nagasaki que sofreram exposições de corpo inteiro, com um aumento na mortalidade causado por leucemia, câncer de tireóide, mama, pulmão, esôfago, estômago, cólon, trato urinário e mielomas múltiplos; os pacientes portadores de espondilite anquilosante tratados com raios X e que apresentaram um excesso de casos de leucemia, linfoma, câncer de pulmão, osso, faringe, estômago, esôfago, pâncreas e intestino grosso ascendente; mulheres que sofreram exposição mamária durante a realização de radiografias de tórax e tratamentos radioterápicos e que tiveram um aumento significativo na incidência de câncer de mama; mineiros com um aumento na mortalidade por câncer de pulmão; pintoras de relógio que utilizavam tinta fluorescente contendo  $^{226}\text{Ra}$  e pacientes que recebiam injeções de  $^{224}\text{Ra}$  para tratamento médico com aumento na incidência de leucemia e osteossarcomas; pacientes que recebiam dióxido de tório coloidal (thorotrast) como contraste radiográfico com um aumento na incidência de câncer de fígado, osso e pulmão, além de aumento no número de casos de anemia, leucemia e mieloma múltiplo e finalmente, pacientes que foram expostas ao raio X diagnóstico durante a gravidez e cujos filhos apresentaram leucemia e outros tipos de câncer na infância.

Cabe ressaltar que nem todos os cânceres induzidos por radiação são fatais. A taxa de fatalidade é diferente para cada tipo de câncer, embora a maior fração seja de cânceres fatais. A tabela 7.1 apresenta os coeficientes de probabilidade para efeitos estocásticos por unidade de dose recebida, sugeridos na ICRP 60 (ICRP-60, 1991), que incluem cânceres fatais, não fatais e efeitos

hereditários para um grupo composto de trabalhadores e indivíduos da população.

Tabela 7.1: Coeficiente de probabilidade para efeitos estocásticos por unidade de dose recebida

	Efeitos			
	Câncer Fatal	Câncer não Fatal	Efeitos Hereditários	Total
Trabalhadores	0,040	0,008	0,008	0,056
População*	0,050	0,010	0,013	0,070

\* a diferença nos coeficientes é atribuída à maior sensibilidade à radiação apresentada pelos indivíduos mais jovens que não fazem parte do grupo composto pelos trabalhadores.

A radiação também pode ser classificada como pancarcinogênica, ou seja, pode induzir câncer em qualquer órgão ou tecido. Entretanto, sempre haverá um órgão de maior risco, dependendo do modo de exposição. Por exemplo, a inalação é a principal via de exposição aos aerossóis radioativos e por consequência, o pulmão será o órgão de maior risco. Contudo, deve-se avaliar o modelo metabólico do radionuclídeo incorporado, pois certamente, haverá outros órgãos que também apresentarão um risco significativo.

Os efeitos genéticos da radiação são provocados por mudanças na estrutura, no número ou no conteúdo genético dos cromossomos no núcleo das células e podem ser classificados como mutações genéticas ou aberrações cromossômicas. As mutações genéticas se referem às alterações nos genes, já as aberrações cromossômicas são definidas como mudanças no número ou na estrutura dos cromossomos. Tanto as mutações quanto as aberrações podem ocorrer nas células somáticas ou nas células reprodutoras. Quando o problema ocorre nas células somáticas, têm-se os efeitos somáticos, ou seja, aqueles que se manifestam no indivíduo irradiado. Se o dano ocorrer nas células

reprodutoras, o efeito biológico aparecerá no descendente do indivíduo irradiado, e será classificado como efeito hereditário.

As propriedades mutagências da radiação são demonstradas por meio de estudos com animais, mais propriamente com ratos (EPA, 1989). Em humanos não existem dados estatisticamente significativos sobre essa propriedade, principalmente sobre a mutagenicidade nas células reprodutoras e as taxas de mutação estimadas são obtidas por meio da extrapolação dos resultados obtidos com animais.

A teratogenicidade é definida como uma má formação dos tecidos ou órgãos de um feto provocada por mudanças fisiológicas e bioquímicas. A radiação é reconhecidamente um agente teratogênico e muitos casos já foram observados tanto em humanos como em animais.

O tipo de má formação depende fortemente de qual tecido ou órgão está se formando no momento da irradiação. Os embriões são relativamente mais resistentes aos efeitos teratogênicos da radiação no período inicial da gestação devido ao menor grau de diferenciação celular. Estudos realizados sobre o retardamento mental em crianças expostas no útero à radiação proveniente das bombas atômicas de Hiroshima e Nagasaki mostram uma resposta linear com a dose de radiação recebida e revelam que o período de maior risco para esse tipo de dano encontra-se entre a oitava e décima quinta semana de gestação, período este em que as células do sistema nervoso estão em pleno processo de proliferação e diferenciação (ICRP-34, 1982). Num outro estudo foi observado um aumento no número de crianças que apresentavam câncer na infância, principalmente leucemia, quando as mães haviam sido irradiadas na região abdominal por volta da trigésima segunda semana de gestação.

O objetivo da proteção radiológica é garantir que os indivíduos expostos não venham a apresentar efeitos determinísticos e prevení-los contra os efeitos estocásticos.

Nesse sentido, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-60, 1991) introduziu o conceito de *detrimento*, como a medida do dano total sofrido por um grupo de pessoas e seus descendentes, causado pela exposição desse grupo a uma fonte de radiação. O conceito de detrimento é bastante complexo, pois combina a probabilidade de ocorrência com a gravidade e o tempo para o aparecimento do dano.

A Comissão também utiliza o termo *risco*, como a probabilidade de ocorrência de uma consequência deletéria definida.

As estimativas de risco de câncer são baseadas na dose absorvida recebida por um tecido ou órgão. Pesquisas feitas com animais mostram que o número total de cânceres desenvolvidos depende fortemente da dose recebida e do tipo de radiação. Tem sido demonstrado que radiações que apresentam alta transferência linear de energia (alto-*LET*), tais como partículas alfa e nêutrons), tem um efeito carcinogênico maior que as radiações de baixo-*LET*, tais como as partículas beta e as radiações X e gama (EPA, 1989).

Uma vez que nem sempre é possível verificar o efeito carcinogênico da radiação, principalmente nas condições de exposição controlada e de baixa dose de radiação, onde o efeito na população exposta pode ser mascarado por outros fatores carcinogênicos, tais como o fumo e fatores genéticos, entre outros, os modelos de projeção de risco podem ser utilizados na tentativa de estimar o risco ao qual a população estará provavelmente submetida.

Os modelos de projeção de risco podem ser do tipo absoluto ou do tipo relativo, também denominados aditivo e multiplicativo. O modelo de projeção de risco absoluto ou aditivo é definido como o aumento no número de casos de câncer ou mutação genética na população exposta em relação aos casos espontâneos, independentemente da idade dos indivíduos irradiados, ou seja, o excesso de risco é constante em todas as idades. Já o risco relativo ou multiplicativo representa uma fração constante de efeitos danosos, maior que o risco espontâneo, e esta fração é dependente da idade do indivíduo irradiado. (ICRP-60, 1991).

Nenhum comitê ou grupo científico concluiu definitivamente qual modelo de projeção de risco (absoluto ou relativo) era mais apropriado para muitos tipos de câncer sólidos induzidos por radiação. Entretanto, evidências recentes têm apontado o modelo de risco relativo, onde a idade do grupo exposto é uma variável importante, como mais adequado para estimar o risco desse tipo de câncer. Nesses estudos, quase todos os adultos que foram irradiados numa idade mais tardia apresentaram uma maior propensão ao câncer, ou pelo menos, desenvolveram câncer mais cedo do que as pessoas que foram irradiadas com menos idade (EPA, 1989).

Contudo, existem exceções como no caso da leucemia e do câncer ósseo, onde o modelo de projeção de risco absoluto é mais adequado para expressar o risco para essas patologias durante toda a vida dos indivíduos.

Os objetivos da avaliação de risco são estimar a relação entre a dose recebida e a resposta provocada nos indivíduos expostos de diferentes idades, sexo ou outras características biológicas, bem como acompanhar esses indivíduos desde a exposição até o fim de sua vida e quantificar o excesso de câncer durante toda a vida desse grupo de indivíduos.

A constatação do aumento do número de casos de câncer devido à radiação em uma população é geralmente feita quando esta população foi submetida a altas doses de radiação. Para se calcular o excesso de probabilidade de efeitos deletérios, tais como o câncer e as mutações genéticas, ou seja, o risco, deve-se utilizar um modelo de dose-resposta. O modelo escolhido deve permitir a extrapolação do número de casos de câncer observados em altas doses para o número de casos de câncer em baixas doses, resultantes de várias causas, inclusive a radiação natural.

O cálculo do risco é uma medida da resposta a uma determinada dose de radiação. Para se calcular o risco, pode-se utilizar modelos de dose-resposta que estimam o risco absoluto ou relativo em função da dose absorvida pelo indivíduo.

A função de dose absorvida pode ter os seguintes comportamentos:

- a) linear, no qual o risco é diretamente proporcional à dose, para todas as doses;
- b) proporcional, no qual o risco é quase proporcional à dose, para doses baixas e proporcional ao quadrado da dose para doses altas;
- c) quadrática, no qual o risco é proporcional ao quadrado da dose para todas as doses.

A idade, o sexo e outras características do indivíduo exposto podem ou não ser especificadas no modelo de dose-resposta. Assim como a idade, o período de tempo utilizado para avaliar o efeito da exposição pode variar de uma aplicação para outra. Na prática, todos os dados são geralmente combinados e o excesso de risco cumulativo na população exposta, comumente expresso como o excesso de morte ou casos incidentes, é relacionado à dose recebida. Entretanto, pode haver diferenças significativas nas relações de dose-resposta entre diferentes grupos de pessoas, como por exemplo, entre crianças e adultos.

A avaliação do risco requer uma escolha entre várias hipóteses e nenhuma dessas pode ser categoricamente mostrada como mais exata que a outra. Uma escolha conservativa pode levar a uma estimativa de risco maior.

Uma vez que a inalação é a principal via de incorporação para o torônio e seus filhos, o pulmão é o principal órgão de interesse nas avaliações de dose e risco. Entretanto, levando-se em consideração o modelo metabólico do chumbo (ICRP-67, 1994), observa-se que outros órgãos também receberão uma dose significativa de radiação. Assim, torna-se interessante avaliar-se não só risco para a incidência de câncer de pulmão, como também o risco para outros cânceres fatais.

O câncer de pulmão induzido por radiação é o mais antigo efeito carcinogênico da radiação do qual se tem conhecimento. Os primeiros casos foram registrados em 1879 entre os mineiros na região de Erzgebirge na Alemanha (ICRP-65, 1993), mas somente 60 anos depois é que estes casos foram relacionados aos altos níveis de radônio presentes naquelas minas. A causa real desses casos de câncer, ou seja, a inalação dos filhos do  $^{222}\text{Rn}$  só foi

conhecida por volta de 1950 quando foram feitas as primeiras tentativas de se medir a dose no pulmão (ICRP-50, 1987).

Desde então, vários estudos epidemiológicos com mineiros expostos ao radônio têm sido feitos, podendo-se destacar dentre eles os estudos feitos com grupos de trabalhadores de minas de urânio do Colorado nos EUA, de Bohemia na antiga Tchecoslovaquia e de Ontário no Canadá (ICRP-50, 1987). Um aumento no número de casos de câncer de pulmão também foi observado entre os sobreviventes das bombas atômicas e nos pacientes portadores de espondilite anquilosante tratados com raios X (EPA-1989).

As publicações mais recentes sobre os tipos de cânceres de pulmão mostram que a região mais atingida pelos tumores é o epitélio bronquial (Hornik, 1999). Nestes trabalhos foram considerados vários fatores, tais como: a dose total, a taxa de dose, o tempo de latência, a idade do indivíduo, o consumo de cigarros e a idade com que o indivíduo começou a trabalhar.

Além do câncer de pulmão, têm sido observado um aumento no número de casos de leucemia devida à exposição ao radônio e torônio (Henshaw et al., 1990, Richardson et al., 1991). Esse fato se deve principalmente à contribuição dos isótopos do chumbo ( $^{214}\text{Pb}$  e  $^{212}\text{Pb}$ ), que, ao serem incorporados, transferem-se rapidamente para as células da medula. Particularmente no caso da inalação do torônio, onde a dose recebida pelo indivíduo é causada pelo  $^{212}\text{Pb}$ , é de fundamental interesse avaliar-se o risco para outros tipos de câncer além do câncer de pulmão.

### **7.1 Determinação do risco de câncer de pulmão e cânceres fatais devido à inalação de torônio.**

Neste trabalho foram utilizados um fator de risco para o câncer de pulmão devido à exposição ao torônio sugerido pelo ICRP 50 (ICRP-50, 1987) e

um fator de risco para todos os cânceres fatais devido à inalação de  $^{212}\text{Pb}$  sugerido pela Agência de Proteção Ambiental (EPA, 1989).

O fator sugerido pela ICRP representa o risco de câncer de pulmão por 100000 pessoas, dependente da idade, seguindo o modelo de projeção de risco relativo e foi derivado do coeficiente de risco relativo para os mineiros expostos ao  $^{222}\text{Rn}$ . O valor para o coeficiente de risco de câncer de pulmão devido à inalação de filhos do torônio é de 5,55 casos por 100000 pessoas por WLM/a. Já o fator sugerido pela EPA representa o risco de cânceres fatais (todos os tipos associados à inalação de chumbo) por unidade de atividade inalada de  $^{212}\text{Pb}$  e corresponde a  $1,1 \times 10^{-4}$  casos por 100000 pessoas por Bq/a. Os dois coeficientes fornecem o risco para casos de câncer de pulmão e cânceres fatais por ano devido à exposição ao torônio.

O risco de câncer de pulmão ( $R_{\text{pulmão}}$ ) e cânceres fatais ( $R_{\text{fatais}}$ ) devidos à inalação de torônio foram calculados a partir das expressões (7.1) e (7.2), respectivamente. No cálculo do risco de cânceres fatais foram considerados os mesmos tempos de trabalho, conforme já descrito no capítulo 6, (8 horas diárias no galpão da Salvaguardass, 1 hora diária nas fases de operação (1), (2) e (4) e 2 horas diárias na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório) para a obtenção do “intake” anual.

$$R_{\text{pulmão}} = 5,55 \times \text{EEC} \quad (7.1)$$

onde:

$R_{\text{pulmão}}$  – risco de câncer de pulmão por  $10^5$  pessoas por ano

5,55 – número de casos por  $10^5$  pessoas por ano/(WLM/a)

EEC – concentração equivalente em equilíbrio de torônio (WLM/a)

$$R_{\text{fatais}} = 1,1 \times 10^{-4} \times \text{"intake"} \quad (7.2)$$

onde:

$R_{\text{fatais}}$  – risco de cânceres fatais por  $10^5$  pessoas por ano

$1,1 \times 10^{-4}$  – número de casos por  $10^5$  pessoas por ano/(Bq/a)

“intake”- atividade anual de torônio incorporada (Bq/a) (obtida a partir da EEC, do volume de ar respirado e do tempo de trabalho anual em cada local estudado)

#### **7.1.1 Determinação do risco de câncer de pulmão e cânceres fatais devido à inalação de torônio no galpão da Salvaguardas do IPEN**

A tabela 7.2 e a figura 7.1 apresentam os valores do risco de câncer de pulmão e risco de cânceres fatais em função da exposição anual sofrida pelos trabalhadores no galpão da Salvaguardas.

Tabela 7.2: Risco para câncer de pulmão e para cânceres fatais devido à exposição ao torônio no galpão da Salvaguardas.

EEC (WLM/a)	R <sub>pulmão</sub>	R <sub>fatais</sub>	EEC (WLM/a)	R <sub>pulmão</sub>	R <sub>fatais</sub>
0,085	0,47	0,52	0,128	0,71	0,79
0,085	0,47	0,52	0,072	0,40	0,44
0,038	0,21	0,24	0,061	0,34	0,37
0,284	1,58	1,76	0,016	0,09	0,10
0,300	1,67	1,85	0,028	0,15	0,17
0,066	0,36	0,40	0,082	0,46	0,51
0,113	0,63	0,70	0,096	0,54	0,59
0,020	0,11	0,12	0,103	0,57	0,64
0,106	0,59	0,65	0,142	0,79	0,88
0,048	0,27	0,30	0,087	0,48	0,54
0,298	1,66	1,84	0,137	0,76	0,85
0,055	0,31	0,34	0,082	0,46	0,51
0,022	0,12	0,14	0,184	1,02	1,13
0,014	0,08	0,08	0,048	0,27	0,29
0,186	1,03	1,15	0,043	0,24	0,26
0,033	0,18	0,20	0,116	0,64	0,71
0,019	0,10	0,12	0,075	0,42	0,47
0,140	0,78	0,86	0,047	0,26	0,29
0,160	0,89	0,99	0,092	0,51	0,57
0,060	0,33	0,37	0,047	0,26	0,29
0,088	0,49	0,54	0,047	0,26	0,29
0,093	0,52	0,58	0,033	0,18	0,20
0,040	0,22	0,25	0,179	1,00	1,11
0,071	0,40	0,44	0,091	0,51	0,56
0,042	0,24	0,26	0,091	0,51	0,56
0,218	1,21	1,34	0,109	0,60	0,67
0,045	0,25	0,28	0,169	0,94	1,05
0,050	0,28	0,31	0,079	0,44	0,49

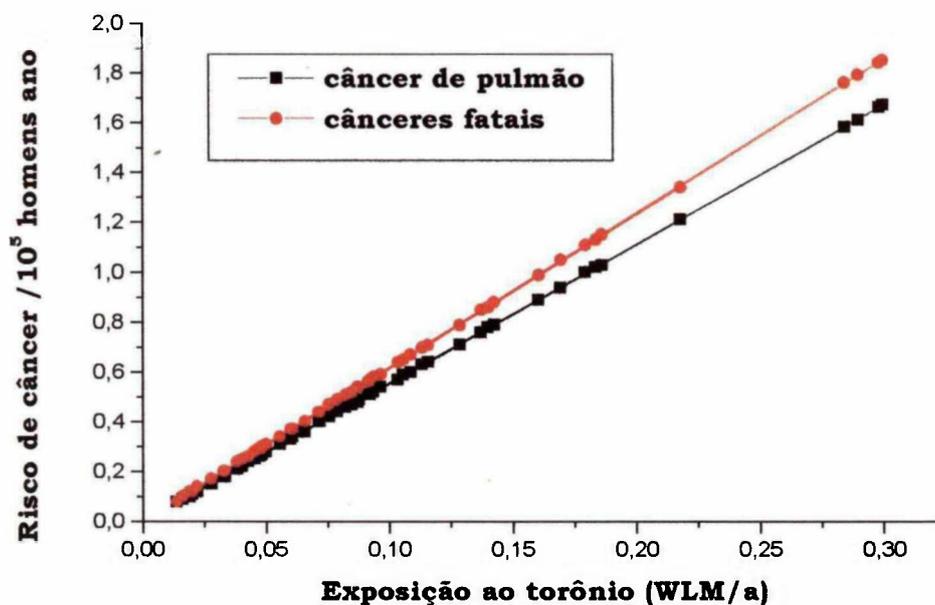


Figura 7.1: Risco de câncer devido à inalação de torônio no galpão da Salvaguardas

O Instituto Nacional do Câncer (INCA), órgão vinculado ao Ministério da Saúde, projetou para 1999 uma taxa de 18,89 casos de câncer de pulmão por 100000 homens. Analisando-se a pior situação de exposição no galpão da Salvaguardas, tem-se um risco de 1,67 casos de câncer de pulmão por 100000 trabalhadores expostos, o que ocasiona um incremento de 8,8% nos casos desse tipo de câncer devido à exposição ao torônio. Já em relação aos cânceres fatais, a estimativa do INCA é de 72,17 casos por 100000 homens em 1999. O risco para a exposição no galpão da Salvaguardas é 1,85 casos de cânceres fatais por 100000 trabalhadores, projetando um aumento de 2,5% no número de cânceres fatais espontâneos.

### 7.1.2 Determinação do risco de câncer de pulmão e cânceres fatais devido à inalação de torônio na unidade de purificação de tório do IPEN

Para o cálculo do risco na unidade de purificação de tório foram usados os mesmos fatores de risco e procedimentos (equações 7.1 e 7.2) descritos anteriormente, considerando-se os mesmos períodos de trabalho como apresentados no capítulo 6 (1 hora diária nas fases de operação (1), (2) e (4) e 2 horas diárias na fase de operação (3)).

Na tabela 7.3 são apresentados os valores para o risco de câncer de pulmão ( $R_{\text{pulmão}}$ ) e cânceres fatais ( $R_{\text{fatais}}$ ) na fase (1) da unidade de purificação de tório.

Tabela 7.3: Risco para câncer de pulmão e para cânceres fatais devido à inalação de torônio na fase de operação (1) da unidade de purificação de tório.

EEC (WLM/a)	$R_{\text{pulmão}}$	$R_{\text{fatais}}$
0,24	1,34	1,49

Esses valores projetam um aumento de 7% e 2% nos casos câncer de pulmão e cânceres fatais, respectivamente em relação aos valores previstos pelo INCA.

A tabela 7.4 e a figura 7.2 apresentam os valores do excesso de risco relativo para câncer de pulmão e risco de cânceres fatais em função da exposição anual sofrida pelos trabalhadores na fase de operação (2) da unidade de purificação de tório.

Tabela 7.4: Risco para câncer de pulmão e para cânceres fatais devido à inalação de torônio na fase de operação (2) da unidade de purificação de tório.

EEC (WLM/a)	$R_{\text{pulmão}}$	$R_{\text{fatais}}$
0,56	3,09	3,44
1,03	5,73	6,37
0,59	3,25	3,61

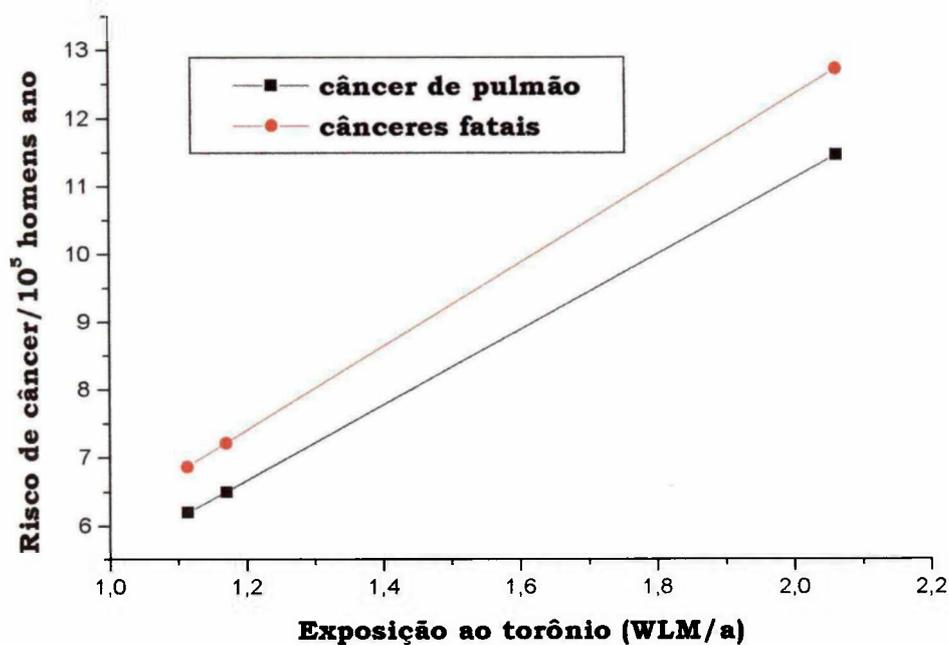


Figura 7.2: Risco de câncer devido à inalação de torônio na fase de operação (2) da unidade de purificação de tório

O incremento no número de casos de câncer de pulmão e cânceres fatais, no caso do valor mais alto de exposição, na fase de operação (2) da unidade de purificação de tório, foi de 30% e 9%, respectivamente.

A tabela 7.5 e a figura 7.3 apresentam os valores do risco de câncer de pulmão e risco de cânceres fatais em função da exposição anual sofrida pelos trabalhadores na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório.

Tabela 7.4: Risco para câncer de pulmão e para cânceres fatais devido à inalação de filhos do torônio na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório.

EEC (WLM/a)	R <sub>pulmão</sub>	R <sub>fatais</sub>
0,39	2,15	2,39
0,46	2,57	2,85
0,77	4,29	4,77
1,19	6,58	7,31
0,84	4,66	5,17
1,07	5,93	6,59
0,29	1,63	1,82
0,55	3,06	3,40
0,60	3,36	3,73
0,09	0,52	0,57
2,67	14,84	16,49
1,37	7,61	8,46
0,80	4,42	4,91
0,91	5,07	5,63

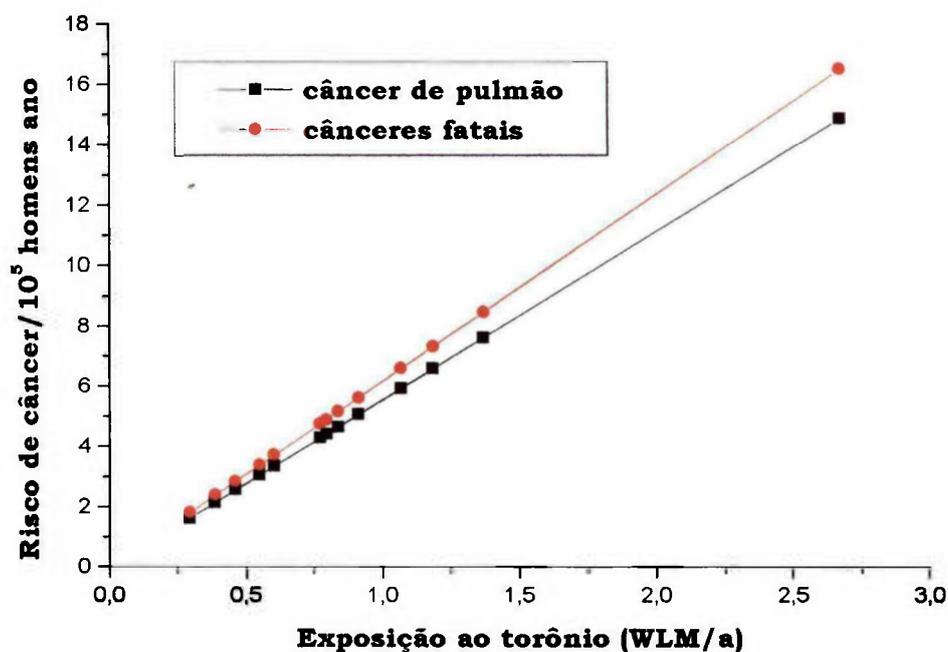


Figura 7.3: Risco de câncer devido à inalação de torônio na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório

Analisando-se a situação de exposição mais crítica na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório com 2,67 WLM/a, tem-se um aumento de 82% nos casos de câncer de pulmão em relação ao número de casos espontâneos e um aumento de 23% no número de casos de cânceres fatais.

Observando-se a distribuição de frequências da concentração equivalente em equilíbrio na fase (3) da unidade de purificação de tório (figura 7.4), sem o valor mais crítico (dados da tabela 7.4), nota-se que a concentração equivalente em equilíbrio correspondente ao valor médio da distribuição seria mais apropriada para o cálculo do risco, representando melhor a realidade. Nesse caso, para uma concentração equivalente em equilíbrio média de 0,72 WLM/a, o risco para câncer de pulmão seria de 3,97 casos por 100000 homens por ano o que acarretaria um incremento de 22%. Quanto ao risco de cânceres

fatais, teria-se 4,43 casos por 100000 homens por ano provocando um aumento de 6% no números de casos espontâneos.

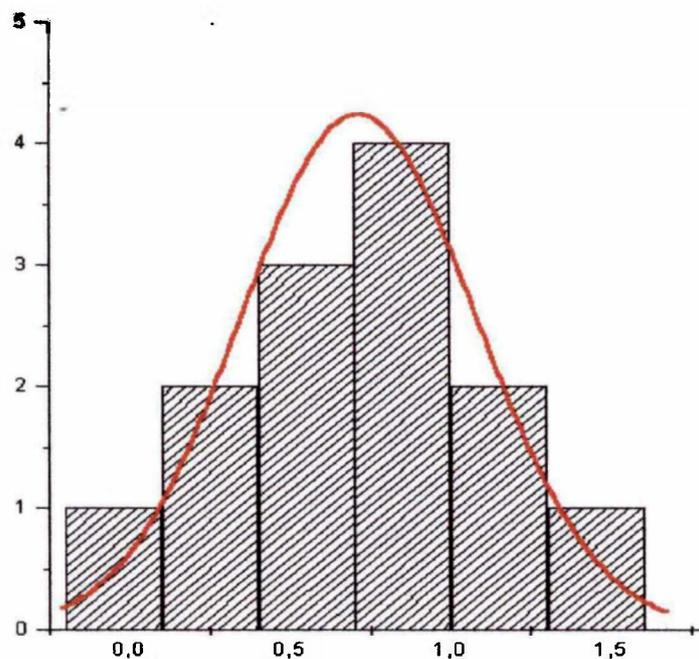


Figura 7.4: Distribuição de frequência da EEC de torônio na fase de operação (3) da unidade de purificação de tório sem o valor mais crítico

A tabela 7.5 e a figura 7.5 apresentam os valores do risco para câncer de pulmão e risco de cânceres fatais em função da exposição anual sofrida pelos trabalhadores na fase de operação (4) da unidade de purificação de tório.

Tabela 7.5: Risco de câncer de pulmão e cânceres fatais devido à inalação de filhos do torônio na fase de operação (4) da unidade de purificação de tório

EEC (WLM/a)	$R_{\text{pulmão}}$	$R_{\text{fatais}}$
0,28	1,57	1,74
0,32	1,77	1,97
0,27	1,49	1,66
0,24	1,31	1,46
0,31	1,72	1,91
0,41	2,30	2,56
0,37	2,03	2,26
0,21	1,15	1,28
0,17	0,96	1,07
0,05	0,29	0,33

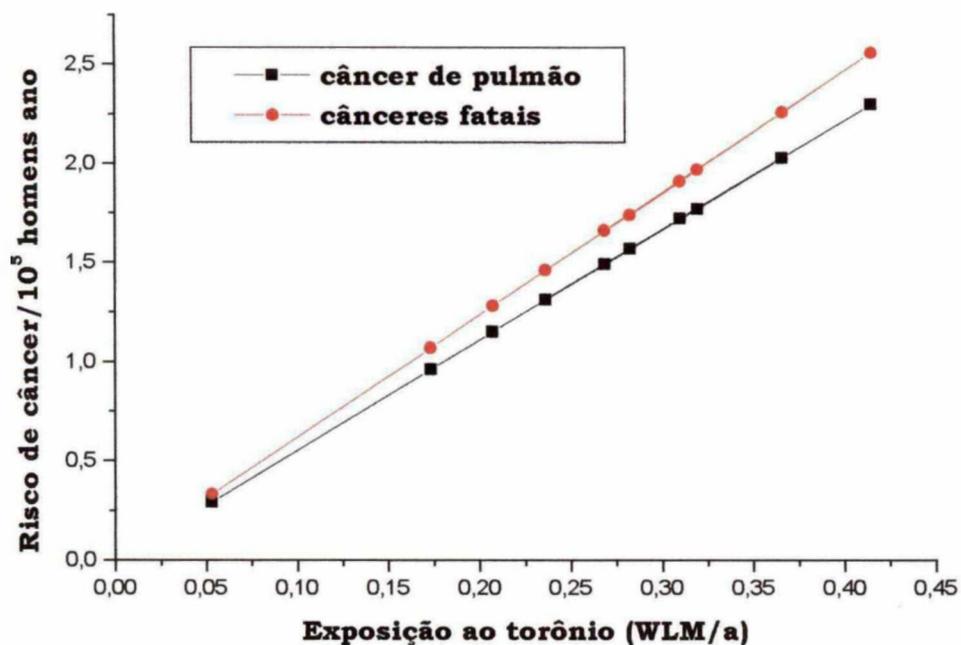


Figura 7.5: Risco de câncer devido à inalação de filhos do torônio na fase de operação (4) da unidade de purificação de tório

Na fase de operação (4) da unidade de purificação de tório tem-se um aumento de 13% no número de casos de câncer de pulmão e 3,5% de aumento nos casos de cânceres fatais em relação aos casos espontâneos, na condição de maior exposição, com 0,41 WLM/a.

A partir da distribuição de frequências da concentração equivalente em equilíbrio nesta fase de operação (dados da tabela 7.5), mostrada na figura 7.6, obtém-se um valor de 0,26 WLM/a. Para esta exposição média têm-se um risco de 1,46 casos de câncer de pulmão por 100000 homens por ano e um risco de 1,62 casos de cânceres fatais por 100000 homens por ano. Isto acarreta incrementos de 8% e 2% nos casos de câncer de pulmão e cânceres fatais, respectivamente.

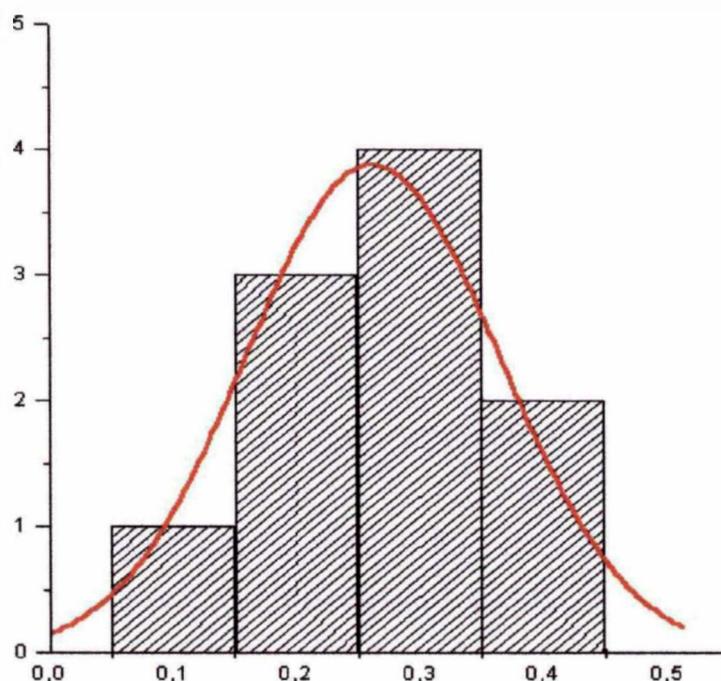


Figura 7.4: Distribuição de frequência da EEC de torônio na fase de operação (4) da unidade de purificação de tório

## 8. Conclusões

A partir dos resultados obtidos, pode-se observar que as áreas estudadas (galpão da Salvaguardas do IPEN e unidade de purificação de tório do IPEN) apresentam um nível elevado de radioatividade devido à presença de rejeitos de tório e de materiais contendo tório, o que justifica e mostra a importância do estudo dos níveis de concentração do torônio e seus filhos e da dose recebida pelos trabalhadores destas áreas, uma vez que existem poucas informações sobre esses níveis no Brasil, principalmente no local estudado, onde os indivíduos estão rotineiramente expostos.

Foram obtidos valores bastante elevados da concentração equivalente em equilíbrio principalmente nas fases de operação (2) e (3) da unidade de purificação de tório (192,8 e 249,8 Bq/m<sup>3</sup>, respectivamente). Estes valores podem ser comparados com a concentração derivada no ar (DAC) do <sup>220</sup>Rn que é de 330 Bq/m<sup>3</sup> (ICRP-32, 1981), mostrando mais um vez a importância da determinação dessa concentração nesses locais e do conhecimento dos níveis de dose aos quais os trabalhadores estão submetidos. O valor do DAC é expresso em termos da concentração equivalente em equilíbrio (EEC) de torônio obtida a partir das concentrações de <sup>212</sup>Pb e <sup>212</sup>Bi.

Cabe ressaltar que na fase de operação (3) foi observado, além do valor máximo da concentração equivalente em equilíbrio apresentado acima, um valor mínimo de 8,9 Bq/m<sup>3</sup>. Estas concentrações correspondem a uma mudança na rotina de trabalho nesta fase, pois como descrito no item 4.1.2, o material manipulado é distribuído em tambores plásticos (geralmente oito tambores) para o início do processo. Nos dias em que as concentrações obtidas atingiram o valor mínimo e máximo já mostrados, o material processado foi distribuído em seis tambores (com EEC = 8,9 Bq/m<sup>3</sup>) e dez tambores (com EEC = 249,8 Bq/m<sup>3</sup>). Como sugestão para que a concentração equivalente em

equilíbrio não atingisse valores muito altos, o número de bombonas utilizadas nas atividades da fase de operação (3) poderia ser limitado a oito.

Os valores da dose efetiva comprometida no galpão da Salvaguardas variaram de 0,03 mSv/a a 0,67 mSv/a; o limite superior encontra-se bem acima dos 0,16 mSv sugeridos pela UNSCEAR (UNSCEAR, 1993) para dose efetiva devida à fontes naturais de radiação pela inalação de torônio e filhos, mostrando o nível elevado de radioatividade presente no local e justificando o seu estudo.

Em relação à unidade de purificação de tório, embora as concentrações de torônio e filhos sejam muito maiores que no galpão da Salvaguardas, os valores máximos de dose efetiva comprometida foram de 2 mSv/a, 6 mSv/a e 0,9 mSv/a nas fase de operação (2), (3) e (4), respectivamente, bem abaixo do limite anual de 20 mSv estabelecido pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica em 1990. As doses relativamente baixas devem-se ao menor período de trabalho (abaixo de 8 horas diárias para o qual o limite anual de incorporação é estipulado) praticado pelos trabalhadores desta unidade. Nota-se que a dose máxima recebida na fase de operação (4) não é muito superior ao valor máximo encontrado no galpão da Salvaguardas, pois neste último, o tempo de exposição foi super estimado para que se tivesse uma avaliação restritiva da dose recebida, a favor da segurança do trabalhador, uma vez que não se sabia ao certo a freqüência e o tempo de trabalho no local.

O estudo do novo modelo compartimental para o pulmão (ICRP-66, 1994) juntamente com o modelo bio-cinético do  $^{212}\text{Pb}$  (principal contribuinte para exposição dos trabalhadores) também contribui para uma melhor compreensão do comportamento deste radionuclídeo no interior do corpo quando incorporado por inalação, que é a principal via neste caso. Este estudo proporcionou uma avaliação mais realista dos órgãos expostos e da dose efetiva comprometida recebida pelos trabalhadores.

Os aumentos de 8% na incidência de câncer de pulmão e 2,5% na incidência de cânceres fatais devido à exposição ao torônio no galpão da Salvaguardas, são na verdade, super estimados, pois, como já foi mostrado, considerou-se um período de trabalho de 8 horas diárias por não se conhecer o tempo real de permanência dos trabalhadores neste local. Contudo, as avaliações da concentração de torônio no ar ambiente e a dose efetiva comprometida correspondente não devem ser desprezadas, pois as concentrações obtidas várias vezes ultrapassaram os níveis ambientais.

Na unidade de purificação de tório foram obtidos valores de risco, principalmente para câncer de pulmão, bastante preocupantes, como por exemplo os aumentos de 30% e 82% nos casos desse tipo de câncer, observados nas fases de operação (2) e (3); esses resultados foram obtidos a partir dos maiores valores de concentração obtidos nestas fases. Como mostrado no capítulo 7, se a análise de risco for feita a partir do valor médio da concentração equivalente em equilíbrio, o incremento nos casos de câncer de pulmão na fase de operação (3) seria de 22%, sendo que, nesta fase não foi considerado o valor mais alto de concentração (249,8 Bq/m<sup>3</sup>) no cálculo do risco.

Além disso, deve-se salientar que, durante todo o tempo de monitoração, observou-se que as atividades na fase de operação (2) (carregamento do reator) não são realizadas todos os dias e sim com um intervalo de tempo bastante grande entre um carregamento e outro, ou seja, numa frequência menor do que nas outras fases de operação e que apenas uma vez foi detectada uma concentração equivalente em equilíbrio de torônio tão alta (249,8 Bq/m<sup>3</sup>) na fase de operação (3). Sabe-se ainda, que os trabalhadores operam em turno, o que faz com que um mesmo indivíduo nunca esteja exposto a esse nível de atividade durante o ano todo. Cabe ressaltar que o sistema de turno é adotado em todas as fases de operação da unidade de purificação de tório.

Como proposta para futuros trabalhos, sugere-se a realização deste mesmo estudo, ou seja, da determinação da concentração de torônio no ar e avaliação da dose efetiva comprometida e riscos de câncer associados à essa

exposição em outros ambientes ocupacionais e em áreas de alta radioatividade natural com elevada concentração de tório, pois nessas áreas o risco à saúde devido à inalação do torônio não podem ser desprezados.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- AARNIO, A.P.; ROUTTI, J.T.; SANDBERG, J.V. MicroSAMPO-Personal computer based advanced gamma spectrum analysis system. **J. Radioanal. and Nucl. Chem. Art.**, v. 124, n. 2, p. 457-466, 1988.
- AL-KOFAHL, M.M.; KHADER, B.R.; LEHLOOH, A.D.; KULLAB, M.K.; ABUMURAD, K.M.; AL-BATAINA, B.A. Measurement of Radon 222 in jordanian dwellings. **Nucl. Tracks Radiat. Meas.**, v.20, n.2, p. 377-382, 1992.
- BROWNE, E.; FIRESTONE, R.B. **Table of radioactive isotopes**. University of California, Virginia S. Shirley Editor, 1986.
- CAMPOS, M.P. **Avaliação do impacto radiológico provocado por materiais de construção em moradores de casas populares**. São Paulo:1994. Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
- CAMPOS M.P.; PECEQUILO, B.R.S. Avaliação da dose por inalação de radônio em moradores de casas populares. In: 17a. Reunião de Trabalho sobre Física Nuclear no Brasil, 7-11 de setembro, 1994, Angra dos Reis, RJ. **Proceedings...** Angra dos Reis: RTFN, 1994. P. 23-24.
- CHUNG, W.H.; TOKONAMI, S.; FURUKAWA, M. Preliminary survey on radon and thoron concentration in Korea. **Rad. Prot. Dosim.** v. 80, n. 4, p. 423-426, 1998.
- CLIFF, K.D.; GREEN, B.M.R.; MAWLE, A.; MILES, J.C.H. Thoron daughters concentrations in UK homes. **Rad. Prot. Dosim.**, v. 45, n. (1-4), p. 361-366, 1992.
- CROSS, F.T. Experimental, statistical and biological models of radon carcinogenesis. **Rad. Prot. Dosim.**, v. 45, n.1/4, p. 629-633, 1992.

- CUCULEANU, V.; SONOC, S.; GEORGESCU, M. Radioactivity of radon and thoron daughters in Romania. *Rad. Prot. Dosim.*, v. 45, n. (1-4), p. 483-485, 1992.
- CUNHA, K.M.A.D. *Contribuições ao estudo da exposição ocupacional ao tório no Brasil*. Rio de Janeiro: 1997. Tese (Doutoramento) – Universidade Federal do Rio de Janeiro.
- DOERFFER, K.; UNRAU, P. Cancer genes and risk assessment. *Health Phys.*, v. 75, n. 2, p. 153-158, 1998.
- DUGGAN, M.J. Some aspects of the hazard from airborne thoron and its daughters products. *Health Phys.*, v. 24, p. 301-310, 1973.
- EISENBUD, M. *Environmental radioactivity*. Academic Press, 1987.
- EPA. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY. Risk Assessments Methodology. Environment Impact Statement, NESHAPS for Radionuclides. Background Information Document. Vol.1. *EPA/520/1-89-005*, 1989.
- FALK, R.; MORE, H.; NYBLOM, L. Measuring technique for environmental levels of radon-220 in air using flow-through Lucas cell and multiple time analysis of recorded pulse events. *Appl. Radiat. Isot.*, v.43, n. 1/2, p. 111-118, 1992.
- FLEISHER, R.L.; MOGRO-CAMPERO, A. Integrated radon mapping in the earth – assessment of the  $^{220}\text{Rn}$  signal and its exclusion. *Geophysics*, v. 44, n. 9, p. 1541-1548, 1979.
- FRY, S.A. Studies of U.S. Radium dial workers: an epidemiological classic. *Rad. Res.* 150 (suppl.), S21-S29, 1998.

- FURTADO, V.C. **Sampling airborne radioactivity**. In: AMERICAN CONFERENCE OF GOVERNAMENTAL INDUSTRIAL HYGIENISTS. Air sampling instruments for evaluation of atmospheric contamination. 6<sup>th</sup> ed. Cincinnati, Ohio, 1983.
- GIELSEN, P. Operating manual 4.1. **Inter winner spectroscopy program family version 4.1**, 1998.
- GUO, Q.; SHIMO, M.; IKEBE, Y.; MINATO, S. The study of thoron and radon progeny concentrations in dwellings in Japan. **Rad. Prot. Dosim.**, v. 45, n. (1-4), p. 357-359, 1992.
- GUO, Q.; SHIMO, M.; MINATO, S. IKEBE, Y. Investigation on thoron and radon progeny concentration in living environment and an estimation of their effective doses to the public. **Journal Article**. ISSN 0367-6110, Japan, Sep. 1995. p. 219-226.
- HENSHAW, D.L.; EATOUGH, J.P.; RICHARDSON, R.B. Radon as a causative factor in induction of myeloid leukaemia and others cancers. **EPIDEMIOLOGY**, v. 335, p. 1008-1012, april 28, 1990.
- HORNIK, S. Lung dosimetry – calculation models for the purpose of radiation protection. **KERNTECHNIK**, v.64, n. 1-2, p. 34-38, 1999.
- ICRP-10. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Report of the Committee IV on evaluation of radiation doses to body tissues from internal contamination due to occupational exposure**. Pergamon Press. Londres, 1968. (ICRP-10).
- ICRP-23. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Report of the task group on reference man**. Pergamon Press. Oxford, 1975. (ICRP-23).

ICRP-30. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION.

***Limits for intakes of radionuclides by workers.*** Pergamon Press. Oxford, 1979. (ICRP-30 Part 1).

ICRP- 32. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION.

***Limits for inhalation of radon daughters by workers.*** Pergamon Press. Oxford, 1981. (ICRP-32).

ICRP-34. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION.

***Protection of the patient in diagnostic radiology.*** Pergamon Press. Oxford, 1982. (ICRP-34).

ICRP-50. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION.

***Lung cancer risk from indoor exposure to radon daughters.*** Pergamon Press. Oxford, 1987. (ICRP-50).

ICRP- 60. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION.

***1990 Recommendations of the international commission on radiological protection.*** Pergamon Press. Oxford, 1991. (ICRP-60).

ICRP-65. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION.

***Protection against Radon-222 at home and work.*** Pergamon Press. Oxford, 1993. (ICRP-65).

ICRP-66. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION.

***Human respiratory tract model for radiological protection.*** Pergamon Press. Oxford, 1994. (ICRP-66).

ICRP-67. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION.

***Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides: Part 2 - Ingestion Dose Coefficients.*** Pergamon Press. Oxford, 1994. (ICRP-67).

ICRP-68. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION.

***Dose coefficients for intakes of radionuclides by workers.*** Pergamon Press. Oxford, 1995. (ICRP-68).

ISLAM, G.S.; HAQUE, A.K.F. Measurement of mixed radon and thoron daughter concentrations using alpha and beta activities filtered from air. ***Rad. Meas.***, v. 23, n. 4, p. 737-742, 1994.

KNOLL, G.F. ***Radiation detection and measurement.*** 2<sup>nd</sup> ed. John Wiley & Sons, - Inc., N.Y, 1989.

KNUTSON, O.E.; GEORGE, A.C.; SHEBELL, P.; GOGOLAK, C.V. EML thoron gas measurements. ***Rad. Prot. Dosim.***, v. 56, n. (1-4), p.262-266, 1994.

LAWRENCE, B.L. ***Instrumentation for environmental monitoring.*** Volume 1, Radiation. 2<sup>nd</sup> ed. John Wiley & Sons, Inc., N.Y, 1983.

MAN-YIN, W.T.; CHUNG-CHUEN, L. Indoor and outdoor <sup>222</sup>Rn and <sup>220</sup>Rn daughters in Hong Kong. ***Health Phys.***, v. 53, n. 2, p. 175-180, 1987.

MARTINS, E.A.J. ***Reaproveitamento de valores nos efluentes líquidos das unidades-piloto de urânio e tório.*** Paulo:1990. Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.

MARTZ, D.E.; FALCO, R.J.; LANGNER, Jr., G.H. Time-averaged exposures to <sup>220</sup>Rn and <sup>222</sup>Rn progeny in Colorado homes. ***Health Phys.***, v. 58, n. 6, 1990.

MAUSNER, L.F. Inhalation exposures at a thorium refinery. ***Health Phys.***, v. 42, n. 2, p. 231-236, 1982.

MESQUITA, C.H. ***Manual do Programa AnaComp – Análise Compartmental Auxiliada por Computador.*** Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. São Paulo, 1994.

MIJONES, L.; FALK, R.; MELLANDER, H.; NYBLOM, L. Measurements of thoron and thoron progeny indoors in Sweden. *Rad. Prot. Dosim.*, v. 45, n. (1-4), p. 349-352, 1992.

MINISTÉRIO DA SAÚDE. INSTITUTO NACIONAL DO CÂNCER. *Registros de câncer*. Rio de Janeiro, 1997 disponível na URL:<<http://www.inca.org.br>

MORLIER, J.P.; MORIN, M.; MONCHAUX, G.; JANOT, M.; PINEAU, J.F.; FRITSCH, P. Compared deposition of radon-222 and radon-220 (thoron) progeny and nuclear aberrations in the respiratory tract of rats after exposure under different aerosol conditions. In: IRPA9: 1996 INTERNATIONAL CONGRESS ON RADIATION PROTECTION, April 14-19, 1996, Vienna. *Proceedings...* Horn Austria, 1996. p. 44-46.

NCRP-45. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS. *Natural background radiation in the United States*. Nov. 15, 1975. (NCRP-45).

NCRP-94. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS. *Exposure of the population in the United States and Canada from natural background radiation*. Nov. 15, 1987. (NCRP-94).

NCRP-97. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS. *Measurement of radon and radon daughters in air*. Nov. 15, 1988. (NCRP-97).

NCRP-115. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS. *Risk estimates for radiological protection*. Dec. 31, 1993. (NCRP-115).

NATIONAL RESEARCH COUNCIL. Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiations. *Health risks of radon and other internally deposited alpha-emitters*. National Academy Press, 1988. (BEIR IV).

NERO, A. Earth, air, radon and homes. *Physics Today*, v.42, p.32-39, 1989.

NUCCETELLI, C.; BOCHICCHIO, F. The thoron issue: monitoring activities, measuring techniques and dose conversion factors. *Rad. Prot. Dosim.* v. 78, n. 1, p. 59-64, 1998.

PETER, J.E. Analysis of radon and thoron daughter concentrations in air by continuous alpha spectroscopy. *Rad. Prot. Dosim.*, v. 56, n. (1-4), p. 267-270, 1994.

PORSTENDORFER, A.W.; SCHRAUB, A. The influence of exhalation ventilation and deposition processes upon the concentration of radon ( $^{222}\text{Rn}$ ), thoron ( $^{220}\text{Rn}$ ) and their decay products in room air. *Health Phys.*, v. 34, p. 465-473, 1978.

PORSTENDORFER, J. Properties and behaviour of radon and thoron and their decay products in the air. In: FIFTH INTERNATIONAL SYMPOSIUM ON THE NATURAL RADIATION ENVIRONMENT, 1993, Luxembourg. *Proceedings...* Belgique, 1993. p. 44-46.

PUSKIN, J.S. An analysis of the uncertainties in estimates of radon-induced lung cancer. *Risk analysis*, V. 12, n. 2, p. 277-285, 1992.

REINEKING, A.; BUTTERWEECK, G.; KENSTEN, J.; POSTENDORFER, J. Thoron gas concentration and aerosol characteristics of thoron decay products. *Rad. Prot. Dosim.*, v. 45, n. 1-4, p. 353-356, 1992.

RICHARDSON, R.B.; EATOUGH, J.P HENSHAW, D.L. Dose to red marrow from natural radon and thoron exposure. *The British J. of Radiology*, v. 64, p. 608-624, 1991.

RIEDEL, W.; EISENMENGER, A. Problems in monitoring for thorium intakes by workers. *KERNTECHNIK*, v. 64, n. 1-2, p. 72-85, 1999.

- RON, E. Ionizing radiation and cancer risk evidence from epidemiology. **Rad. Res.** 150 (suppl.), S30-S41, 1998.
- ROUTTI, J.T. **Sampo, a Fortran IV program for computer analysis of gamma-ray from Ge(Li) detectors and others spectra with peaks.** 1969. UCRL-19452.
- SS-43. SAFETY SERIES 43. **Manual on radiological safety in uranium and thorium mines and mills.** Viena, 1976.
- SAMET, J.M.; HORNING, R.W. Review of radon and lung cancer risk. **Risk Analysis**, v.10, n.1, p. 65-75, 1990.
- SCHERY, S.D. Measurements of airborne  $^{212}\text{Pb}$  and  $^{220}\text{Rn}$  at varied indoor locations within the United States. **Health Phys.**, v. 49, n. 6, p. 1061-1067, 1985.
- SOLOMON, S.B. A radon progeny sampler for the determination of effective dose. **Rad. Prot. Dosim.**, v. 72, n. 1, p. 31-42, 1997.
- STAPLEX Air Sampler. **Owner's Manual**, 1994.
- STEINHAUSLER, F.; HOFMANN, W.; LETTNER, H. Thoron exposure of man: a negligible issue? **Rad. Prot. Dosim.**, v. 56, n. (1-4), p.127-131, 1994.
- STRANDEN, E. Thoron and radon daughters in different atmospheres. **Health Phys.**, v. 38, p. 377-785, 1980.
- THIESSEN, N.P. Alpha particle spectroscopy in radon/thoron progeny measurements. **Health Phys.**, v. 67, n. 6, p. 632-640, 1994.
- TSO, M.-Y. W.; CHUNG-CHUEN, L. Indoor and outdoor  $^{222}\text{Rn}$  and  $^{220}\text{Rn}$  daughters in Hong Kong. **Health Phys.**, v. 53, n. 2, p.175-180, 1987.

UNSCEAR. United Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation.

**Sources, effects and risks of ionizing radiation.** New York, U.N., 1988.

UNSCEAR. United Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation.

**Sources, effects and risks of ionizing radiation.** New York. U.N., 1993.

VENTURINI, L. Comunicação pessoal.

VENTURINI, L.; VANIN, V.R. HPGe detector efficiency calibration for extended sources in the 50-1400 keV energy range. **Appl. Rad. Isot.** v. 44, p. 993-1002, 1993.

WALKER, F.W.; PARRINGTON, J.R.; FREINER, F. **Nuclides and isotopes. Chart of nuclides.** General Electric Nuclear Energy, 1989.

YU, K.N.; GUAN, Z.J.; YOUNG, E.C.M.; STOKES, M.J. Measurements of tracheobronchial dose from simultaneous exposure to environmental radon and thoron progeny. **Health Phys.**, v. 75, n.2, p. 153-158, 1998.

ZARCONE, M.J.; SCHERY, S.D.; WILKENING, M.H.; McNAMEE, E. A comparison of measurements of thoron, radon and their daughters in a test house with model predictions. **Atmos. Environment**, v. 20, n. 6, p. 1273-1279, 1986.

ZHANG, C.; LUO, D. Measurement of mixed radon and thoron daughter concentrations in air. **Nucl. Instrum. and Meth.**, 215, p. 481-488, 1983.

The logo for IPEN (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares) features the word "ipen" in a bold, lowercase, sans-serif font. Above the letters "i" and "p" are stylized horizontal lines that suggest a nuclear symbol or a particle path.The logo for the Brazilian Federal Government consists of the words "GOVERNO FEDERAL" in a bold, uppercase, sans-serif font. The text is centered between two vertical bars of equal height, one on each side.

***Instituto de pesquisas energéticas e nucleares***

Travessa "R", nº 400 - Cidade Universitária - Butantã  
São Paulo - CEP: 05508-900  
Tel: (011) 816-9000 - Fax: (011) 212-3546  
<http://www.ipen.br>

O Ipen é uma autarquia vinculada à Secretaria de Ciência, Tecnologia e Desenvolvimento Econômico do Estado de São Paulo, gerida técnica, administrativa e financeiramente pela Comissão Nacional de Energia Nuclear e associada à Universidade de São Paulo, para fins de ensino de Pós-Graduação.