

INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA
SECRETARIA DA CULTURA, CIÊNCIA E TECNOLOGIA
AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**ESTIMATIVA DA CARGA CORPORAL DE URÂNIO E DOSE EQUIVALENTE
CONCOMITADA A PARTIR DOS RESULTADOS DE ANÁLISES
RADIOTOXICOLÓGICAS DE URINA**

Tomie Hirayama

**Dissertação apresentada ao Instituto de
Energia Atômica como parte dos
requisitos para a obtenção do Grau de
"Mestre - Área Tecnologia Nuclear".**

Orientador: Dr. Gian-Maria A. A. Sordi

**São Paulo
1978**

INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA
SECRETARIA DA CULTURA, CIÊNCIA E TECNOLOGIA
AUTARQUIA ASSOCIADA A UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

ESTIMATIVA DA CARGA CORPORAL DE URÂNIO E DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA
A PARTIR DOS RESULTADOS DE ANÁLISES RADIOTOXICOLÓGICAS DE URINA

TOMIE HIRAYAMA



Dissertação apresentada ao Instituto
de Energia Atômica como parte dos
requisitos para obtenção do grau de
" Mestre - Área Tecnologia Nuclear "

Orientador : Dr. GIAN-MARIA A. A. SORDI

SÃO PAULO

1978

A minha mãe

Ao meu pai

e

ao Dr. Walter Stephen Snyder

"in memoriam"

AGRADECIMENTOS

Ao Doutor Walter S. Snyder, cuja preciosa colaboração no início deste trabalho possibilitou a sua realização.

Ao Doutor Gian-Maria A.A. Sordi, pela orientação, incentivo e confiança.

Ao Instituto de Energia Atômica, na pessoa de seu Superintendente, Professor Doutor Romulo Ribeiro Pieroni, pela oportunidade.

Ao Pessoal do Centro de Proteção Radiológica e Dosimetria pela amizade.

A todos que, direta ou indiretamente, colaboraram na realização deste trabalho.

I N D I C E

RESUMO

ABSTRACT

	PÁGINA
1. INTRODUÇÃO	1
1.1. AVALIAÇÃO DA DOSE RECEBIDA PELOS INDIVÍDUOS.....	1
1.2. RELAÇÃO ENTRE MEDIDAS "IN VITRO" E O CONTEÚDO NO CORPO..	5
1.2.1. DESCRIÇÃO DO COMPORTAMENTO BIOLÓGICO DO TRÍTIO POR ANÁLISE COMPARTIMENTAL.....	6
1.2.2. DESCRIÇÃO DO COMPORTAMENTO BIOLÓGICO DO IODO POR ANÁLISE COMPARTIMENTAL.....	10
1.3. FUNÇÃO DE RETENÇÃO E CÁLCULO DE DOSE PARA O PLUTÔNIO.....	12
1.4. IMPORTÂNCIA DO URÂNIO NO DESENVOLVIMENTO TECNOLÓGICO ATUAL.....	19
1.5. OBJETIVO.....	23
2. CARACTERÍSTICAS DO URÂNIO	24
2.1. URÂNIO NA NATUREZA.....	24
2.2. PROPRIEDADES FÍSICAS DO URÂNIO.....	25
2.3. PROPRIEDADES QUÍMICAS DO URÂNIO.....	26
2.4. COMPORTAMENTO BIOLÓGICO DO URÂNIO.....	33
2.4.1. VIAS DE PENETRAÇÃO NO ORGANISMO.....	33
2.4.1.1. INALAÇÃO.....	34
2.4.1.2. INGESTÃO.....	45
2.4.1.3. ABSORÇÃO ATRAVÉS DA PELE.....	45
2.4.1.4. PENETRAÇÃO PELOS OLHOS.....	46
2.4.2. DISTRIBUIÇÃO NO ORGANISMO.....	47
2.4.3. ELIMINAÇÃO DO ORGANISMO.....	50
2.5. CARGAS CORPORAIS MÁXIMAS PERMISSÍVEIS E CONCENTRAÇÃO MÁ XIMA PERMISSÍVEL NO AR E NA ÁGUA PARA O URÂNIO NATURAL..	50
3. MODELOS DE RETENÇÃO E EXCREÇÃO.....	53
3.1. MODELOS METABÓLICOS CORRELACIONANDO O CONTEÚDO DE URÂNIO NO CORPO COM A FRAÇÃO EXCRETADA.....	53

	PÁGINA
3.2. FUNÇÃO DE POTÊNCIA.....	57
3.3. FUNÇÃO EXPONENCIAL.....	61
4. EQUAÇÕES DE EXCREÇÃO, RETENÇÃO E CÁLCULO DE DOSE PARA O URÂNIO.	65
4.1. DESCRIÇÃO DO MÉTODO.....	65
4.2. CASOS A SEREM ANALISADOS.....	67
4.3. DESENVOLVIMENTO DAS EQUAÇÕES DE EXCREÇÃO.....	71
4.4. DESENVOLVIMENTO DAS EQUAÇÕES DE RETENÇÃO E CARGA CORPORAL.....	81
4.5. DESENVOLVIMENTO DAS EQUAÇÕES PARA O CÁLCULO DA DOSE.....	82
5. RESULTADOS.	85
5.1. CÁLCULO DA FRAÇÃO DE URÂNIO EXCRETADA DURANTE O PRIMEIRO DIA APÓS A ASSIMILAÇÃO.....	85
5.2. DETERMINAÇÃO DOS PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES.....	86
5.3. CÁLCULO DA CARGA CORPORAL E DA DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA.....	88
6. DISCUSSÃO DOS RESULTADOS E CONCLUSÕES.	113
6.1. DETERMINAÇÃO DOS PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES.....	113
6.2. AVALIAÇÃO DA DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA.....	114
6.3. COLETA DE URINA.....	116
7. SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS.	117
8. PARTES ORIGINAIS DO PRESENTE TRABALHO.	118
APÊNDICE 1.	119
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.	121

R E S U M O

Quando indivíduos são expostos acidentalmente a compostos de urânio, a principal via de incorporação é a respiratória.

A deposição e eliminação das partículas inaladas são influenciadas pelas características químicas, físicas e biológicas do urânio.

Os principais órgãos de deposição dos compostos de urânio assimilados são o rim, o pulmão e o osso, com meias vidas biológicas de aproximadamente $6,62 \pm 0,95$, $72,6 \pm 2,2$ e 322 ± 6 dias respectivamente.

Dos resultados das análises radiotoxicológicas em urina, desenvolveu-se uma função de excreção do urânio, via urina, que é composta de tres termos exponenciais, correspondentes aos tres órgãos de deposição.

Foi efetuada uma estimativa da dose equivalente concomitada, utilizando-se:

1º - as meias-vidas e a fração excretada sugeridas pela I.C.R.P. ,

2º - a fração excretada média, calculada dos dados experimentais,

3º - a meia-vida no rim e a fração $y_u(1)$ excretada durante o primeiro dia,

4º - a meia-vida no rim e no pulmão e $y_u(1)$ experimentais e, finalmente, utilizando todos os parâmetros do indivíduo, obtendo-se portanto, nesta quinta determinação um valor mais fidedigno da dose equivalente concomitada em função do metabolismo particular do indivíduo.

A B S T R A C T

The principal way of intake when individuals are accidentally exposed to the uranium compounds is the respiratory one.

The deposition and clearance of the inhaled particles are influenced by the chemical, physical and biological characteristics of uranium.

Kidney, lung and bones are the principal organs of deposition of absorbed uranium compounds, whose biological half-lives are approximately $6,62 \pm 0,95$, $72,6 \pm 2,2$ and 322 ± 6 days respectively.

An excretion function for the urinary pathway of uranium was developed through the results of radiotoxicological urinalysis. This function is composed by three exponential terms, corresponding to the three organs of deposition.

An estimation of the committed dose equivalent was carried out by utilizing:

1st - half-lives and the excreted fraction suggested by I.C.R.P.,
2nd - the average excreted fraction calculated from experimental data,
3rd - half-life in the kidney and the fraction $y_u(1)$ excreted during the first day, experimentally determined,
4th - experimental half-lives in the kidney and lung and $y_u(1)$, and finally by utilizing all parameters of the individual, obtaining therefore, through this fifth determination a more reliable value of the committed dose equivalent in function of the particular metabolism of the individual.

1. INTRODUÇÃO

1.1. AVALIAÇÃO DA DOSE RECEBIDA PELOS INDIVÍDUOS

Os riscos provenientes das radiações ionizantes para os seres vivos são conhecidos há quase um século, mas a exposição estava, até 1940, restrita a um pequeno número de especialistas e os problemas de radioproteção eram, até então, bastante limitados.

Após a última guerra mundial, verificou-se uma ampliação no emprego das radiações em todos os aspectos do conhecimento humano: aumentou consideravelmente o uso das irradiações com objetivos médicos, ampliou-se o campo da utilização dos raios X e γ , houve um grande desenvolvimento no campo da ciência nuclear, difundiu-se o uso dos radioelementos nas indústrias e ocorreram várias precipitações radioativas no ambiente em virtude de explosões nucleares experimentais.

Em vista desse desenvolvimento, os efeitos das radiações ionizantes, sobre a população, devem ser controlados e, estudos de técnicas de Proteção Radiológica devem ser desenvolvidos no sentido de limitar os riscos e prevenir os acidentes causados pelos elementos radioativos. Essas

precauções visam atender não somente o público mas também os profissionais que trabalham em atividades nucleares.

As radiações ionizantes podem afetar o organismo de duas formas principais: /16,40,53/

1. *Por irradiação externa, aguda ou crônica*, que é determinada por uma fonte de radiação situada na parte exterior do organismo e a certa distância deste;
2. *Por irradiação interna, aguda ou crônica*, ligada à contaminação radioativa do organismo que se produz pela introdução dos radioelementos por via respiratória, digestiva ou cutânea.

As técnicas utilizadas para avaliar a dose recebida pelos indivíduos e seus possíveis efeitos biológicos vão variar dependendo do tipo de irradiação. Se for externa o indivíduo deverá carregar um dosímetro em um lugar específico do corpo a fim de estimar a quantidade de radiação que o atingirá /16,35,53/. Se for interna é necessário utilizar métodos para a estimativa da quantidade, de material radioativo, depositada nos diversos órgãos do corpo humano, e a partir daí avaliar a possível dose que este conteúdo de radionuclídeo provocará, até seu completo decaimento, tanto do ponto de vista físico, ditado pela sua meia vida radioativa como biológico, determinado pela velocidade de eliminação do organismo /16,49/.

Será descrito a seguir sucintamente os principais sistemas dosimétricos utilizados nos dois casos /3,4,16,49/.

- a. *Sistemas dosimétricos para irradiação externa.*

Os dosímetros para avaliar a quantidade de radiação prove

niente de fontes externas podem estar agrupados em duas categorias:

Aqueles que são utilizados para o cálculo da dose acumulada do indivíduo durante o período de trabalho ocupacional, que possuem uma técnica de leitura mais demorada, mas mais precisa. Nesta categoria estão incluídos os filmes dosimétricos, os dosímetros termoluminescentes, os dosímetros radiofotoluminescentes, etc...

A outra categoria de dosímetros pessoais é aquela em que os dosímetros são utilizados para o aviso, quando o indivíduo entra em um campo de radiação, cujo nível está acima do limite permissível. Estes dosímetros possuem sistema de leitura direta e imediata, mas são menos precisos do que aqueles para o cálculo da dose acumulada. Os dosímetros de bolso e dosímetros sonoros estão incluídos nesta categoria.

b. *Sistemas dosimétricos para irradiação interna.*

Em casos de irradiação interna provocada pela incorporação de radioelementos no organismo, as técnicas utilizadas para se avaliar o conteúdo depositado nos diversos órgãos do corpo são: a análise ambiental, a medida " *in vivo* " e a medida " *in vitro* ".

Alguma indicação da dose recebida por um indivíduo pode ser obtida fazendo a monitoração de seu ambiente /25,52/. A fim de aplicar os resultados de tais monitorações, ao indivíduo, deve-se conhecer o tempo de permanência na área em questão, detalhes de seu movimento e mudanças

nas condições ambientais em relação ao tempo, além da necessidade de conhecer a quantidade de ar contaminado que o indivíduo respirou.

A menos que estes fatores sejam conhecidos com precisão, não pode ser posta completa confiança na monitoração ambiental, ainda que os instrumentos de monitoração deem avisos adequados de qualquer mudança nas condições de exposição.

As amostragens de ar são baseadas na suposição de que a atividade da amostra coletada seja representativa da atividade de ar inalado. Uma vez que a concentração da atividade no ar que o indivíduo respira pode ser variável, é necessária a amostragem na zona onde o indivíduo se encontra, utilizando aparelhos portáteis ou semi-portáteis.

No caso de incorporação de radionuclídeos emissores γ , a medida do conteúdo no corpo pode ser realizada diretamente por meio de um contador de corpo inteiro, que utiliza um detetor de NaI acoplado a um multi-canal. Este tipo de medida é denominada de medida " *in vivo*."

Para radionuclídeos que emitem raio X e raio β energéticos, para a realização das medidas " *in vivo* " requer uma aparelhagem mais sofisticada, utilizando-se além do cristal de NaI uma camada de CsI.

Para radionuclídeos emissores α , ou β de baixa energia é necessário utilizar outro método para avaliar o conteúdo de radionuclídeo no corpo, pois não é possível realizá-la por medidas diretas " *in vivo* ".

Como o organismo humano sofre um processo con

tínuo de troca com o meio externo, todos os elementos contidos dentro do corpo serão liberados por diferentes vias, mas principalmente através do trato gastro intestinal(TGI) e rins. Se substâncias ativas estiverem contidas no organismo , elas serão em parte excretadas, e serão encontradas na urina e fezes. Então pela medida da atividade das excretas é possível estimar a quantidade de substância radioativa no corpo /48,54/. Este método é denominado de " in vitro " e possibilita a medida de qualquer radionuclídeo, independentemente do tipo e energia da radiação emitida.

A escolha da excreta a ser analisada, dependerá do radionuclídeo incorporado e muitas vezes de sua via de acesso ao organismo. Para o urânio e o trítio a melhor escolha recai sobre a urina /57/.

Por este método pode se conhecer, por exemplo a quantidade do radioelemento incorporado, que está sendo excretado via urina, mas não nos diz o quanto foi depositado nos diversos órgãos. Então é necessário desenvolver um método onde se utiliza os resultados do conteúdo nas excretas, para se avaliar o quanto foi incorporado pelo indivíduo.

1.2. RELAÇÃO ENTRE MEDIDAS " IN VITRO " E O CONTEÚDO NO CORPO.

Para se poder avaliar o conteúdo de um radionuclídeo no organismo, partindo dos resultados das análises radiotoxicológicas das excretas é necessário conhecer inicialmente uma série de propriedades do material assimilado pelo indivíduo /42/.

As primeiras propriedades que sobressaem são a forma física, química e a solubilidade no organismo do radioelemento que se incorpora, segundo uma via de penetração. Dependendo desses fatores, as quantidades eliminadas nas excretas podem ser diferentes /2,13,17,46,48/. Uma vez incorporado é necessário conhecer o metabolismo do radionuclídeo, e os órgãos nos quais há maior afinidade para se depositarem, antes de sua eliminação.

Esse problema torna-se cada vez mais complexo quanto maior o número de órgãos envolvidos, em cada caso particular.

A solução atual desse problema encontra-se nas equações da análise compartimental. Por esta análise supõe-se que cada órgão é um compartimento estanque para o qual se dirige um determinado radioelemento, podendo uma fração ficar retida e outra ser eliminada. Com esses compartimentos cria-se um fluxograma desde a incorporação de um material radioativo até a sua eliminação /53/.

Deve-se associar ao fenômeno de eliminação, de material radioativo, do compartimento dois fatores que determinam o decaimento da quantidade de radionuclídeo. Esses fatores são o decaimento radioativo, e a eliminação metabólica, via excreta, que são definidos pela meia vida física e biológica respectivamente /16,53/.

A título de ilustrar, a simplicidade ou complexidade da utilização de análise compartimental para descrever o comportamento biológico de um radioelemento particular, dar-se-ão dois exemplos muito conhecidos e amplamente utilizados que são o trítio, ^3H , que pode ser associado a um modelo de 2 compartimentos /67/ e o iodo que está associado a um modelo de 3 compartimentos /43,53/.

1.2.1. Descrição do comportamento biológico do trítio por análise

líse compartmental /36,53,67/

O curso metabólico da HTO, *água tritiada*, é relativamente bem conhecido. Os numerosos experimentos com animais e os experimentos com seres humanos, sugerem que a HTO introduzida no organismo, torna-se parte dos fluidos do corpo e é eliminada principalmente via urina.

Thompson (1953) /67/ observou, em experiências com animais expostos à HTO, que a retenção no organismo poderia ser representada por uma soma de duas exponenciais. Além desse trabalho experimental, outros pesquisadores /67/ relataram um caso de um indivíduo que foi exposto ao trítio por um período de 8 meses. Desse caso verificaram que alguma fração da HTO que entra no corpo não é eliminada, na taxa característica da água do corpo, sendo que esta fração poderá ficar retida em certos tecidos do corpo por um tempo específico.

A fração de trítio do organismo, eliminada via urina descrita pelo modelo da soma de duas exponenciais, é dada pela equação que representa a curva de excreção urinária:

$$y_u(t) = 5,3 \cdot 10^6 \cdot e^{-(0,693/8,7)t} + 2,3 \cdot 10^4 \cdot e^{-(0,693/34)t}$$

onde: $y_u(t)$ representa a concentração de HTO na urina, e t é o tempo em dias após a exposição.

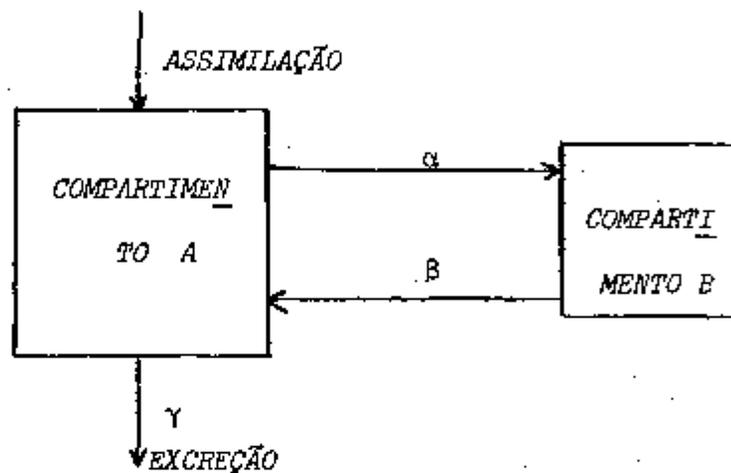
Baseados na equação da função de excreção da HTO, foi desenvolvido um modelo de 2 compartimentos para o metabolismo do trítio que está descrito esquematicamente na figura 1.1.

Neste modelo assume-se que uma quantidade de HTO é introduzida no sistema no tempo $t=0$. As funções $A(t)$ e $B(t)$ representam a

quantidade presente nos respectivos compartimentos. A taxa de troca α , β e a taxa de excreção γ representam frações do conteúdo do compartimento, que foi trocado ou excretado por unidade de tempo e, portanto, são constantes positivas.

-FIGURA 1.1 -

Diagrama esquemático de um sistema de dois compartimentos



As equações diferenciais que governam tal sistema são as seguintes:

$$\frac{dA(t)}{dt} = \beta B(t) - (\alpha + \gamma) A(t) \quad (1.2)$$

$$\frac{dB(t)}{dt} = \alpha A(t) - \beta B(t)$$

As soluções dessas equações com $A(0)=1$ e $B(0)=0$, como condições iniciais é dada por:

$$A(t) = \left[(\beta - h) e^{-ht} + (k - \beta) e^{-kt} \right] / (k - h)$$

$$B(t) = \alpha \left[\left(e^{-ht} - e^{-kt} \right) \right] / (k - h) \quad (1.3)$$

onde k e h são as duas raízes da equação quadrática:

$$x^2 - (\alpha + \beta + \gamma)x + \beta\gamma = 0 \quad (1.4)$$

então

$$k = \left[\alpha + \beta + \gamma + \sqrt{(\alpha + \beta + \gamma)^2 - 4\beta\gamma} \right] / 2$$

$$h = \left[\alpha + \beta + \gamma - \sqrt{(\alpha + \beta + \gamma)^2 - 4\beta\gamma} \right] / 2 \quad (1.5)$$

Pode-se verificar facilmente que as raízes são positivas, e k é maior do que h . É também fácil verificar que:

$$\beta - k < 0 < \beta - h \quad (1.6)$$

Então conclui-se que $A(t)$ é a soma dos dois termos exponenciais com coeficientes positivos e $B(t)$ é a diferença de tais termos

Do ajuste dos dados, pelo método dos mínimos quadrados, foi observado que os coeficientes das exponenciais são: $5,3 \cdot 10^6$ e $2,3 \cdot 10^4$ $\text{desint. min}^{-1} \cdot \text{ml}^{-1}$. Foram determinados por meio da curva de excreção normalizada para a unidade de assimilação os valores:

$$r = 0,9957 = (k - \beta) / (k - h) \quad (1.7)$$

$$1 - r = (\beta - h) / (k - h)$$

Os valores de k e h podem ser determinados por meio da curva de excreção ou pelo ajuste dos dados pelo método dos mínimos quadrados.

Da equação (1.5) e (1.7), obtiveram:

$$\alpha = \frac{r(1-r)(k-h)^2}{r h + (1-r)k} = 7,3 \cdot 10^{-4}$$

$$\beta = r h + (1 - r) k \quad (1.8)$$

$$\gamma = \frac{h k}{r h + (1 - r) k} = 0,079$$

As avaliações numéricas, dadas nas equações (1.8) foram obtidas usando os valores:

$$k = \frac{0,693}{8,7} \quad ; \quad h = \frac{0,693}{34} \quad ; \quad r = \frac{5,3 \cdot 10^6}{2,3 \cdot 10^4 + 5,3 \cdot 10^6} = 0,9957$$

Para estimar a dose para os tecidos que representam os dois compartimentos, é necessário se conhecer a massa desses tecidos. Na ausência de qualquer evidência biológica sobre o compartimento representado por $B(t)$, assume-se que a HTO metaboliza-se do mesmo modo que a H_2O . Esta suposição pode ser usada para estimar o conteúdo de H_2O no compartimento B, e uma dose pode ser calculada em base nesse conteúdo de água.

1.2.2. Descrição do comportamento biológico do iodo por análise compartmental / 36,43,56 /

Um modelo de 3 compartimentos para o iodo, tem sido utilizado para calcular a carga da tireóide e a taxa de excreção urinária para os radioiodos com número de massa de 123 a 135 tanto para modelos de exposição crônica como aguda, por inalação /43/.

As cargas da tireóide calculadas são usadas, em conjunto com valores para o homem de referência/36,38/, para calcular os Limites Anuais de Assimilação e as Concentrações Derivadas no ar para exposição ocupacional por inalação.

O modelo é descrito esquematicamente na figura 1.2. Baseado neste esquema, foram desenvolvidas 3 equações diferenciais que re

presentam a função de eliminação dos 3 compartimentos:

$$\frac{dI(t)}{dt} = - (\lambda_1 + \lambda_2 + \lambda_r) I(t) + \lambda_4 O(t) + X(t) \quad (1.9)$$

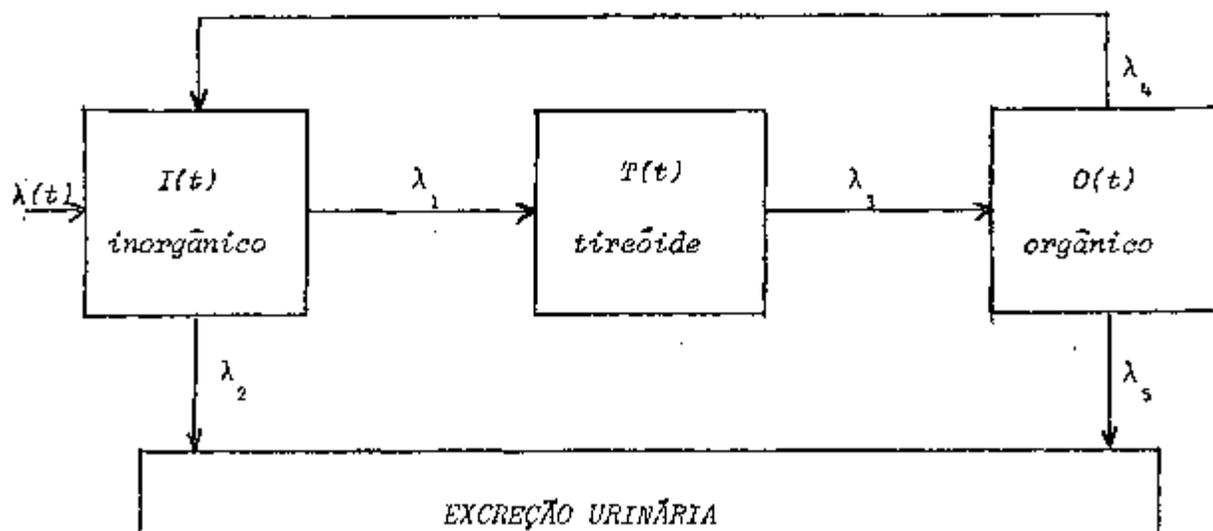
$$\frac{dT(t)}{dt} = \lambda_1 I(t) - (\lambda_3 + \lambda_r) T(t) \quad (1.10)$$

$$\frac{dO(t)}{dt} = \lambda_3 T(t) - (\lambda_4 + \lambda_5 + \lambda_r) O(t) \quad (1.11)$$

onde $I(t)$, $T(t)$ e $O(t)$ são as atividades nos compartimentos: inorgânico, tireóideo e orgânico, respectivamente e $X(t)$ é a taxa de assimilação da atividade pelo compartimento inorgânico. $\lambda_1 + \lambda_5$ são as constantes de eliminação e λ_r é a constante de decaimento radioativo do radioiodo em questão.

- FIGURA 1.2 -

Modelo de 3 compartimentos para o metabolismo do Iodo no homem



Para propósito da utilização deste modelo, assume-se que qualquer assimilação de radioiodo é transferida imediatamente para o compartimento inorgânico. Esta suposição pode resultar em um aumento no valor da taxa de absorção que é de aproximadamente 95%, independentemente da via de penetração. Assume-se, também que a única via de perda do radioiodo é pela excreção urinária.

A taxa de excreção urinária é portanto dado por:

$$E_u(t) = -\lambda_2 I(t) - \lambda_5 O(t) \quad (1.12)$$

e a taxa de assimilação por:

$$X(t) = C(t) B(t) \quad (1.13)$$

para exposição por inalação, onde $C(t)$ é a concentração no ar e $B(t)$ é a taxa de respiração para o homem referência e $X(t)$ é igual também para a exposição por ingestão.

1.3. FUNÇÃO DE RETENÇÃO E CÁLCULO DE DOSE PARA O PLUTÔNIO/29,45,56/

As equações de retenção de materiais radioativos em órgãos específicos, e as suas respectivas funções de excreção, já são estabelecidas, para a maioria dos radionuclídeos ou pelo menos para aqueles de maior interesse.

Para alguns elementos, foram ainda desenvolvidos programas de computador para se avaliar a carga e a dose provocada no indivíduo que incorporou material radioativo. Dentre eles deve-se citar o plutônio, que além de ser justamente o radioelemento de maior radiotoxicidade é ainda o material estratégico obtido no reprocessamento dos materiais combustíveis

e é usado para artefatos nucleares. Em virtude deste fato e de outros que veremos a seguir desenvolver-se-á com maiores detalhes o caso do plutônio e os programas de computador desenvolvidos.

De acordo com a Comissão Internacional de Proteção Radiológica, ICRP, /35/ e com BEACH e DOLPHIN /6/, a função de excreção, para uma única assimilação, de compostos solúveis de plutônio é:

$$Y_u(t) = 0,0041 e^{-0,67 t} + 0,0016 t^{-0,68} \quad (1.14)$$

onde $Y_u(t)$ é a fração do conteúdo inicial no corpo, excretado por unidade de tempo na urina, após um tempo t da assimilação.

A fração do conteúdo inicial no corpo, excretado por unidade de tempo nas fezes, é dada pela relação:

$$Y_f(t) = 0,004 e^{-0,46t} + 0,004 t^{-1} \quad (1.15)$$

Baseado em determinações experimentais, LANGHAM /42/, desenvolveu as equações "função de potência", para a eliminação do plutônio contido no corpo, em virtude de uma exposição aguda e única. As equações são:

$$Y_u(t) = 0,0023 t^{-0,77} \quad (1.16)$$

$$Y_f(t) = 0,0063 t^{-1,09} \quad (1.17)$$

onde $Y_u(t)$ e $Y_f(t)$ são as frações da quantidade inicial de plutônio, excretada por dia na urina e nas fezes respectivamente, e t é o tempo em dias após a exposição. Essas equações foram utilizadas, pelo autor, no intervalo de $1 < t < 138$ dias.

Baseando-se nestas equações de excreção, LANGHAM, et alii /44,45/

HEALY /29/ e OSANOV et alii /56/ desenvolveram métodos para a estimativa da carga corporal.

O método desenvolvido por LANGHAM et alii /45/ para o cálculo da carga corporal, após uma única assimilação, por via respiratória, ou penetração através de feridas, de compostos facilmente solúveis, é baseada nas equações de excreção de Beach e Dolphin, equação (1.14) e (1.15), e nas equações de Langham, equação (1.16) e (1.17).

Neste método a relação da quantidade de plutônio absorvido A , com a quantidade diária excretada, na urina E_u é dada pela equação:

$$E_u = Y_u(t) A \quad (1.18)$$

que é usada para uma rápida estimativa preliminar.

O modelo de Healy, para a estimativa da carga de plutônio no pulmão a partir da análise de excreção /29/ é baseado na suposição de que a quantidade Q retida no órgão após uma assimilação aguda de uma quantidade Q_0 , de um composto insolúvel, num tempo t , é dada pela equação:

$$Q = Q_0 e^{-\lambda t} \quad (1.19)$$

sendo λ a taxa de eliminação total. Esta taxa deverá ser considerada como sendo composta de 2 componentes: (1) solubilização e transferência direta para a corrente sanguínea (λ_s); e (2) transferência pela ação ciliar (λ_c)

Então $\lambda = \lambda_s + \lambda_c$. Assume-se que $\lambda = \lambda_s$ pois $\lambda_c \ll \lambda_s$.

A taxa de transferência I , deste material para a corrente sanguínea é dada por:

$$I = \lambda_B Q_0 e^{-\lambda t} \quad (1.20)$$

Assumindo que a eliminação do plutônio do sangue via urina segue a equação de Langham, equação (1.16), a taxa de excreção urinária $E_u(\lambda, t)$ é dada por:

$$E_u(\lambda, t) = 0,002 \lambda_s Q_0 \int_0^t e^{-\lambda_B(t-\tau)} e^{-0,74\tau} d\tau \quad (1.21)$$

A expressão a ser integrada, na equação (1.21) é desenvolvida em uma série de potência e integrada termo a termo, como se vê a seguir:

$$E_u(t) = Q_0 F(\lambda, t) G(t) \quad (1.22)$$

$$F(\lambda, t) = e^{-\lambda t} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{(\lambda t)^n}{(n-0,74)(n-1)!}$$

$$G(t) = 4,44 t^{-0,74}$$

Na equação (1.22), Q_0 é o número de nCi da carga total sistêmica e t o número de dias. $E_u(t)$ é obtido em $\text{desint. min}^{-1} \text{dia}^{-1} \text{nCi}^{-1}$.

A confiabilidade dessa estimativa depende do grau de precisão do valor de λ , que poderá ser determinado pelo uso das constantes de eliminação, para os compostos de diferentes solubilidades, dado pela ICRP - modelo do pulmão /39/.

Deverá ser levado em conta, que nos primeiros dias uma fração de plutônio solúvel deverá estar presente, a qual dará uma taxa de excreção mais alta. Esta fração é excretada de acordo com a função de excreção de Langham e deverá ser subtraída da excreção total para a estimativa da carga do pulmão.

Deve-se notar que o modelo de Healy não é muito preciso e depende da validade da equação (1.20). Esta se baseou em 2 vias de transferência

do pulmão enquanto que o modelo da ICRP /39/ apresenta um número muito maior de vias de transferência.

Baseado em um detalhado modelo multicompartimental, OSANOV et alii /56/ determinaram uma razão $\theta(t)$, entre o conteúdo de plutônio no corpo inteiro $q(t)$ e a taxa de excreção diária pela urina $E_u(t)$.

$$\theta(t) = \frac{q(t)}{E_u(t)} \quad (1.23)$$

Este modelo é descrito por um sistema de equações diferenciais lineares com coeficientes constantes.

A taxa de assimilação $I(t)$ será a solução do sistema das equações diferenciais. Para a fração excretada por unidade de tempo via urina $Y_u(t)$, após uma única exposição, utiliza-se a função de potência:

$$Y_u(t) = 0,0016 t^{-0,68} \quad (1.24)$$

Das equações (1.23) e (1.24), desenvolveram a seguinte expressão analítica para a taxa de excreção diária $E_u(t)$:

$$E_u(t) = \sum_{j=1}^3 \left[k_j e^{-(\lambda_j t)^{1-\beta}} \phi(1-\beta, 2-\beta, \lambda_j t) + k_4 e^{-(\lambda_3 t)^{2-\beta}} \phi(1-\beta, 3-\beta, \lambda_3 t) \right] \quad (1.25)$$

$$k_1 = \alpha a M_3 \lambda_1 (1-\beta)^{-1}$$

$$k_2 = \alpha c M_4 \lambda_2 (1-\beta)^{-1}$$

$$k_3 = \alpha e M_5 \lambda_3 (1-\beta)^{-1}$$

$$k_4 = \alpha i h M_5 \lambda_3^2 [(1-\beta)(2-\beta)]^{-1}$$

sendo:

* a função confluyente hipergeométrica

α e β os parâmetros da equação (1.24) $\alpha = 0,0016$ e $\beta = 0,68$

$a, a, e, i, h, M_j, \lambda_j$ são as constantes do modelo do trato respiratório. /39/. Atualmente este modelo foi revisado /34/.

O cálculo de θ foi feito para as 3 classes de solubilidade dos aerossóis do plutônio, classe D - solúveis, classe W - moderadamente solúveis e classe Y - insolúveis.

Com base nesses modelos citados, vários programas de computador foram efetuados para o cálculo da carga corporal. Esses programas não só servem, para a automatização do cálculo, seu frequente uso e diminuição do tempo de cálculo, mas também para ajudar na otimização da avaliação dos valores medidos.

Para sistema de computação digital já existem vários programas, para o cálculo da carga corporal de plutônio, a saber: *FUQFUA* desenvolvido por LAWRENCE, os programas relacionados *FUQUAP* e *FUQUAE* desenvolvido por SNYDER e o *SEABEACH* desenvolvido por BEACH, que examinaremos sucintamente a seguir.

O *FUQFUA* /47/ é um programa FORTRAN que calcula a partir de análises de urina, a carga corporal D_r em μCi , em consequência da incorporação de plutônio, e a porcentagem que isto representa da carga máxima permitível no corpo.

Neste programa supõe-se que: 1) todas as exposições ao plutônio são agudas, 2) com respeito à sua excreção urinária, são similares às que ocorridas após injeção intravenosa de citrato de plutônio usadas nas investigações feitas por LANGHAM /45/.

Uma correlação é suposta existir entre a carga corporal inicial

D_E , e a quantidade de plutônio excretado na urina E_u , num dia t . Esta correlação é dada pela equação:

$$D_E = 500 E_u t^{0,77} \quad (1.26)$$

que foi deduzida da função de excreção de Langham dada pela equação (1.16)

Medindo-se a excreção urinária de 24h seguidas, em qualquer dia t , a carga corporal de uma única exposição aguda pode ser calculada.

Em caso de haver uma segunda exposição, pode-se avaliar a carga adicional desta, em qualquer tempo, pela quantidade encontrada na urina, calculando-se a carga corporal inicial após a segunda exposição e subtraindo dela o valor da carga corporal que existe naquele instante, da primeira exposição.

Este método é também válido para sucessivas exposições, se se continuar a fazer medidas de excreção urinária de 24 horas seguidas, subtraindo do valor encontrado num tempo t , cada um dos valores esperados para exposições anteriores.

Após os cálculos de todos os valores de D_E para todas as amostras urinárias, a quantidade total de plutônio retida no corpo $D_p(x)$, num tempo x , em cada caso é dado por:

$$D_p(x) = D_E R(t) \quad (1.27)$$

$$D_p(x) = D_E \left(1 - 0,0079 \int_{1/2}^{x+1/2} t^{-0,94} dt \right)$$

$$D_p(x) = D_E \left[1 - 0,1317 (x + 1/2)^{0,06} + 0,1317 (1/2)^{0,06} \right] \quad (1.27)$$

Esta equação foi deduzida a partir de:

$y_{u+f} = 0,079 t^{-0,94} / 42/$, onde y_{u+f} é a fração da dose de plutônio excretada por dia na urina mais fezes com relação à injetada no corpo. O limite inferior da integral foi escolhido arbitrariamente como sendo $1/2$, pois a função de potência é divergente para valores pequenos de t .

O programa *PUQFUA* fornece somente o plutônio que foi absorvido pela corrente sanguínea, não fornecendo a carga real no pulmão, e nem o que ocorre no caso de plutônio insolúvel.

Os códigos IBM - 7090 - *PUQUAP* e *PUQUAE /66/* tratam da assimilação e da excreção no sangue em função do tempo, para uma única assimilação. A diferença entre eles consiste em que o programa *PUQUAP* assume um modelo de função de potência para a retenção e outra para excreção, enquanto que o *PUQUAE* assume que a função de retenção, num tempo t , é um menos a excreção total.

Os dois programas utilizam a função de potência do tipo $a \cdot t^{-\alpha}$ para descrever a taxa de excreção. As constantes a e α são obtidas pela adaptação da curva para os dados discretos representando a excreção diária do ^{239}Pu , aplicando o método dos mínimos quadrados. Na fase inicial de eliminação, poderá haver erros significativos, pois a taxa de excreção no primeiro dia é muito diferente dos restantes. Os valores de a e α diferem consideravelmente de um indivíduo para outro.

O programa *SEABEACH /5/* é baseado na função:

$$E_{\mu}(t) = A \int_0^t \frac{1}{\mu} (t - \mu)^{-0,68} d\mu \quad (1.28)$$

que relaciona a quantidade de plutônio encontrada nas amostras de urina $E_{\mu}(t)$, coletadas durante 24 horas seguidas, num tempo t após a assimilação, com a quantidade A , retida no corpo.

O programa assume 2 tipos de assimilação padrão: uma aguda e única e outra crônica, contínua e constante.

O programa calcula a quantidade total retida que proporcionaria a excreção urinária encontrada. O valor da curva determinada no instante da última amostra de urina pode então ser tomada como a melhor estimativa de uma excreção significativa de plutônio efetuada naquele instante.

1.4. *IMPORTÂNCIA DO URÂNIO NO DESENVOLVIMENTO TECNOLÓGICO ATUAL*

Em vista do desenvolvimento da ciência e tecnologia nuclear , principalmente com o advento dos reatores tanto de pesquisa e produção de radioisótopos como os de potência, verifica-se que o urânio é manuseado em quantidades cada vez maiores, em todo o chamado "*ciclo do combustível*" que vai desde a mineração até o reprocessamento , para a recuperação do urânio dos elementos combustíveis, após a sua queima, no interior do reator. Este ciclo está representado nas figuras 1.3 e 1.4.

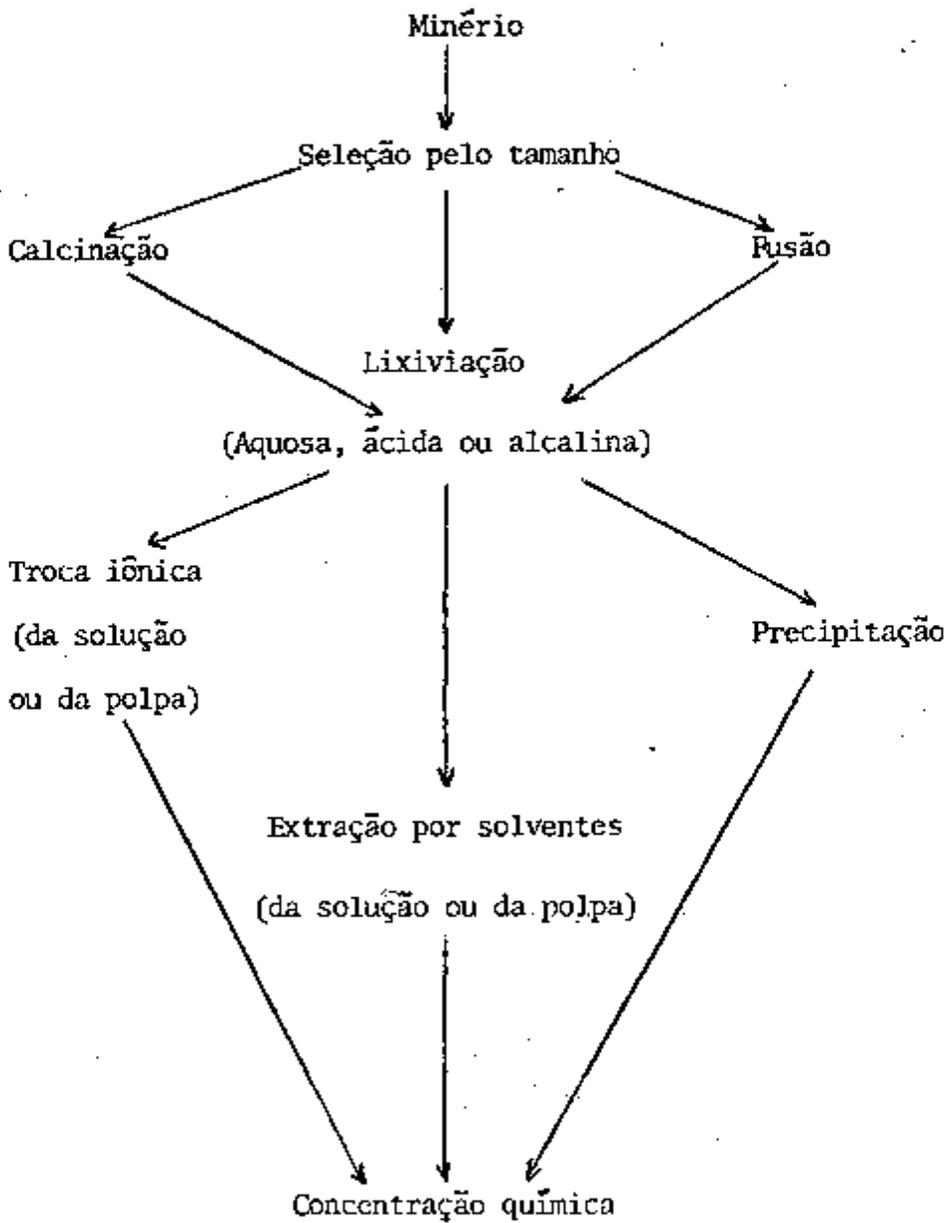
A principal aplicação comercial do urânio, é atualmente, como combustível nos diferentes tipos de reatores, dentre êles destacando - se os de geração de energia elétrica /50,58/.

Como estes reatores usam, na maioria dos casos, urânio enriquecido em seu conteúdo de isótopo 235 em relação ao urânio natural, geralmente há uma sobra do urânio empobrecido, que possui uma quantidade menor do isótopo ²³⁵U em relação à quantidade natural.

Este urânio empobrecido, ultimamente, encontrou grandes aplicações na construção de blindagens à fontes de radiação γ . Em virtude de sua alta massa específica possui a vantagem sobre o chumbo de se necessitar uma menor quantidade na construção das blindagens.

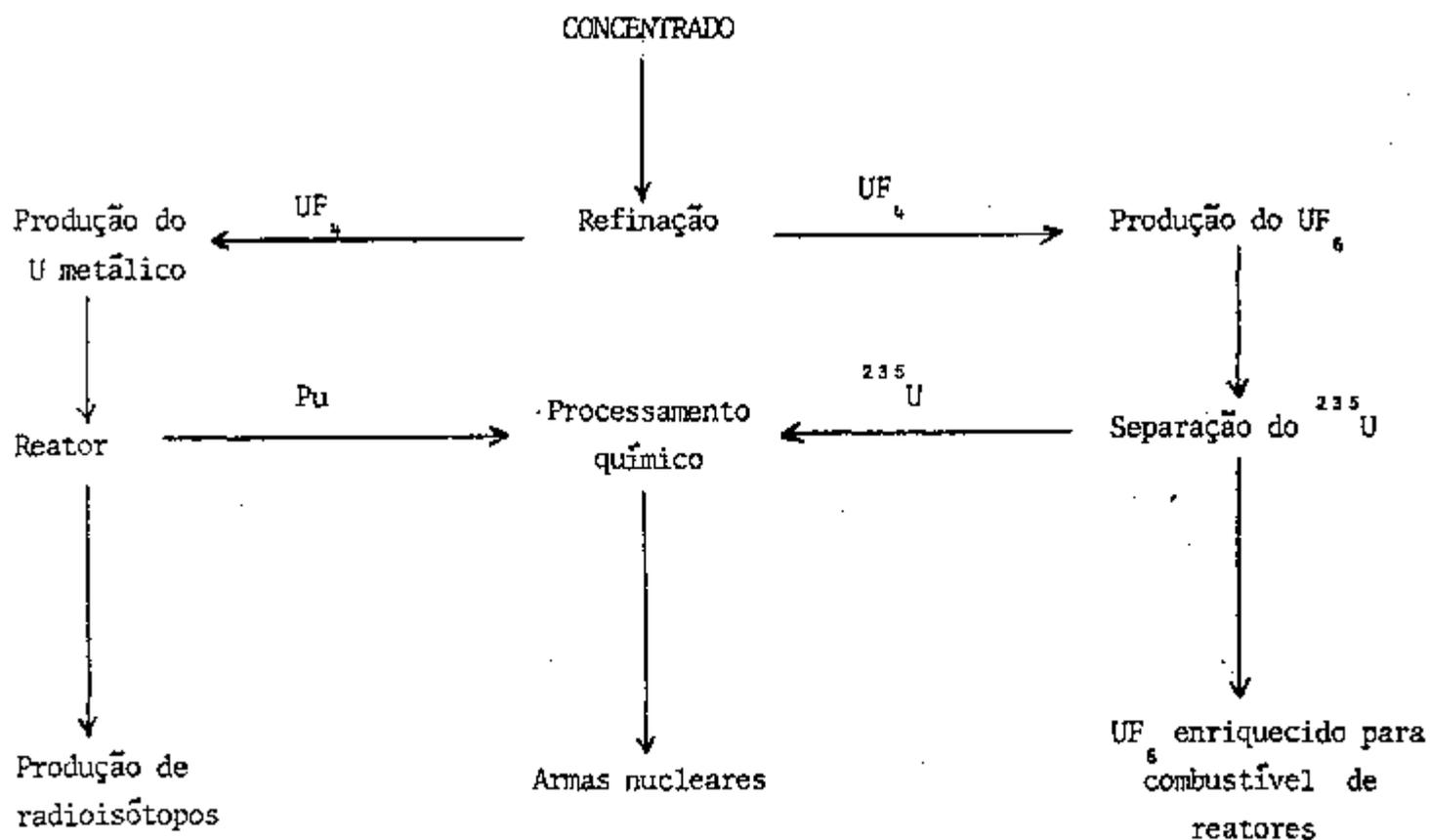
- FIGURA 1.3 -

FLUXOGRAMA GENERALIZADO DA PRODUÇÃO DE CONCENTRADO DE U_3O_8



- FIGURA 1.4 -

FLUXOGRAMA DA PRODUÇÃO DE MATERIAL FÍSSIL A PARTIR DO CONCENTRADO DE UO_3



Outras aplicações do urânio incluem o uso de algumas centenas de toneladas, sob a forma de óxidos de urânio, na indústria química, além da utilização do urânio metálico em ligas na indústria aeronáutica /50/.

Dado que o urânio é um radioelemento ao qual os trabalhadores ocupacionais estão expostos, e por ser emissor α , enquadra-se perfeitamente no grupo de elementos cuja "monitoração interna" faz-se facilmente pela análise das excretas.

Em virtude do urânio, possuir características metabólicas similares às do plutônio, e que se fez um estudo prévio, apresentado no item anterior, dos modelos e programas desenvolvidos para o cálculo da carga corporal resultante da incorporação de plutônio.

Verificou-se que os programas desenvolvidos para o plutônio, do cálculo da carga corporal, são bastante complexos, demorados e caros a tal ponto que o governo americano solicitou às instituições científicas que elaborassem programas mais simples e rápidos para atender as situações de emergência.

Em vista disso, para o urânio, viu-se a necessidade de se desenvolver métodos e programas mais simples de maneira a determinar a carga corporal e a dose concomitada, no indivíduo contaminado, mais rapidamente e com uma economia no custo da utilização do computador, sem perda apreciável de precisão na resposta.

A precisão desta resposta em função do número de compartimentos e da complexidade do programa de computador a ser proposto, não deverá ser muito inferior à precisão da dose concomitada média, em relação às oscilações das doses resultantes dos diferentes metabolismos apresentados pelos indivíduos contaminados.

1.5. OBJETIVO

Pelo exposto nos itens anteriores pode-se ressaltar os objetivos deste trabalho como sendo:

1. desenvolver um método para o cálculo da carga corporal de urânio, para cada indivíduo, em particular, a partir dos resultados das análises radiotoxicológicas em urina;
2. a partir da carga corporal, obter a dose equivalente concomitada individual, isto é, a dose que se acumulará no corpo nos próximos 50 anos, para o indivíduo em exame;
3. fazer estimativas da dose equivalente concomitada para cada indivíduo, a partir dos resultados das análises radiotoxicológicas em urina, coletada no primeiro dia após a assimilação do material e em dias sucessivos;
4. Avaliar o desvio das estimativas feitas em 3. com os resultados apresentados após um período de coleta de urina que apresente resultados mais precisos.

Estes objetivos poderão ser alcançados determinando-se a meia vida biológica em cada compartimento e para cada indivíduo, pois o decaimento radioativo nos 50 anos ocupacionais, representa uma fração desprezível.

2. CARACTERÍSTICAS DO URÂNIO

2.1. O URÂNIO NA NATUREZA

O urânio é amplamente distribuído na natureza, sendo a sua concentração média na crosta terrestre da ordem de $4 \cdot 10^{-4}$ % /1/.

O urânio como ocorre na natureza consiste de uma mistura de 3 radioisótopos: o urânio 238, o urânio 235 e o urânio 234. O urânio 238 é pai da série $(4n + 2)$, *série natural do urânio*, e o urânio 235 é pai da série $(4n + 3)$, *série natural do actínio*. O urânio 234 origina-se na série $(4n + 2)$ por decaimento radioativo.

Quando se encontra o urânio na natureza geralmente está presente a cadeia completa dos produtos filhos, a mistura dos isótopos na proporção da tabela 2.1, de urânio é denominada de *URÂNIO NATURAL*. A tabela 2.1 apresenta as abundâncias relativas de cada radioisótopo /1,7/.

Os elementos combustíveis nucleares pode ser fabricados com urânio de composição isotópica natural ou com urânio enriquecido que é aquele que contém uma quantidade maior de ^{235}U do que o natural. Este valor é de interesse, pois o ^{235}U é o elemento básico dos combustíveis nucleares

daqueles reatores, que operam com urânio enriquecido.

O urânio que contém quantidade menor de ^{235}U do que o natural é denominado de "URÂNIO EXAURIDO OU EMPOBRECIDO".

As propriedades físicas e químicas do urânio e seu comportamento biológico apresentam riscos potenciais à saúde, sendo então necessárias considerações especiais no que tange à Proteção Radiológica.

2.2. PROPRIEDADES FÍSICAS DO URÂNIO

O urânio é um metal de alta massa específica. As principais propriedades físicas do urânio são apresentadas na tabela 2.2.

Além dessas propriedades o urânio apresenta a característica de ser radioativo /69,70/. Os esquemas de decaimento radioativo das séries de urânio e do actínio são apresentadas na tabela 2.3 e 2.4.

Um sumário das características do decaimento α dos 3 isótopos que ocorrem naturalmente é dado na tabela 2.5.

Pelo fato do urânio natural ser uma mistura de 3 isótopos e em virtude de sua importância na vida atual, houve a necessidade de se definir uma medida de atividade própria. Então, em 1958, a ICRP definiu o "Curie (Ci*)" do urânio natural como a soma de 1 Ci de ^{238}U mais 1 Ci de ^{234}U mais 0,04 Ci de ^{235}U , pois a proporção em atividade de ^{238}U , ^{234}U e ^{235}U no urânio natural é de 1 : 1 : 0,04 respectivamente.

* atualmente define-se que:

$$1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ dps} ; 1 \text{ Bq} = 1 \text{ dps}$$

De acordo com essa definição, 1Ci de urânio natural corresponde a uma atividade global de 2,04 Ci.

Levando em conta a porcentagem de cada isótopo de urânio natural e suas atividades respectivas, a 1g de urânio natural pode-se associar uma atividade específica de $3 \cdot 10^{-7}$ Ci/g.

De acordo com o especificado acima tem-se que 1g de urânio natural corresponde a $2,5 \cdot 10^4$ desintegrações α /seg.

Na tabela 2.6 apresenta-se uma análise típica para os isótopos de urânio, com diversos graus de enriquecimento em ^{235}U juntamente com uma comparação de sua contribuição radioativa/58/.

Pode-se notar que o ^{234}U é o contribuinte principal para a atividade α nos urânios enriquecidos em ^{235}U . A atividade do urânio enriquecido a 90% em ^{235}U é cerca de 80 vezes maior ao que o urânio natural.

Além da propriedade radioativa, o urânio natural apresenta a propriedade da fissão espontânea para todos os seus isótopos/73/.

2.3. PROPRIEDADES QUÍMICAS DO URÂNIO /7,17,46,60,61/

O urânio está classificado dentro do 6º subgrupo da tabela periódica, pertencendo portanto à família dos metais de transição.

Em solução aquosa, conhece-se 4 estados de oxidação: tri, tetra, penta e hexa positivos representados respectivamente por: U^{3+} , U^{4+} , UO_2^+ e UO_2^{2+} .

Sob a valência 3 encontramos-lo em solução do tipo cloreto, perclorato, brometo, iodeto e sulfato. Os ions U^{3+} são instáveis e muito redutores, em solução, podendo reduzir a água com a formação de hidrogênio

- TABELA 2.1 -

ABUNDÂNCIAS NATURAIS DOS ISÓTOPOS DE URÂNIO /70/

nº de massa	Abundância (%)
234	0,0057 ± 0,0002
235	0,7204 ± 0,0007
238	99,2739 ± 0,0007

- TABELA 2.2 -

PROPRIEDADES FÍSICAS DO URÂNIO

Densidade	19,05 ± 0,02 g/cm ³
Ponto de fusão	1132,3 ± 0,8 °C
Ponto de ebulição	3818 ± 0,5 °C
Calor específico (100 °C)	0,0284 ± 0,0006 cal/g.°C

- TABELA 2.3 -

SÉRIE DO URÂNIO

NUCLÍDEO	TIPO DE DECAIMENTO	MEIA-VIDA	ENERGIA α MeV	ENERGIA β MeV	ENERGIA γ MeV
^{238}U	α	$4,51 \cdot 10^9$ anos	4,14 (25%) 4,20 (75%)	-	0,048
^{234}Th	β	24,1 dias	-	0,10 (35%) 0,19 (65%)	0,029 a 0,091
^{234m}Pa	β (99%) T.I. (1%)*	1,8 minutos	-	2,31 (90%) 1,50 (9%)	0,043 a 1,83
^{234}Pa	β	6,6 horas	-	0,5	0,043 a 1,68
^{234}U	α	$2,5 \cdot 10^6$ anos	4,717(28%) 4,768(72%)	-	0,051

* T.I. - Transição Isomérica

- TABELA 2.4 -

SÉRIE DO ACTÍNIO

NUCLÍDEO	TIPO DE DECAIMENTO	MEIA-VIDA	ENERGIA α MeV	ENERGIA β MeV	ENERGIA γ MeV
^{235}U	α	$7,1 \cdot 10^8$ anos	4,37 (18%) 4,58 (8%) 4,40 (57%)	-	0,074 a 0,38
^{231}Th	β	25,6 horas	-	0,30 e menos	0,017 a 0,31
^{231}Pa	α	$3,3 \cdot 10^4$ anos	4,67 5,05	-	0,027 a 0,36

- TABELA 2.5 -

EMISSÃO α DOS ISÓTOPOS DE URÂNIO QUE OCORREM NATURALMENTE

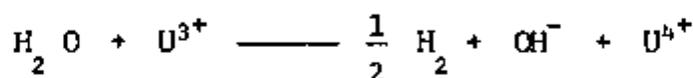
ISÓTOPO	MEIA VIDA RADIOATIVA (anos)	ATIVIDADE α ESPECÍFICA (desint/min)	ENERGIA DA EMISSÃO α (MeV)
^{238}U	$4,51 \cdot 10^9$	$7,40 \cdot 10^5$	4,19(100%)
^{235}U	$7 \cdot 10^8$	$4,70 \cdot 10^6$	4,12 (6%) 4,32 (8%) 4,33(14 %) 4,35(35 %) 4,37(25 %) 4,52 (3%) 4,56(7%)
^{234}U	$2,50 \cdot 10^5$	$1,40 \cdot 10^{10}$	4,72(28 %) 4,77(82 %)

- TABELA 2.6 -

CONTRIBUIÇÃO RADIOATIVAS DOS ISÓTOPOS DE URÂNIO COM VÁRIOS GRAUS DE ENRIQUECIMENTO EM ²³⁵U

MATERIAL	COMPOSIÇÃO (% peso)	ATIVIDADE α ESPECÍFICA (cpm/μg)	ATIVIDADE α TOTAL (%)
urânio natural			
urânio -234	0,0054	0,737	49,1
urânio -235	0,712	0,028	1,86
urânio -236	-	-	-
urânio -238	99,238	0,737	49,1
total	100,0	1,50	100,0
20% ²³⁵ U			
urânio -234	0,13	17,8	91,5
urânio -235	20,0	0,95	4,9
urânio -236	0,08	0,113	0,6
urânio -238	79,8	0,59	3,0
total	100,0	19,4	100,0
90% ²³⁵ U			
urânio -234	0,87	119,0	96,3
urânio -235	90,0	4,28	3,5
urânio -236	0,17	0,244	0,2
urânio -238	8,96	0,067	0,0
total	100,0	124,0	100,0

e ions de U^{4+} .



Em meio muito ácido, o ion U^{3+} é um pouco mais estável.

O ion U^{4+} é obtido por meio de dissolução de um sal de Urânio na valência 4 em água, sendo este ion pouco estável em solução de ácido forte passando para UO_2^{2+} .

O ion UO_2^{2+} é o mais instável dos ions de urânio. Este ion em solução dá origem à formação, por desproporcionamento, de U^{4+} e UO_2^{2+} , sendo que só existe como produto intermediário da oxidação de U^{4+} ou redução do UO_2^{2+} .

O ion UO_2^{2+} , conhecido como ion uranilo ou uranila, é a forma de oxidação mais estável em solução aquosa.

Os ions U^{4+} e UO_2^{2+} podem associar-se à vários ions para dar origem aos anions complexos, quando o meio é suficientemente ácido para evitar as reações de hidrólise.

O ion U^{4+} forma com os anions Cl^- , Br^- , SCN^- , SO_4H^- ou SO_4^{2-} os complexos mononucleares UCl_3^+ , UCl_2^{2+} , UBr^{3+} , $USCN^{3+}$, $U(SCN)_2^{2+}$, $U(SO_4)^+$ e podem formar também complexos com os oxalatos, acetatos e carbonatos.

O ion UO_2^{2+} forma complexos com os anions $(PO_4)^{3-}$, NO_3^- , $(CO_3)^{2-}$, SCN^- , $Fe(CN)_6^{4-}$, $S_2O_3^{2-}$, $(AsO_4)^{3-}$, $(SO_4)^{2-}$, Cl^- , F^- , ClO_4^- , Br^- .

Todos os anions orgânicos como o formiato, citrato, proteinato, e acetato formam com o urânio complexos de estabilidade média.

Desde que a solubilidade é outro fator importante na toxicologia do urânio, apresentam-se na tabela 2.7 os principais compostos de urânio,

- TABELA 2.7 -

PRINCIPAIS COMPOSTOS DE URÂNIO - VALÊNCIA E SOLUBILIDADE

NOME DO COMPOSTO	FÓRMULA	VALÊNCIA DO URÂNIO	SO. BILIDADE EM ÁGUA
Trifluoreto de urânio	UF ₃	3	insolúvel
Tricloreto de urânio	UCl ₃	3	solúvel
Tribrometo de urânio	UBr ₃	3	solúvel
Triiodeto de urânio	UI ₃	3	solúvel
Tetra fluoreto de urânio	UF ₄	4	muito pouco solúvel
Tetracloroeto de urânio	UCl ₄	4	solúvel
Tetrabrometo de urânio	UBr ₄	4	solúvel
Tetraiodeto de urânio	UI ₄	4	solúvel
Oxicloreto de urânio	UOCl ₂	4	pouco solúvel
Oxibrometo de urânio	UOBr ₂	4	solúvel
Dioxido de urânio	UO ₂	4	insolúvel
Pentacloroeto de urânio	UCl ₅	5	solúvel com hidrósise
Pentabrometo de urânio	UBr ₅	5	solúvel
Oxibrometo de urânio	UOBr ₃	5	solúvel
Hexafluoreto de urânio	UF ₆	6	solúvel
Trióxido de urânio	UO ₃	6	insolúvel
Oxicloreto de urânio	UO ₂ Cl ₂	6	solúvel
Brometo de uranilo	UO ₂ Br ₂	6	solúvel
Nitrato de uranilo	UO ₂ (NO ₃) ₂	6	solúvel
Carbonato de uranilo	UO ₂ CO ₃	6	pouco solúvel
Acetato de uranilo	UO ₂ (C ₂ H ₃ COO) ₂	6	pouco solúvel
Oxilato de uranilo	UO ₂ C ₂ O ₄	6	pouco solúvel
Oxido de urânio	U ₃ O ₈	(4,6)	insolúvel
Uranatos			
- amonio	U ₂ O ₇ (NH ₄) ₂	6	insolúvel
- sódio	UO ₄ Na ₂	6	insolúvel

sua valência e sua solubilidade em água/7/.

2.4. COMPORTAMENTO BIOLÓGICO DO URÂNIO /9,11,46,49,51,71,72/

A farmacologia e a toxicologia dos compostos de urânio tem sido extensivamente investigados em animais /28,71,72/, e tem sido ampliado à seres humanos que foram expostos ao urânio /9,10,13,49/. As experiências demonstram que o urânio é um agente quimicamente tóxico que afeta os rins e também consiste um risco como um material radioativo.

Antes de apreciar-se o metabolismo, propriamente dito, do urânio, devemos mencionar 3 propriedades específicas/61/ a este, a saber:

1. O urânio dentro da organismo tem um comportamento iônico dependente unicamente da sua natureza química, o que não ocorre com o plutônio cujo comportamento sob forma de hidróxido é função da forma física com relação ao pH da matéria ativa;
2. O comportamento biológico do urânio não pode ser comparado ao metabolismo de nenhum elemento comum no organismo;
3. O metabolismo do urânio é similar para os 3 isótopos.

Esquemáticamente o metabolismo é diferenciado em 3 fases sucessivas, como apresentado na figura 2.1:

- vias de penetração e absorção do composto pelo sangue;
- distribuição do urânio no organismo, e
- vias de eliminação do urânio do organismo.

2.4.1. Vias de penetração no organismo

As principais vias de penetração do urânio no organismo

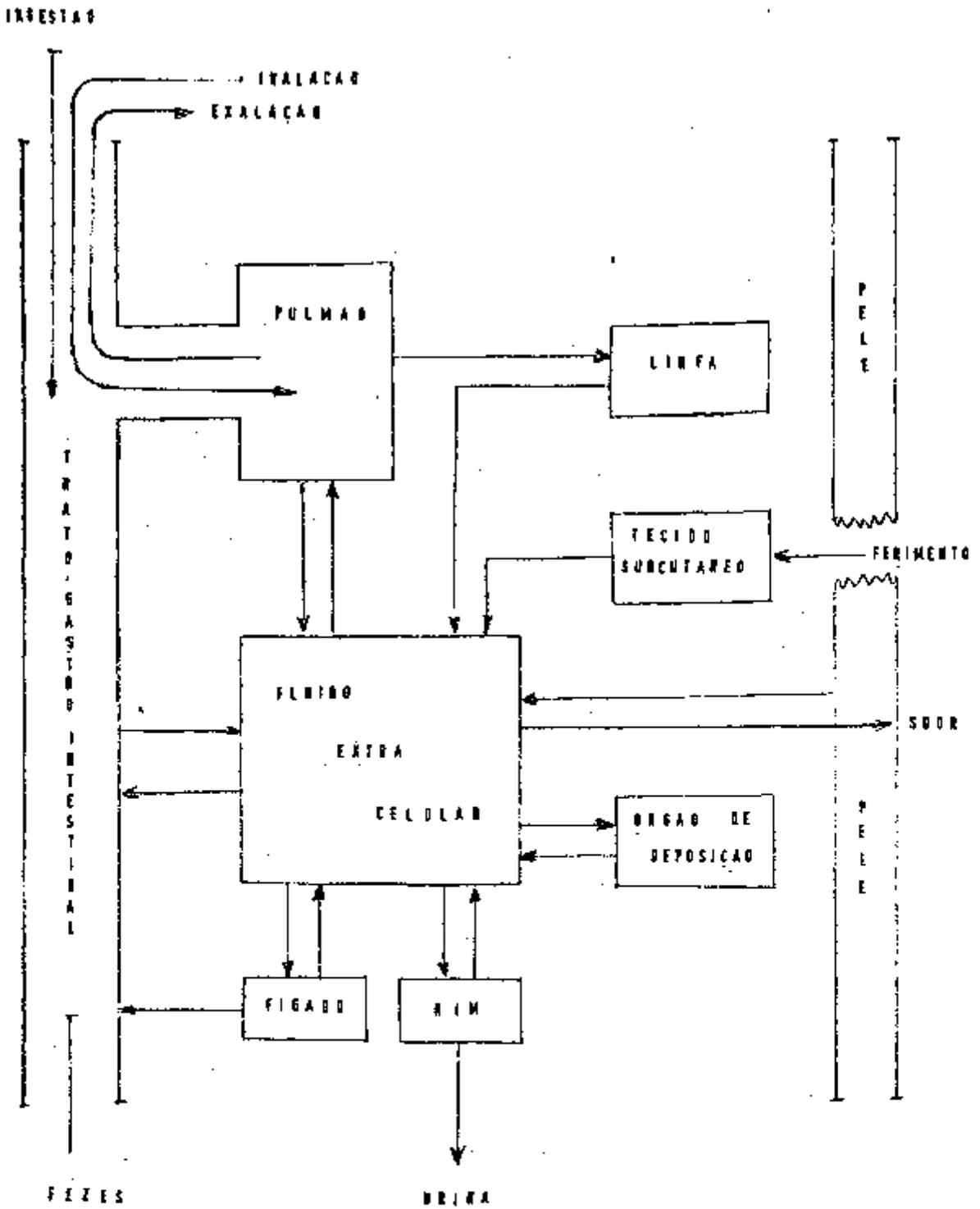


FIGURA 2.1 VIAS DE TRANSFERÊNCIA NO CORPO

são : inalação, ingestão, absorção através da pele e absorção através dos olhos.

2.4.1.1. *INALAÇÃO*

Durante os processos de manuseio para a obtenção do urânio metálico e óxido de urânio, existem operações como trituração, moagem, etc... em que há produção de pó e este constitui um risco de inalação das partículas radioativas/52/.

O comportamento e os efeitos biológicos resultantes dos compostos de urânio que penetram nos pulmões por inalação são influenciados fundamentalmente pelos seguintes fatores: grau de solubilidade, granulometria das partículas, fenômenos físicos e características anatômicas e fisiológicas do sistema respiratório. Esses fatores afetam a absorção, a deposição, a transferência e a eliminação dos compostos inalados, razão pela qual estudar-se-á cada um dos fatores.

a. *Solubilidade*

É importante expor o significado dos termos: radionuclídeo em forma "solúvel" e "insolúvel" do ponto de vista de Proteção Radiológica. Esta solubilidade deverá ser baseada nos fluidos fisiológicos /2,19/.

Os compostos de urânio, dependendo da sua solubilidade, encontram-se distribuídos nas seguintes classes:

Classe D - compostos solúveis

Classe W - compostos de solubilidade intermediária

Classe Y - compostos insolúveis.

Na tabela 2.8 apresenta-se a classificação dos principais compostos de urânio e a classe a que pertencem de acordo com a sua solubilidade nos fluidos do corpo/2/.

b. *Granulometria* /26/

A deposição dos compostos de urânio inalados varia com as propriedades aerodinâmicas do aerossol.

Assume-se que o padrão de deposição para qualquer aerossol pode ser avaliado por meio de um parâmetro de distribuição de aerossóis, que é a atividade média do diâmetro aerodinâmico (AMDA) definido como o diâmetro de uma esfera de densidade unitária que possui a mesma velocidade de deposição que a partícula em questão.

Apresenta-se na tabela 2.9 as porcentagens depositadas nos vários compartimentos do sistema tratorespiratório que se rão expostos no item d em função do AMDA.

c. *Fenômenos físicos*

Os fenômenos físicos que influenciam a deposição das partículas são fundamentalmente as seguintes:

- a. *sedimentação*: para partículas superiores a $0,5 \mu\text{m}$;
- b. *impacto*: para partículas da ordem de $0,2 \mu\text{m}$;
- c. *difusão e movimento browniano*: para partículas inferiores a $0,1 \mu\text{m}$;
- d. *precipitação eletrostática*: não representa papel importante, exceto no caso da deposição de pequenas partículas nas fossas nasais;
- e. *condensação e agregação*: o fenômeno de condensação, no caso

- TABELA 2.8 -

CLASSIFICAÇÃO DOS COMPOSTOS DE URÂNIO

NOME DO COMPOSTO	FÓRMULA	CLASSE
Hexafluoreto de urânio	UF ₆	D
Nitrato de urânio	UO ₂ (NO ₃) ₂	D
Acetato de urânio	UO ₂ (C ₂ H ₃ O ₂) ₂	D
Cloreto de urânio	UO ₂ (Cl ₂)	D
Fluoreto de urânio	UO ₂ (F ₂)	D
Sulfato de urânio	UO ₂ SO ₄	D
Trióxido de urânio	UO ₃	D
Tetrafluoreto de urânio	UF ₄	W
Oxido de urânio	U ₃ O ₈	W
Dióxido de urânio	UO ₂ (*)	W
Tetraoxido de urânio	UO ₄	W
Diuranato de amônio	(NH ₄) ₂ U ₂ O ₇ (*)	W
Liga de U-Al	UAl _x	Y
Liga de U-C	UC ₂	Y

(*) Em casos de exposição crônica estes compostos comportam-se como sendo da classe Y.

- TABELA 2.9 -

PORCENTAGEM DE DEPOSIÇÃO NO TRATO RESPIRATÓRIO

DAM (μm)	DEPOSIÇÃO: % DA QUANTIDADE INALADA		
	N-F	T-B	P
0,1	1	8	55
0,5	20	8	30
1,0	30	8	20
2,0	50	8	18
5,0	75	8	15
10,0	90	8	-
20,0	95	-	-
50,0	99	-	-

de partículas muito pequenas ($0,1\mu m$) e o de agregação para qualquer tamanho de partículas, podem alterar sensivelmente, a deposição do pó inalado;

f. *efeito higroscópico*: a distribuição das partículas é influenciada pelo caráter higroscópico. Esta influência é menor para partículas de compostos que tem peso molecular elevado e alta massa específica.

d. *Características anatômicas e fisiológicas do trato respiratório*

Na figura 2.2 apresenta-se as características anatômicas e fisiológicas do trato respiratório.

O modelo proposto pela ICRP /38/ para o comportamento das partículas que entram no trato respiratório (T.R.) por inalação é dado na tabela 2.10. Este modelo é utilizado, quando são omitidos os parâmetros que definem o aerossol. Os valores das concentrações máximas permissíveis no ar, $(CMP)_a$, e na água, $(CMP)_w$ recomendados pela ICRP são baseados neste modelo.

Um grupo de trabalho da própria ICRP, em 1964, desenvolveu um modelo pulmonar composta de 3 compartimentos anatômicos, que possuem distinções funcionais e implicações radiobiológicas importantes, a saber: naso-faringe (N -F), traquéia-bronquios (T -B) e pulmão (P) /34,39/.

Este modelo tem vantagens sobre a anterior, a de 2 compartimentos, pois utiliza os parâmetros que descrevem o aerossol em questão.

Na figura 2.3 vê-se um esquema do novo mo

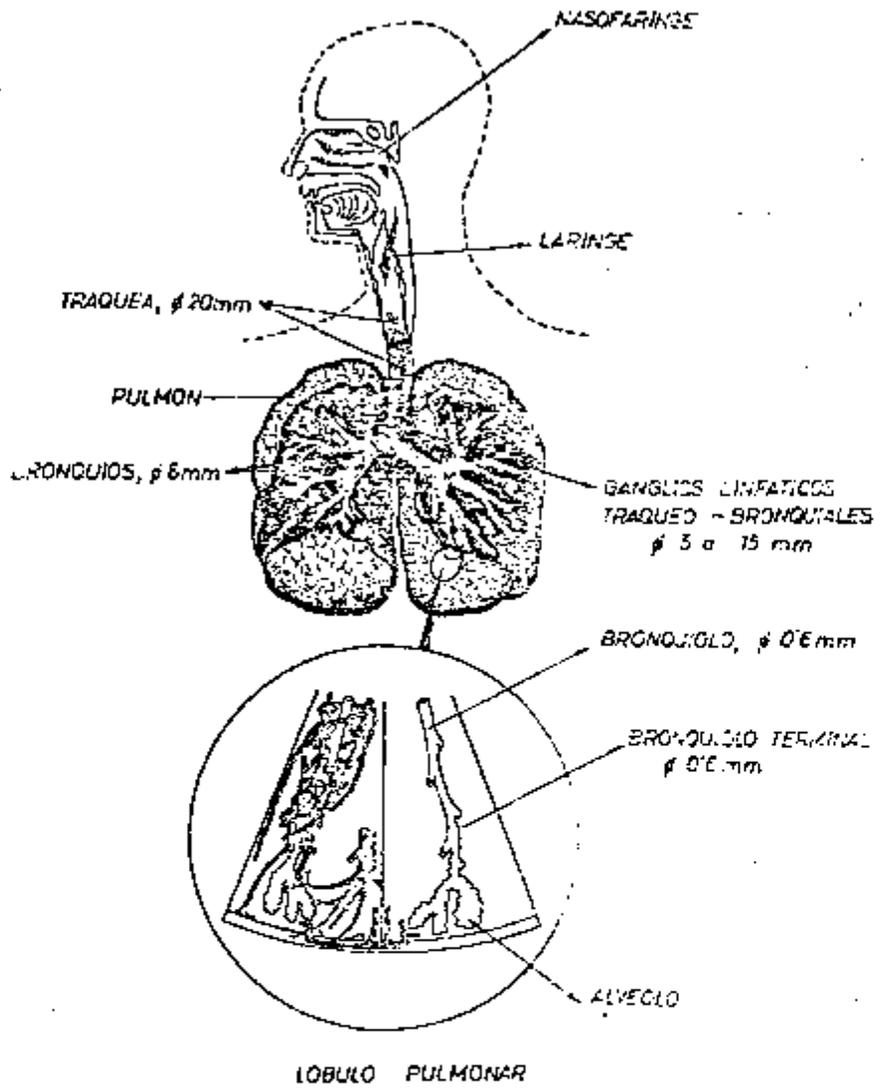


FIGURA 2.2 ESQUEMA DO TRATO RESPIRATÓRIO

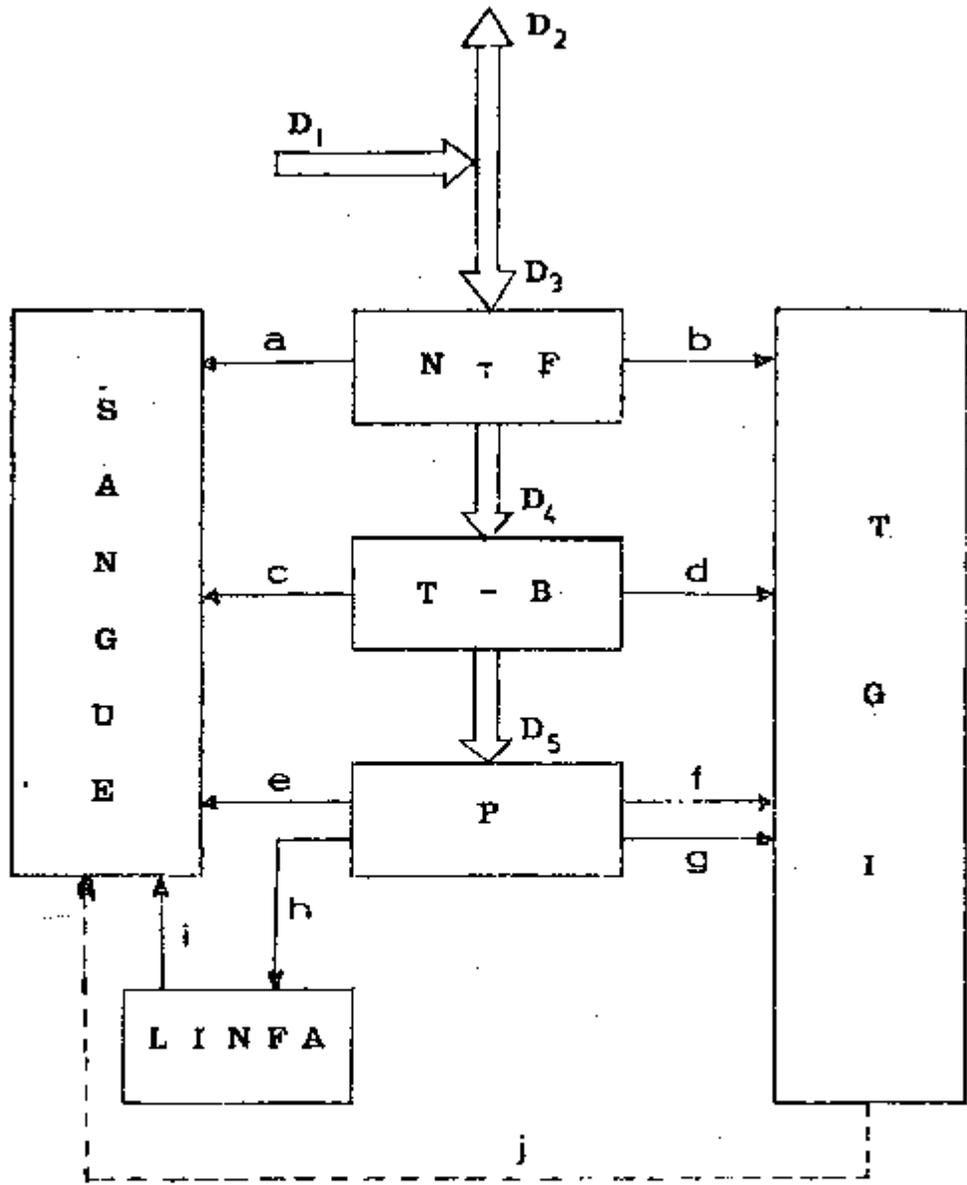


FIGURA 2.3 MODELO DO TRATO RESPIRATÓRIO

delo do trato respiratório que será explicado a seguir:

D_1 representa a quantidade total de pó inalado;

D_2 representa a fração de pó exalado;

D_3 , D_4 e D_5 representam as frações de pó que se depositam no N-F, T-B e P respectivamente;

As letras de a a j representam as vias de transferência dos compartimentos pulmonares para o sangue, trato gastro intestinal (TGI) e linfa.

a , c e e representam as vias de transferência rápidas diretas dos compartimentos ao sangue;

b , d são as vias de transferência por transporte mucó-ciliar ao TGI

f fase de transferência rápida da região pulmonar pela ação dos macrófagócitos junto com o transporte mucó-ciliar para o TGI;

g fase lenta de transferência via transporte mucó-ciliar e que depende da natureza do pó depositado;

h representa a transferência lenta até o sistema linfático;

i representa a via de transferência do sistema linfático para o sangue;

j representa a via de transferência do TGI para a corrente sanguínea.

Na tabela 2.10 apresenta-se as frações de eliminação dos vários compartimentos do TR de acordo com as vias supra citadas e em função da classe do aerossol. Dessa tabela pode se ver, o seguinte para as diferentes classes de aerossóis:

Classe D 100% dos aerossóis são rapidamente absorvidos pelo sangue;

Classe W 15% dos aerossóis são diretamente absorvidos pelo san

- TABELA 2.10 -

RETENÇÃO DE PARTÍCULAS NO TRATO RESPIRATÓRIO DO HOMEM PADRÃO /36/

DISTRIBUIÇÃO	COMPOSTOS MUITO SOLÚVEIS %	OUTROS COMPOSTOS
EXALADO NO AR	25	25
DEPOSITADO NAS VIAS AÉREAS SUPERIORES E POSTERIORMENTE DEGLUTIDA	50	50
DEPOSITADO NOS PUL- MÕES (VIAS AÉREAS INFERIORES	25	25*
	FRAÇÃO TOTAL ABSORVIDA	

* Desta fração metade é retirada dos pulmões e a seguir deglutida, perfazendo um total de 62,5% de material deglutido. Os remanescentes 12,5% são retidos nos pulmões e a seguir absorvidos pelo organismo com uma meia-vida de 120 dias. Isto para uma exposição única; em se tratando de exposição crônica a meia-vida biológica para os pulmões é de 360 dias.

- TABELA 2.11 -

CONSTANTES DE ELIMINAÇÃO

COMPARTIMENTO	% DEPOSITADA/MEIA-VIDA ($T_{\frac{1}{2}}^*$)			
	Via	Classe D	Classe W	Classe Y
N - P	a	0,5/0,01	0,10/0,01	0,01/0,01
	b	0,5/0,01	0,90/0,01	0,99/0,01
T - B	c	0,95/0,01	0,50/0,01	0,01/0,01
	d	0,05/0,20	0,50/0,20	0,99/0,20
P	e	0,80/0,50	0,15/50,0	0,05/500
	f	-	0,40/1,00	0,40/1,00
	g	-	0,40/50,0	0,40/500
	h	0,20/50,0	0,05/50,0	0,15/500
linfa	i	1,00/0,50	1,00/100	0,10/1000

* a meia-vida biológica é dado em dias

gue com T_b de 50 dias, 5% para os gânglios linfáticos com T_b de 50 dias e 5% para o sangue com T_b de 100 dias. Classe Y 5% dos aerossóis são diretamente absorvidos pelo sangue com T_b de 500 dias. Depois 15% vão para os gânglios linfáticos com T_b de 500 dias e a seguir 10% para o sangue com T_b de 1000 dias.

2.4.1.2. *INGESTÃO*

A ingestão de compostos de urânio ocorre em casos de alimentos contaminados ou bebidas contaminadas, ou em virtude da falta da proteção em pessoas ocupacionalmente expostas a ambientes de urânio.

Para a ingestão de compostos de urânio na forma solúvel verifica-se que a absorção pelo sangue, via mucosa intestinal é cerca de 1% /17,49/. A ICRP /17/ em 1962, adotou oficialmente este valor.

Deve-se observar que a fração não absorvida do urânio irradia o TGI durante a sua passagem, porém a maior parte da irradiação emitida é absorvida pelo próprio material. Ademais no caso particular de ingestão, não existe o período biológico para o tubo digestivo.

Os compostos insolúveis, não são absorvidos pelo TGI e sua eliminação é totalmente através das fezes.

2.4.1.3. *ABSORÇÃO ATRAVÉS DA PELE /17,46,64,72/*

Foram estudados os efeitos de vários compostos de urânio sobre a pele e constataram que 3 compostos produzem efeitos

locais, que desaparecem em um curto período de tempo, da ordem de dias . Estes compostos são : o nitrato de urânio, o pentacloro de urânio e o tetracloreto de urânio.

Em experiências humanas com compostos tanto so lúveis como insolúveis observaram via análise de urina que os sinais clí nicos eram desprezíveis, assim como a excreção de urânio pela urina. Então a pele intacta constitui uma excelente barreira contra a penetração do urânio.

O urânio em solução de éter aplicada diretamen te sobre a pele é absorvido em taxa muito baixa, cerca de 0,5%.

Os compostos de urânio na forma solúvel, quan do introduzidos via ferimentos passam rapidamente para o sangue e apresen tam uma distribuição e uma excreção praticamente similar àquelas do urâ nio solúvel injetados diretamente na circulação sanguínea.

No caso do urânio na forma insolúvel dois ris cos estão presentes: um é a passagem do urânio solubilizado para o sangue e sua dispersão no organismo e o outro é um risco local de irradiação dos tecidos contaminados, cujos danos serão máximos quando a ferida for punti forme e o composto pouco difusível.

2.4.1.4. PENETRAÇÃO PELOS OLHOS /17,46/

Exposições oculares a compostos de urânio tan to em pó como em solução, representam um risco sob os pontos de vista to xicológico e radiológico /17,46/. Como o olho é ricamente vascularizado , a penetração é rápida e total e ao se difundir, os compostos de urânio pro duzem um efeito similar ao de uma injeção intravenosa.

Das lesões produzidas por penetração de urânio no olho pode-se fazer uma classificação dos seus compostos, segundo a intensidade do dano produzido.

Lesões graves: Os compostos que produzem tais lesões são o nitrato de urânio, o fluoreto de urânio, o pentacloreto de urânio, o trióxido de urânio, o diuranato de sódio, o diuranato de amônio e o tetrafluoreto de urânio. No caso de UCl_5 e UCl_4 , as lesões se produzem pela ação caústica do HCl liberado, por hidrólise, do composto.

Lesões moderadas: Os compostos que produzem tais lesões são: o tetrafluoreto de urânio e o diuranato de amônio.

Ligeiras irritações: Os compostos de urânio que produzem tais irritações são o dióxido de urânio, peróxido de urânio e o U_3O_8 .

2.4.2. *Distribuição no organismo*

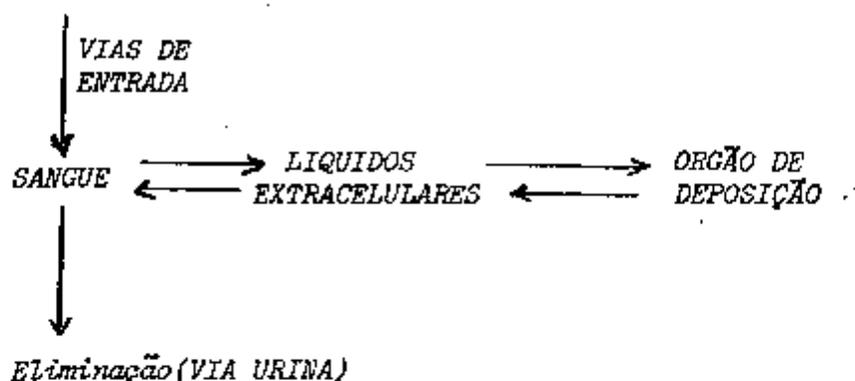
Após ter penetrado no organismo, por qualquer via, o urânio difunde-se pelo sangue dispersando-se no meio extracelular e se concentra em órgãos específicos.

Porém não há uma fixação definitiva, estando sempre em equilíbrio entre os diversos compartimentos. Uma determinada fração da quantidade circulante no sangue é eliminada diariamente.

Na figura 2.4 representa-se esquematicamente as fases do metabolismo do urânio.

- FIGURA 2.4 -

Fases do metabolismo do urânio



O urânio que passa para o sangue, tanto de compostos solúveis como insolúveis, estão sob a forma de ion uranilo que se complexa com vários anions orgânicos e inorgânicos nos fluidos do organismo /17,46/

O complexo uranil-bicarbonato é facilmente difusível, e o complexo uranil-proteína é pouco difusível; ambas as frações estão em equilíbrio e se encontram nas proporções aproximadas de 60 % e 40 % respectivamente,

A fração difusível ao mover-se rompe o equilíbrio provocando uma dissociação da fração uranil-proteína, com isso restabelece-se um novo equilíbrio; esta é a causa da diminuição do urânio no sangue e sua eliminação pela urina.

O complexo uranil-bicarbonato passa ao sangue, difundindo-se através dos líquidos extracelulares, aos tecidos moles, podendo penetrar ou não nas células dos mesmos, não se fixa, a não ser no rim, voltando a introduzir-se na corrente sanguínea /68/. Uma fração porém se fixa no osso /62/.

No rim, o complexo é filtrado através dos capilares dos glomérulos renais podendo, fixar-se ou eliminar-se.

Nesta fase de distribuição, a proporção do complexo di fusível desta condicionada a reserva alcalina do sangue. Se esta é alta, a maior parte do urânio é eliminado e não se combina com a proteína da superfície dos túbulos renais; e se a reserva alcalina é baixa a elimina ção do urânio é menor, produzindo-se então a fixação na célula, com o con seguinte perigo de lesão histológica e efeito nefrotóxico.

Por autoradiografias renais e autópsia dos indivíduos do projeto Boston, LUESSENSHOP /49/ constatou que o urânio não se distri bue uniformemente no tecido renal. Ele se concentra principalmente dentro das estruturas corticais e sobre as células epiteliais do túbulo contorna do proximal.

Para a fração do urânio que vai para o osso, a maioria dos autores admitem o mecanismo de fixação explicado por NEUMAN /54/, que é o de intercambio dos ions urânio com o cálcio na superfície do osso.

Este intercambio acontece pelo fato da parte mineral do osso, que constitui a estrutura cristalina, ser banhada pelo líquido extracelular que transporta os ions urânio.

Estudos recentes /62/, da distribuição de isótopos de urânio em ossos de animais, revelam, por autoradiografia, que o urânio se distribue na superfície dos ossos, incorporando-se com união instável em regiões de crescimento ou regeneração, e distribuindo-se de forma difusa ao penetrar nos trabéculos.

A quantidade de urânio que se deposita em outros teci dos é desprezível.

2.4.3. *Eliminação do organismo*

Como explicamos no item anterior, da fração de urânio absorvido que chega ao rim, uma parte é eliminada via urina.

Esta eliminação é rápida e sua quantidade é função da valência do urânio, da reserva alcalina do sangue e da massa que se encontra neste último. A fração que chega ao rim, após ter percorrido o caminho descrito anteriormente, para os compostos solúveis, é de 25% e para os compostos insolúveis é de 12,5% da quantidade assimilada.

Aquela fração de urânio inalada que não foi absorvida pela corrente sanguínea, isto é, não atravessou o epitélio de proteção, será eliminada via fezes.

Do urânio inalado, pode-se considerar que 25% é exalado imediatamente. Dos outros 75% se forem da forma solúvel, após a sua deposição nas vias aéreas superiores do trato respiratório, 50% serão removidos e deglutidos e 25% serão absorvidos, enquanto que se forem da forma insolúvel serão removidos e deglutidos 62,5% e absorvidos 12,5%. (tabela 2.2). Estas frações tendo passado para o TGI serão eliminados via fezes a não ser 1% dos solúveis que voltarão para o sangue via intestino delgado.

No caso de ingestão de urânio, sob a forma de compostos solúveis, 99% são eliminados pelas fezes. Para os compostos insolúveis, pode-se considerar que a totalidade do urânio ingerido é eliminado via fezes.

2.5. *CARGAS CORPORAIS MÁXIMAS PERMISSÍVEIS E CONCENTRAÇÃO MÁXIMA PERMISSÍVEL NO AR E NA ÁGUA PARA O URÂNIO NATURAL /18,22,24,33/*

Fazendo um resumo do item 2.4 pode-se dizer que o risco primário

inalação de compostos solúveis de urânio natural é o dano químico para os rins, e para os compostos insolúveis o fator crítico é a irradiação dos pulmões /7/.

Para compostos solúveis de urânio, até certo grau de enriquecimento o órgão que sofre maior dano biológico é o rim causado pela toxicidade química. A partir daquele valor de enriquecimento o órgão que sofrerá maior dano passará a ser o osso e a causa principal será a radiação.

Para compostos insolúveis o órgão que sofrerá maior dano é o pulmão pela sua irradiação.

Lembrando que as doses máximas permissíveis estabelecidas pela ICRP, IAEA e CNEN são de 15 rem* para cada um dos órgãos do tecido mole e de 30 rem para os ossos, pode-se calcular a tabela que será dada a seguir das cargas corporais máximas permissíveis e $(CMP)_a$ e $(CMP)_w$ para o urânio natural /8,18,38,68/, e levando em conta o metabolismo e as frações eliminadas com suas meias-vidas respectivas.

Esta tabela tem a utilidade de nos informar, em casos de incorporação de urânio, se um indivíduo se encontra abaixo dos limites máximos permissíveis ou se estiver acima, de quanto estará e que medidas deverão ser tomadas.

TABELA 2.12-CARGAS CORPORAIS MÁXIMAS PERMISSÍVEIS E CONCENTRAÇÕES MÁXIMAS PERMISSÍVEIS NA ÁGUA E NO AR
PARA URÂNIO NATURAL

TRABALHADORES QUE MANUSEIAM COMPOSTOS RADIOATIVOS (EXPOSIÇÃO OCUPACIONAL)		CONCENTRAÇÕES MÁXIMAS PERMISSÍVEIS (Ci/cm)						TRABALHADORES QUE NÃO MANUSEIAM COMPOSTOS RADIOATIVOS PÚBLICO EM GERAL	MEMBROS DO PÚBLICO EM GERAL
		40 h/semana		168 h/semana					
		ÁGUA	AR	ÁGUA	AR	ÁGUA	AR		
FORMA	ÓRGÃO CRÍTICO (TOX)	CARGA CORPORAL MÁXIMA PERMISSÍVEL μCi							
SOLÚVEL	RINS	$5 \cdot 10^{-3}$	2.10	7.10	-11	-6	-11	0.1. (Oc.40) *	
INSOLÚVEL	PULMÕES	$2 \cdot 10^{-2}$	5.10	6.10	-11	-4	-11	0.1. (Oc.168) *	
	TGI		5.10	2.10	2.10				

* Oc.40 e Oc.168 significam valores cotados para exposição ocupacional de 40 horas e 168 horas semanais respectivamente.

TGI = Trato Gastro-Intestinal

3. MODELOS DE RETENÇÃO E EXCREÇÃO

3.1. *MODELOS METABÓLICOS CORRELACIONANDO O CONTEÚDO DE URÂNIO NO CORPO COM A FRAÇÃO EXCRETADA /12,14,15,17,20,28,30,32,37,41,44,59/.*

A contaminação interna com compostos de urânio usualmente ocorre por inalação. A ingestão de compostos de urânio não é uma via de entrada importante para o corpo, pois a fração de urânio absorvida pelo trato gastro intestinal é cerca de 1 % /16,17,38/. Além disso a ingestão pode ser evitada ou minimizada por medidas de higiene pessoal tal como proibindo-se o trabalhador de comer, beber, fumar e fazer uso de cosméticos nos locais de trabalho /16,53/.

Os compostos solúveis de urânio depositados nos pulmões são rapidamente e completamente absorvidos /17/. Uma grande proporção é excretada rapidamente na urina e uma quantidade desprezível nas fezes, mas frações significantes são depositadas nos rins e no esqueleto /9,17/. No caso de compostos solúveis de urânio natural o fator crítico é a toxicidade química para os rins /14,21/. Se entretanto for urânio enriquecido a uma concentração maior do que 8,5% (12 vezes o nível apresentado no urânio na

tural) a consideração crítica é a irradiação no osso, em virtude da maior proporção do isótopo de meia vida mais curta, o ^{234}U /60,61/.

Quando compostos insolúveis de urânio são inalados, uma fração fica retida nos pulmões por um tempo suficientemente longo, de modo que o fator crítico passa a ser a irradiação dos pulmões; isto se aplica a todos os isótopos de urânio. A absorção pela corrente sanguínea é suficiente para provocar um nível significativo na excreção urinária, especialmente nos estádios imediatos à assimilação.

A melhor evidência avaliável para o modelo de distribuição e excreção de compostos de urânio solúveis no homem procede de trabalhos de BERNARD e STRUXNESS /9/. Eles descrevem experiências na qual injetaram intravenosamente nitrato de uranila (5 a 15 mg de urânio) em indivíduos com cancer cerebral, e realizaram um completo estudo analítico da excreção urinária e fecal. Quando ocorreu a morte de 5 dos 6 indivíduos, em virtude da doença original incurável, foram realizadas, também, análises dos tecidos para a determinação do conteúdo de urânio.

Das equações ajustadas aos dados das análises realizadas foram calculadas as razões entre a carga corporal e a taxa de excreção urinária que são apresentadas na tabela 3.1 /9,21/. Resultados comparáveis foram obtidos em estudos realizados por BASSETT et alii /41/.

Os dados de análise pós-morte coletados por BERNARD e STRUXNESS sugerem que a carga total do corpo após 7 dias é cerca de 1/4 da quantidade injetada, e após 30 dias é cerca de 1/10. Os lugares principais de retenção são o osso e os rins.

BERNARD e STRUXNESS /9/ também descreveram, estudos com 2 indivíduos no qual injetaram intravenosamente tetracloreto de urânio. A taxa de excreção urinária foi menor do que no caso de nitrato de uranila e aná

lises pós-morte, de um caso somente, mostrou considerável depósito de urânio no fígado e baço. Essas diferenças no metabolismo entre nitrato de urânio e tetracloreto de urânio foram observadas também em animais /72/.

Em vista da grande incerteza acerca da deposição e retenção de pó de urânio insolúvel nos pulmões /23,25,38,72/ é necessário ter uma medida direta da magnitude da carga do pulmão para estabelecer a relação com a taxa de excreção.

Medidas diretas da carga no tórax foram realizadas /41/ em poucos casos humanos de exposição a urânio enriquecido, pelo uso da radiação X de 186 Kev emitida em 55% das desintegrações do ^{235}U .

Um caso, aparentemente resultante de uma assimilação aguda, foi reportado em Oak Ridge, onde foram realizadas medidas da carga no torax por um período de aproximadamente um ano, e foram feitas comparações com os resultados de análises de urina /41/. Verificaram que a taxa de eliminação do urânio da região do tórax do homem, concordava com a taxa de excreção urinária.

Das equações ajustadas aos dados das análises realizadas, foram calculadas as razões entre a carga do pulmão e a taxa de excreção urinária, por FISH /26,41/ que estão apresentadas na tabela 3.2.

A razão da carga do pulmão e a excreção urinária pode ser muito diferente se o urânio tiver sido acumulado como resultado de exposição crônica. Para tais casos, FISH /26/ interpretou os resultados assumindo que cerca de 1/4 da carga do tórax era completamente imóvel e não contribua para a excreção urinária. Presumia-se que essa porção da carga do tórax ficava depositada nos nódulos linfáticos pulmonares, onde encontraram altas concentrações em animais que tinham inalado urânio insolúvel cronicamente /51/.

SAXBY et alii /64/ encontraram um outro caso humano em que a meia vida do pó de urânio, insolúvel nos pulmões, era cerca de 380 dias. Neste caso, foram realizadas análises das fezes, além de medidas da excreção urinária e medidas diretas da carga do tórax. Por um período de 1,5 anos, a taxa de excreção nas fezes excedia a da urina. Em estádios posteriores, houve considerável eliminação do urânio do tórax, aumentando a quantidade excretada.

O nível máximo permissível para o caso de compostos solúveis de urânio natural /38/ é baseado em experiências com animais reportadas por VOENGILIN e HODGE 372/. Verifica-se que após a inalação de urânio solúvel há incidência de dano nos rins.

É entretanto apropriado interpretar os resultados das análises de urina como um índice da concentração de urânio natural solúvel, no ar que foi respirado. Como o urânio solúvel inalado é rapidamente excretado, é aconselhável coletar amostras de urina logo após a jornada de trabalho. A seguinte determinação pode ser feita/38/:

$$\begin{aligned} \text{Razão de concentração urina/ar} &= 1,2 \cdot 10^3 \\ (\text{MPC})_a \text{ para urânio natural para} \\ 40 \text{ horas de trabalho ocupacional} &= 7 \cdot 10^{-11} \mu \text{ Ci/cm}^3 \\ \text{Concentração de urânio natural na} \\ \text{urina após trabalhar em } 1/10(\text{MPC})_a &= 24 \mu \text{ g/l} \end{aligned}$$

Para a estimativa da carga corporal do urânio em virtude da inalação de compostos solúveis de urânio enriquecido, a partir da quantidade de urânio na urina em intervalos conhecidos após a assimilação aguda, podem ser usadas as razões dadas na tabela 3.1.

Nos casos em que a carga no osso é adquirida por assimilação crônica, uma aproximação diferente deverá ser feita. O valor de 300 dias

tem sido adotado para a meia vida biológica do urânio no osso /19,38,72/, isto sugere uma razão de 430, entre a carga no osso e a excreção diária, e de 600 entre a carga no osso e a concentração na urina. A carga no osso máxima permissível recomendada pela ICRP /38/ é de 0,05 μ Ci, então a taxa de excreção urinária que provem de 1/10 da carga no osso máxima permissível é de 12 pCi/dia ou 8 pCi/l de urina.

Na aplicação desses padrões para se determinar quão significativa é a contaminação interna em virtude do urânio, deveriam ser coletadas rotineiramente amostras de urina, após o fim de semana, para minimizar a contribuição de qualquer assimilação recente /46/.

Pelos cálculos dosimétricos realizados de acordo com o procedimento da ICRP - Committee II /38/, a carga no pulmão máxima permissível é estimada ser 0,02 μ Ci de qualquer dos isótopos, ^{238}U , ^{235}U ou ^{234}U , equivalente a 30000 μg de urânio natural.

Para estimar a magnitude de uma carga de urânio insolúvel no pulmão partindo dos resultados da concentração de urânio na urina, após uma assimilação aguda que ocorreu em uma data conhecida, as razões dadas na tabela 3.2 podem ser usadas. Após um período mais longo, a razão entre a carga do pulmão e a excreção urinária diária pode ser tomada como 170, correspondendo a uma meia vida do pulmão de 120 dias.

3.2. FUNÇÃO DE POTÊNCIA /36,37,63/

As evidências acumuladas, indicam que o decaimento na retenção de elementos, quando administrados como compostos solúveis facilmente absorvidos pela corrente sanguínea, pode ser descrito em termos de uma função de potência.

A função de potência é útil para descrever em modelo matemático simples, a fração excretada por dia, de certos radionuclídeos, sobre extensos períodos de tempo. Por esta razão um relatório revizado da ICRP "Committee on Permissible Dose for Internal Radiation" /37/ inclui um apêndice sobre o cálculo da concentração máxima permissível no ar e na água baseado no modelo da função de potência.

Em observações experimentais onde a função de potência, descreve a retenção dos elementos incorporados, a equação básica de retenção (negligenciando o decaimento radioativo) é expressa nos seguintes termos:

$$R(t) = A t^{-n} \quad ; \quad t \geq A^{1/n} \quad ; \quad 0 < n < 1 \quad (3.1)$$

onde $R(t)$ é a fração do material radioativo assimilado, retido em t dias após a assimilação, A é uma constante que é igual a dose assimilada quando t é igual a 1 dia, e $-n$ é uma constante igual a inclinação da reta reproduzida pelo logaritmo da função de retenção. Pode se notar que como a inclinação é negativa, a função de potência aumenta, quando t tende a zero. Entretanto não há significado entre o tempo de assimilação ($t=0$) e algum valor mínimo de t ($t=x$) onde a fração retida seja igual a unidade. Se $R(x) = 1$, então $Ax^{-n} = 1$ e $x = A^{1/n}$. Da equação (3.1), a taxa de excreção instantânea é obtida pela diferenciação.

$$\frac{d R(t)}{d t} = - A n t^{-(n+1)} \quad (3.2)$$

Substituindo a equação (3.1), isto é, a equação básica de retenção, na equação (3.2), tem-se:

$$\frac{d R(t)}{d t} = - \frac{nR(t)}{t} \quad (3.3)$$

A expressão é negativa pois a fração retida deverá sempre de crescer. A taxa de eliminação por excreção poderá ser adicionada àquela por decaimento radioativo, a fim de obter a taxa total de eliminação, pelo corpo, do material assimilado.

Isto pode ser expressa por:

$$\frac{d R(t)}{d t} = - \frac{n R(t)}{t} + \lambda_p R(t) \quad (3.4)$$

onde λ_p é a constante de decaimento radioativo. A fração do material radioativo assimilado, retido $R(t)$, quando o decaimento radioativo for apreciável poderá ser obtido pela integração da equação (3.4), resultando:

$$R(t) = A t^{-n} e^{-\lambda_p(t-1)} \quad (\text{quando } t > 1) \quad (3.5)$$

A fração eliminada $Y(t)$, expressa como a fração excretada por unidade de tempo, é a taxa de eliminação pelo corpo no tempo t mais a taxa de perda por decaimento radioativo, naquele instante, então:

$$Y(t) = - \frac{d R(t)}{d t} - \lambda_p R(t) \quad (3.6)$$

Substituindo as equações (3.4) e (3.5) na equação (3.6) obtém-se:

$$Y(t) = n A t^{-(n+1)} e^{-\lambda_p(t-1)} \quad (3.7)$$

A quantidade eliminada no tempo t , $E(t)$, é igual ao produto da taxa de excreção fracional no tempo t vezes a quantidade assimilada $q(0)$, ou seja:

$$E(t) = q(0) Y(t) \quad (3.8)$$

Substituindo a equação (3.7) na equação (3.8) e resolvendo para $q(0)$, temos:

$$q(0) = \frac{E(t) t^{n+1}}{n A e^{-\lambda_p(t-1)}} \quad (3.9)$$

Poderá ser lembrado que $dR(t)/dt$ na equação (3.6) é a taxa de eliminação instantânea, e como tal, poderá ser integrada para se determinar a quantidade eliminada por dia. Porém, isto é desnecessário exceto para valores de t muito perto do tempo de assimilação, ou quando a unidade de tempo considerado é de várias semanas ao invés de 1 dia, pois o decréscimo na retenção torna-se muito pequeno. Quando t está bem próximo do tempo de assimilação ou o tempo entre coletas sucessivas é longo, a fração de material que será eliminado do corpo durante o período de t_2 a t_1 será $R(t_1) - R(t_2)$. A taxa de material radioativo eliminada durante este mesmo período, será a taxa excretada mais aquela que se perdeu por decaimento radioativo, ou:

$$Y(t_2-t_1) = - \left[\frac{dR(t_1-t_2)}{d.t} + \lambda_p R(t_1-t_2) \right]$$

Substituindo a equação (3.5) na equação (3.6) tem-se que:

$$Y(t_2-t_1) = n A (t_2-t_1)^{-(n+1)} e^{-\lambda_p(t_2-t_1-1)} \quad (3.7')$$

Substituindo a equação (3.7') na equação (3.8) e resolvendo para $q(0)$; tem-se:

$$q(t) = \frac{E(t_1 - t_2) (t_2 - t_1)^{n+1}}{n A e^{-\lambda_T (t_2 - t_1)}} \quad (3.9')$$

onde $E(t_1 - t_2)$ é a quantidade excretada durante este período.

3.3. FUNÇÃO EXPONENCIAL /36,37,55/

Recentes tentativas tem-se realizado, para a análise dos mecanismos de retenção, pelo uso de métodos computacionais que utilizam como modelo a soma de cinco ou mais termos exponenciais de primeira ordem.

Tem-se demonstrado, por métodos gráficos, que a soma dos termos exponenciais de primeira ordem, interrelacionadas, podem ser aproximadas à função de potência para um grande intervalo de tempo. Por exemplo, WAY e WIGNER /55/ descreveram o decaimento radioativo de misturas de produtos de fissão, por este método.

A precisão com que a função de potência se aproxima de uma soma de exponenciais é determinada pelo número de termos que compõem a exponencial e a distribuição dos valores dos coeficientes e expoentes desses termos. Onde há somente poucos termos exponenciais, a aproximação da sua soma à função de potência poderá ser precária, pois as restrições quanto a distribuição dos valores dos coeficientes e expoentes torna-se severa.

A equação que define a função de retenção total é:

$$\frac{d R(t)}{dt} = - \lambda_p \beta R(t) \quad (3.10)$$

onde $R(t)$ é a retenção no tempo t após uma única assimilação e β é a constante de desintegração biológica e λ_p é a constante de desintegração

radiativa. Resolvendo a equação (3.10), tem-se:

$$\frac{dR(t)}{R(t)} = - \lambda_r \beta dt$$

$$\ln R(t) = - \lambda_r \beta t$$

$$R(t) = e^{-\lambda_r t} \alpha e^{-\beta t} \quad (3.11)$$

sendo α a retenção inicial total

No modelo citado, da soma de exponenciais de primeira ordem, a função de retenção para mais de um órgão, pode ser representado por:

$$R(t) = \sum_{i=1}^n e^{-\lambda_r t} \alpha_i e^{-\beta_i t} \quad \beta_i \geq 0 \quad (3.12)$$

Supõe-se que em membros normais de uma dada espécie, os valores de β_i e o número de termos n , são independentes da idade. Se isto não ocorrer, a variação com a idade, poderá ser descrita pelas oscilações nos valores dos coeficientes α_i .

Por isso, é necessário um conhecimento detalhado do processo de retenção, antes deste modelo ser satisfatoriamente utilizado, como base para o cálculo e descrição do processo de retenção.

Como pode-se escrever que:

$$Y(t) = - \frac{1}{\lambda_r} \frac{dR(t)}{dt} \quad (3.13)$$

e pela equação (3.12) pode se dizer que:

$$R(t) = \sum_{i=1}^n e^{-\lambda_r t} \alpha_i e^{-\beta_i t}$$

resolvendo as equações acima tem-se que:

$$Y(t) = -\frac{1}{\lambda_r} \frac{dR(t)}{dt} = -\frac{1}{\lambda_r} \sum_{i=1}^n \alpha_i (-\beta_i) e^{-\beta_i t - \lambda_r t} \quad (3.14)$$

então:

$$Y(t) = e^{-\lambda_r t} \sum_{i=1}^n \alpha_i \beta_i e^{-\beta_i t} \quad (3.15)$$

A análise dessa última equação sugere a colocação de um termo exponencial para representar a eliminação de material radioativo de cada órgão.

Partindo desse pressuposto o número de termos exponenciais que representará a excreção total dependerá do número de órgão de deposição do material radioativo e portanto dentro da técnica da análise compartimental, do número de compartimentos em questão.

Dado que cada termo da exponencial de primeira ordem representará um órgão de deposição, haverá para este órgão uma meia vida efetiva específica, que será representada por $0,693/\beta_i$. Esta meia vida efetiva é definida como sendo o tempo necessário para um elemento radioativo em um organismo decair 50%, como resultado da ação combinada do decaimento radioativo e da eliminação biológica.

Então:

$$T_e = \frac{T_b T_r}{T_b + T_r}$$

em que T_b é a meia vida biológica, que é o tempo necessário para o corpo eliminar metade da dose administrada de qualquer substância pelos processos regulares de eliminação, e T_r é a meia vida radioativa do elemento em questão.

Nos casos em que T_r é muito maior do que T_b tem-se que:

$$T_e = T_b$$

4. EQUAÇÕES DE EXCREÇÃO, RETENÇÃO E CÁLCULO DE DOSE PARA O URÂNIO

4.1. DESCRIÇÃO DO MÉTODO

Em face aos capítulos anteriores verifica-se que as equações que descrevem o comportamento biológico de um radioelemento, podem ser de 2 tipos /27,36,53/. Uma possui um caráter exponencial e por isto um significado metabólico mais simples. A outra expressão é formulada por uma função de potência. Esta não possui um significado metabólico, e é utilizada principalmente quando não se conhece muito bem os órgãos assimiladores do material radioativo e as porcentagens de deposição /63/.

Dado que a função de potência pode ser desenvolvida em uma série de exponenciais, pode-se fazer, um cálculo aproximado, por comparação, com os resultados experimentais, sem se conhecer perfeitamente as características metabólicas e os órgãos assimiladores do material radioativo, partindo da função de potência.

Como foi visto no item 2.4 o metabolismo do urânio é razoavelmente bem conhecido, o que se possibilita introduzir a análise compartimental e optar pela função exponencial, dado que esta tem um significado

metabólico simples e conhecido. Pelo estudo do comportamento biológico do urânio, verificou-se o número de compartimentos de deposição e portanto o número de termos exponenciais que se deve utilizar no desenvolvimento da equação que define a função de potência.

Para tanto, a partir dos resultados das análises radiotoxicológicas de urânio na urina, pretende-se desenvolver uma equação que defina a função de excreção urinária de cada indivíduo, para que se possa avaliar no menor período de tempo possível, as meias vidas biológicas específicas.

Isto é necessário para que se possa, partindo da quantidade de urânio eliminada via urina, no primeiro dia, fazer uma estimativa grosseira da dose equivalente concomitada, e a medida que mais amostras de urina forem analisadas, fazer cálculos mais precisos da carga corporal e consequentemente da dose equivalente concomitada.

Tudo isto poderá ser realizado, mediante um estudo de análise compartimental que englobe os 3 compartimentos de deposição do urânio, a saber: o rim, o pulmão e o osso. Portanto na expressão matemática deve-se ter 3 termos exponenciais. Além disso deve-se conhecer também a fração excretada durante o primeiro dia após a assimilação.

Supondo válidos os valores recomendados pela ICRP /36/, da fração excretada e das meias vidas biológicas em cada compartimento, pode-se calcular grosseiramente a dose equivalente concomitada, usufruindo-se inicialmente desses valores e substituindo-os a medida que venha a se conhecer os valores das meias vidas específicas do indivíduo em apreço, pelos resultados das análises de urina.

Com o resultado da análise de urina coletada durante o primeiro dia, pode-se estimar imediatamente a dose equivalente concomitada, supondo que foi eliminado 80% da quantidade de urânio assimilado, valor médio

previsto pela ICRP, ou ainda supor o valor médio encontrado neste trabalho, dos indivíduos analisados, cujas características de excreção em urina serão apresentadas no item 4.2.

Como os valores dos coeficientes que multiplicam as exponenciais não foram dados pela ICRP, adotou-se os valores médios determinados a partir da curva da quantidade excretada em função do tempo.

Uma segunda estimativa poderá ser feita, logo que for grosseiramente determinada a meia vida biológica mais curta, do indivíduo em apreço (compartimento do rim). Neste caso a correção da dose será feita substituindo-se essa meia vida em lugar daquela proposta pela ICRP.

Uma nova avaliação será feita, quando for possível identificar a segunda meia vida (a do pulmão) e portanto corrigir a primeira.

Uma última avaliação e que será a mais precisa, será realizada após a determinação da terceira meia vida e portanto corrigir as anteriores. Essa terceira meia vida corresponde ao compartimento - osso.

Isto possibilitará, em caso de uma assimilação acidental, ao serviço médico, decidir sobre as medidas iniciais que deverá tomar, e ter possibilidade de alterá-las em função dos resultados que serão obtidos em seguida, em relação ao indivíduo e em função da dose equivalente concomitada prevista por estes cálculos.

4.2. CASOS A SEREM ANALISADOS /10,13,23,31,64,65/

No projeto Rochester /31/, fez-se experiências com seres humanos com os seguintes objetivos:

1. encontrar qual a dose de sal de urânio solúvel que, quando injetado como uma única dose intravenosamente, produziria

somente dano renal detectável,

2. medir a taxa pela qual compostos de urânio solúveis são excretados após serem introduzidos na circulação sanguínea, e
3. observar os efeitos dos procedimentos planejados de aumentar ou diminuir a taxa de eliminação do urânio.

Para isto foram selecionados 6 indivíduos, que estavam hospitalizados mas tinham função renal normal. As mais altas doses foram administradas nos pacientes idosos, a fim de minimizar a possibilidade de efeitos tardios da radiação.

Na preparação da dose, a ser injetada, a solução de nitrato de uranilo foi diluída com 1,15% de solução de acetato de sódio e ajustado para pH 4,5. Após a verificação do conteúdo de urânio, em volume pré-determinado foi injetado na veia basílica do indivíduo. Duas doses adicionais, cada uma contendo o volume pré-determinado e preparado da mesma maneira, foram analisadas para a verificação do conteúdo de urânio, e o valor médio foi tomado como sendo a quantidade injetada no indivíduo.

O urânio utilizado para estes experimentos, foi o de composição isotópica de 29,34% de ^{238}U , 70% de ^{235}U e 0,66 de ^{234}U . A sua atividade era cerca de 93 desintegrações α por minuto por μg de urânio.

Na tabela 4.1 apresenta-se os resultados das análises radiológicas da urina, dos 6 indivíduos.

Um outro caso analisado foi de um trabalhador exposto acidentalmente à U_3O_8 , durante uma operação em que consistia de tirar as limalhas dos orifícios que haviam sido feitos em peças de metal de urânio. Este metal estava altamente enriquecido, cerca de 90% de ^{235}U e as limalhas finalmente divididas, quando queimadas, produziam um gás radioativo. O urânio

- TABELA 4.1 -

RESULTADOS DAS ANÁLISES RADIOTOXICOLÓGICAS EM URINA /31/

Indivíduo 1		Indivíduo 2	
$q = 381,15 \mu\text{g}$		$q = 475,65 \mu\text{g}$	
horas	fração excretada	horas	fração excretada
	-1		-1
3,00	5,33.10	0,50	2,66.10
	-2		-1
4,00	9,70.10	2,10	2,12.10
	-1		-1
9,00	1,55.10	5,30	2,00.10
	-2		-2
11,0	2,10.10	7,80	4,90.10
	-2		-2
21,0	1,18.10	9,50	3,90.10
			-2
		16,8	6,00.10
			-2
		22,0	2,00.10
Indivíduo 3		Indivíduo 4	
$q = 584,60 \mu\text{g}$		$q = 1920,0 \mu\text{g}$	
horas	fração excretada	horas	fração excretada
	-1		-1
1,50	3,48.10	3,30	2,34.10
	-1		-1
6,30	2,60.10	5,10	1,24.10
	-1		-1
9,80	4,20.10	9,90	1,75.10
	-1		-2
18,8	3,80.10	13,2	5,00.10
	-3		-2
23,0	4,80.10	16,2	4,60.10
			-2
		21,0	2,80.10

continuação da tabela 4.1

Indivíduo 5		Indivíduo 6	
$q = 2743,6 \mu\text{g}$		$q = 8906,6 \mu\text{g}$	
horas	fração excretada	horas	fração excretada
6,50	$5,23 \cdot 10^{-1}$	2,50	$2,30 \cdot 10^{-1}$
7,80	$9,30 \cdot 10^{-2}$	5,40	$1,72 \cdot 10^{-1}$
11,8	$4,30 \cdot 10^{-2}$	7,80	$1,53 \cdot 10^{-1}$
14,0	$2,80 \cdot 10^{-2}$	9,80	$7,70 \cdot 10^{-2}$
15,8	$1,60 \cdot 10^{-2}$	12,1	$5,70 \cdot 10^{-2}$
19,8	$1,60 \cdot 10^{-2}$	14,7	$3,70 \cdot 10^{-2}$
22,3	$1,06 \cdot 10^{-2}$	17,9	$2,60 \cdot 10^{-2}$
		21,1	$1,56 \cdot 10^{-2}$
		22,0	$8,60 \cdot 10^{-3}$

tinha uma atividade específica de 54 pCi / μ g. A exposição foi detectada em amostras de urina, rotineiramente analisadas. A exata duração do período da exposição, não foi possível ser determinada, mas sabe-se que não excedeu a 10 dias.

Após o conhecimento do acidente, designaram o indivíduo exposto para exercer atividades onde a possibilidade de adicionais exposições, tanto à urânio como a outros elementos radioativos, fosse mínima. Com o propósito de estudar um modelo de excreção, de um indivíduo acidentalmente exposto à U_3O_8 , foram realizadas análises radiotoxicológicas em urina, deste trabalhador. Os resultados de tais análises encontram-se listados na tabela 4.2 /65/.

Um outro indivíduo que estava trabalhando com urânio metálico em pó, foi exposto a quantidades maciças de gás de óxido de urânio quando o pó, inesperadamente, explodiu /23/. Após o acidente o sujeito foi hospitalizado, por causa das extensas queimaduras e foram coletadas e analisadas amostras de urina. Os resultados das análises radiotoxicológicas em urina estão listados na tabela 4.3.

No "Feed Materials Production Center", ocorreu exposição acidental de vários indivíduos, a compostos de urânio. Foram realizadas análises radiotoxicológicas em urina, dos indivíduos envolvidos no acidente. Os resultados dessas análises encontram-se na tabela 4.4 /10/. O autor não descreve a situação em que ocorreu o acidente, e nem quando se começaram as coletas da urina, após o acidente. Em virtude disto, para efeito de cálculo da dose equivalente concomitada supôs-se que a primeira coleta tenha sido feita 10 dias após o acidente.

4.3. DESENVOLVIMENTO DAS EQUAÇÕES DE EXCREÇÃO

A equação que descreve a função de excreção, de quantidades as

- TABELA 4.2 -

RESULTADOS DAS ANÁLISES RADIOTOXICOLÓGICAS EM URINA DO INDIVÍDUO 7

DIAS	$E(t)$ em μCi	DIAS	$E(t)$ em μCi
10	6,02	250	$1,50 \cdot 10^{-1}$
15	5,00	260	$9,59 \cdot 10^{-2}$
20	2,00	270	$2,20 \cdot 10^{-2}$
30	1,20	280	$5,00 \cdot 10^{-2}$
40	$5,08 \cdot 10^{-1}$	290	$3,80 \cdot 10^{-2}$
50	$2,50 \cdot 10^{-1}$	310	$4,00 \cdot 10^{-2}$
55	$3,50 \cdot 10^{-1}$	330	$3,10 \cdot 10^{-2}$
60	$3,20 \cdot 10^{-1}$	340	$3,20 \cdot 10^{-2}$
65	$2,20 \cdot 10^{-1}$	350	$4,50 \cdot 10^{-2}$
70	$2,80 \cdot 10^{-1}$	380	$3,70 \cdot 10^{-2}$
90	$2,20 \cdot 10^{-1}$	390	$2,80 \cdot 10^{-2}$
110	$2,40 \cdot 10^{-1}$	400	$4,30 \cdot 10^{-2}$
120	$3,80 \cdot 10^{-1}$	410	$6,00 \cdot 10^{-2}$
130	$1,30 \cdot 10^{-1}$	420	$3,00 \cdot 10^{-2}$
140	$2,10 \cdot 10^{-1}$	430	$2,50 \cdot 10^{-2}$
150	$2,00 \cdot 10^{-1}$	440	$2,20 \cdot 10^{-2}$
160	$1,50 \cdot 10^{-1}$	450	$2,90 \cdot 10^{-2}$
170	$2,15 \cdot 10^{-1}$	460	$1,90 \cdot 10^{-2}$
180	$2,20 \cdot 10^{-1}$	470	$1,20 \cdot 10^{-2}$
190	$2,00 \cdot 10^{-1}$	480	$1,50 \cdot 10^{-2}$
210	$8,10 \cdot 10^{-2}$	490	$1,70 \cdot 10^{-2}$
220	$8,50 \cdot 10^{-2}$	510	$1,04 \cdot 10^{-2}$
230	$5,30 \cdot 10^{-2}$	520	$1,70 \cdot 10^{-2}$
240	$9,50 \cdot 10^{-2}$	530	$1,50 \cdot 10^{-2}$

continuação da tabela 4.2

<i>DIAS</i>	<i>E(t) em μCi</i>	<i>DIAS</i>	<i>E(t) em μCi</i>
550	$7,30 \cdot 10^{-3}$	710	$1,02 \cdot 10^{-2}$
560	$9,40 \cdot 10^{-3}$	720	$8,00 \cdot 10^{-3}$
570	$1,80 \cdot 10^{-2}$	740	$5,00 \cdot 10^{-3}$
580	$1,20 \cdot 10^{-2}$	750	$9,00 \cdot 10^{-3}$
590	$2,30 \cdot 10^{-2}$	760	$6,20 \cdot 10^{-3}$
600	$1,72 \cdot 10^{-2}$	770	$7,00 \cdot 10^{-3}$
610	$1,30 \cdot 10^{-2}$	780	$8,30 \cdot 10^{-3}$
620	$8,50 \cdot 10^{-3}$	800	$5,60 \cdot 10^{-3}$
640	$1,70 \cdot 10^{-2}$	850	$5,00 \cdot 10^{-3}$
650	$1,50 \cdot 10^{-2}$	940	$3,20 \cdot 10^{-3}$
660	$1,50 \cdot 10^{-2}$	1030	$3,80 \cdot 10^{-3}$
670	$1,12 \cdot 10^{-2}$	1120	$3,00 \cdot 10^{-3}$
690	$9,00 \cdot 10^{-3}$	1200	$2,80 \cdot 10^{-3}$

- TABELA 4.3 -

RESULTADOS DAS ANÁLISES RADIOTOXICOLÓGICAS EM URINA DO INDIVÍDUO 8

DIAS	$E(t)$ em μCi	DIAS	$E(t)$ em μCi
10	6,20	130	2,82.10 ⁻¹
15	3,48	135	3,42.10 ⁻¹
20	1,92	140	4,08.10 ⁻¹
25	1,58	145	2,83.10 ⁻¹
30	1,11	150	2,55.10 ⁻¹
35	9,31.10 ⁻¹	155	1,95.10 ⁻¹
40	7,86.10 ⁻¹	160	2,02.10 ⁻¹
45	9,83.10 ⁻¹	165	2,35.10 ⁻¹
50	7,67.10 ⁻¹	170	1,82.10 ⁻¹
55	5,05.10 ⁻¹	175	1,79.10 ⁻¹
60	5,68.10 ⁻¹	180	2,45.10 ⁻¹
65	4,85.10 ⁻¹	185	1,52.10 ⁻¹
70	6,22.10 ⁻¹	190	1,66.10 ⁻¹
75	4,43.10 ⁻¹	195	1,36.10 ⁻¹
80	5,23.10 ⁻¹	200	1,02.10 ⁻¹
85	3,46.10 ⁻¹	205	1,59.10 ⁻¹
90	4,77.10 ⁻¹	210	1,10.10 ⁻¹
95	3,80.10 ⁻¹	215	9,86.10 ⁻²
100	4,76.10 ⁻¹	220	9,94.10 ⁻²
105	3,14.10 ⁻¹	225	1,28.10 ⁻²
110	4,24.10 ⁻¹	230	8,87.10 ⁻¹
115	3,64.10 ⁻¹	235	1,15.10 ⁻²
120	3,22.10 ⁻¹	240	8,74.10 ⁻²
125	3,51.10 ⁻¹	245	9,48.10 ⁻²

continuação da tabela 4.3

<i>DIAS</i>	<i>E(t) em μCi</i>
250	$6,52 \cdot 10^{-2}$
255	$8,61 \cdot 10^{-2}$
260	$7,19 \cdot 10^{-2}$
265	$7,47 \cdot 10^{-2}$
270	$5,98 \cdot 10^{-2}$
275	$5,41 \cdot 10^{-2}$
280	$6,15 \cdot 10^{-2}$
285	$5,09 \cdot 10^{-2}$
290	$6,18 \cdot 10^{-2}$
295	$5,06 \cdot 10^{-2}$
300	$4,73 \cdot 10^{-2}$
305	$5,11 \cdot 10^{-2}$
310	$4,45 \cdot 10^{-2}$
315	$4,67 \cdot 10^{-2}$
320	$4,55 \cdot 10^{-2}$
325	$4,57 \cdot 10^{-2}$
330	$4,71 \cdot 10^{-2}$
335	$4,50 \cdot 10^{-2}$
340	$4,72 \cdot 10^{-2}$
345	$3,98 \cdot 10^{-2}$
350	$4,45 \cdot 10^{-2}$

- TABELA 4.4 -

RESULTADOS DAS ANÁLISES RADIOTOXICOLÓGICAS EM URINA

Indivíduo 9		Indivíduo 10	
DIAS	$E(t)$ em μCi	DIAS	$E(t)$ em μCi
10	6,30	10	4,55
14	3,61	13	2,94
16	8,40.10 ⁻¹	14	2,38
23	7,14.10 ⁻¹	15	1,47
24	5,46.10 ⁻¹	16	1,05
25	2,86.10 ⁻¹	17	9,83.10 ⁻¹
26	2,65.10 ⁻¹	21	5,22.10 ⁻¹
27	1,81.10 ⁻¹	22	5,01.10 ⁻¹
37	1,68.10 ⁻¹	23	3,43.10 ⁻¹
42	1,18.10 ⁻¹	28	2,30.10 ⁻¹
43	1,05.10 ⁻²	41	1,05.10 ⁻²
59	9,24.10 ⁻²	42	9,01.10 ⁻²
68	5,04.10 ⁻²	67	6,52.10 ⁻²
73	3,78.10 ⁻²	99	3,75.10 ⁻²
84	2,94.10 ⁻²	156	2,40.10 ⁻²
146	1,68.10 ⁻²	180	1,20.10 ⁻²
172.	1,26.10 ⁻²	184	1,10.10 ⁻²
202	1,34.10 ⁻²	253	3,40.10 ⁻²
232	1,11.10 ⁻²	380	2,10.10 ⁻²
		387	1,40.10 ⁻⁴
		413	7,03.10 ⁻⁴
		420	4,50.10 ⁻⁴

continuação da tabela 4.4

Indivíduo 11

<i>DIAS</i>	<i>E(t) em Ci</i>	<i>DIAS</i>	<i>E(t) em μCi</i>
10	4,62	101	2,35.10 ⁻²
12	3,29	102	2,25.10 ⁻²
13	1,82	103	2,10.10 ⁻²
14	1,68	106	2,15.10 ⁻²
15	1,47	166	5,60.10 ⁻³
16	1,40	183	3,71.10 ⁻³
19	1,35	194	2,31.10 ⁻³
20	1,40	291	1,11.10 ⁻³
21	1,05	324	9,10.10 ⁻⁴
22	7,59.10 ⁻¹		
23	6,80.10 ⁻¹		
27	6,50.10 ⁻¹		
28	6,20.10 ⁻¹		
29	7,70.10 ⁻¹		
30	5,60.10 ⁻¹		
31	3,85.10 ⁻¹		
32	3,71.10 ⁻¹		
34	3,58.10 ⁻¹		
35	2,80.10 ⁻¹		
36	2,35.10 ⁻¹		
37	1,40.10 ⁻¹		
38	1,75.10 ⁻¹		
39	1,22.10 ⁻¹		
58	4,55.10 ⁻²		
60	4,30.10 ⁻²		
61	2,80.10 ⁻²		

continuação da tabela 4.4

Indivíduo 12

<i>DIAS</i>	<i>E(t) em Cl</i>
10	6,98
35	1,24
36	6,16.10 ⁻¹
37	3,36.10 ⁻¹
38	3,14.10 ⁻¹
52	1,71.10 ⁻¹
53	1,51.10 ⁻¹
54	1,34.10 ⁻¹
72	1,03.10 ⁻²
100	8,68.10 ⁻²
172	6,16.10 ⁻²
181	4,76.10 ⁻²
182	4,48.10 ⁻²
188	5,60.10 ⁻²
191	3,64.10 ⁻²
250	1,94.10 ⁻²
304	1,66.10 ⁻²
312	1,52.10 ⁻²

similadas de compostos de urânio, para $0 < t < 1$, é:

$$Y_u(1) = A e^{-\lambda_r t} \quad (4.1)$$

onde:

$Y_u(1)$ é a fração excretada na urina, no primeiro dia, após a as
similação,

t é o tempo em dias, decorrido desde a assimilação até o dia
da coleta da urina,

λ_r é a constante de decaimento radioativo.

A constante A é determinada medindo a atividade na urina do primeiro dia e, relacionando o valor encontrado com o valor médio da fração excretada estabelecida pela ICRP, ou com o valor médio, determinado neste trabalho, que foi obtido pela análise dos indivíduos citados no item anterior.

Como foi visto anteriormente, os compostos de urânio quando as
similados, depositam-se em 3 órgãos principais, o rim, o pulmão e o osso. Baseando-se nisto, pode-se montar um modelo compartimental, para descre
ver a retenção e a excreção dos compostos de urânio no organismo.

Na figura 4.1, apresenta-se o modelo de 3 compartimentos de de
posição, para compostos de urânio.

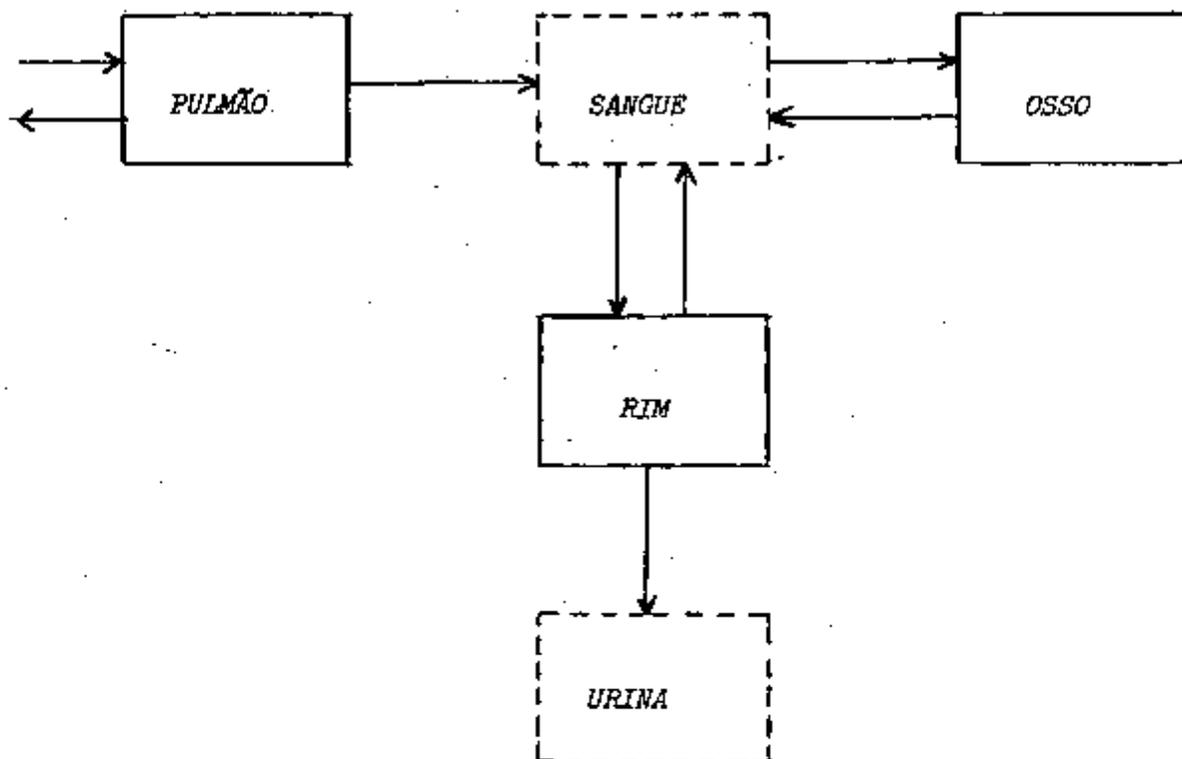
Em vista disto, a equação que melhor descreve a função de excre
ção dos compostos de urânio para $t > 1$, é aquela composta de 3 termos ex
ponenciais de primeira ordem, onde cada termo, descreverá a fração excreta
da, de cada compartimento específico.

Em virtude da equação (3.5), $Y_u(t)$ é definida como sendo:

$$Y_u(t) = e^{-\lambda_r t} \left(\alpha_1 \beta_1 e^{-\beta_1 t} + \alpha_2 \beta_2 e^{-\beta_2 t} + \alpha_3 \beta_3 e^{-\beta_3 t} \right) \quad (4.2)$$

- FIGUR 4.1 -

MODELO COMPARTIMENTAL PARA DESCREVER O METABOLISMO DOS COMPOSTOS DE URÂNIO



onde:

$Y_u(t)$ é a fração excretada num tempo t ,

t é o tempo decorrido desde a assimilação até o dia da coleta da urina,

$\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3$ são as constantes e definem as frações excretadas por cada compartimento. Como todo radionuclídeo é excretado exponencialmente, $\alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 = 1$

$\beta_1, \beta_2, \beta_3$ são as constantes de desintegração biológicas de cada compartimento, e podem ser escritas como:

$$\beta_1 = \frac{0,693}{T_{b1}}, \text{ onde } T_{b1} \text{ é a meia vida biológica do urânio no rim}$$

$\beta_2 = \frac{0,693}{T_{b2}}$, onde T_{b2} é a meia vida biológica do urânio no pulmão,

$\beta_3 = \frac{0,693}{T_{b3}}$, onde T_{b3} é a meia vida biológica do urânio no osso.

4.4. DESENVOLVIMENTO DAS EQUAÇÕES DE RETENÇÃO E CARGA CORPORAL

A fração de urânio retida, $R(t)$, num tempo t em dias, após a assimilação, será igual a 1 menos a quantidade total eliminada, até aquele instante.

Para um tempo, $0 < t < 1$, tem-se que:

$$R(t) = e^{-\lambda_r t} (1 - Y_u(t)) \quad (4.3)$$

Pela equação (4.1), sabe-se que $Y_u(t) = A e^{-\lambda_r t}$, então:

$$R(t) = e^{-\lambda_r t} (1 - A e^{-\lambda_r t}) \quad (4.4)$$

A função de retenção $R(t)$, para tempo maior do que 1 dia, é dada pela equação:

$$R(t) = e^{-\lambda_r t} \left[1 - \int_0^t e^{\lambda_r \zeta} Y_u(\zeta) d\zeta \right] \quad (4.5)$$

Substituindo $Y_u(\zeta)$ pela equação (4.2) tem-se:

$$R(t) = e^{-\lambda_r t} \left[1 - \alpha_1 \beta_1 e^{-\beta_1 \zeta} + \alpha_2 \beta_2 e^{-\beta_2 \zeta} + \alpha_3 \beta_3 e^{-\beta_3 \zeta} \right] d\zeta$$

integrando tem-se:

$$R(t) = e^{-\lambda_r t} \left[1 - \left(-\alpha_1 e^{-\beta_1 t} - \alpha_2 e^{-\beta_2 t} - \alpha_3 e^{-\beta_3 t} + \alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 \right) \right]$$

COMO : $\alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 = 1$

$$R(t) = e^{-\lambda_r t} \left(\alpha_1 e^{-\beta_1 t} + \alpha_2 e^{-\beta_2 t} + \alpha_3 e^{-\beta_3 t} \right) \quad (4.6)$$

A quantidade inicial assimilada, de urânio, q_0 , pode ser calculada, conhecendo-se a quantidade excretada $E(t)$ e a equação da fração de excreção pela urina, $Y_u(t)$, pela relação:

$$E(t) = Y_u(t) q_0 \quad (4.7)$$

ou:

$$q_0 = E(t) / Y_u(t) \quad (4.8)$$

A carga corporal no instante t , $q(t)$, é definida como sendo:

$$q(t) = R(t) q_0 \quad (4.9)$$

substituindo $R(t)$ pela equação (4.6) tem-se:

$$q(t) = q_0 e^{-\lambda_r t} \left(\alpha_1 e^{-\beta_1 t} + \alpha_2 e^{-\beta_2 t} + \alpha_3 e^{-\beta_3 t} \right) \quad (4.10)$$

4.4. DESENVOLVIMENTO DAS EQUAÇÕES PARA O CÁLCULO DA DOSE

Para que se possa calcular a dose equivalente concomitada provocada pela incorporação de quantidades de compostos de urânio, é necessário se conhecer a integral no tempo da incorporação, Q , que é definida como sendo:

$$Q = f_2 \int_0^t q(t) dt \quad (4.11)$$

onde

f_2 é a fração de urânio no órgão de deposição em relação ao corpo inteiro;

Substituindo $q(t)$ pela equação (4.10) tem-se:

$$Q = f_2 q_0 \int_0^t e^{-\lambda_p t} \left[\alpha_1 \frac{e^{-\beta_1 t}}{\lambda} + \alpha_2 e^{-\beta_2 t} + \alpha_3 e^{-\beta_3 t} \right] dt$$

resolvendo a integral tem-se:

$$Q = f_2 q_0 \left[\frac{\alpha_1}{\lambda + \beta_1} \left(1 - e^{-(\lambda + \beta_1)t} \right) + \frac{\alpha_2}{\lambda + \beta_2} \left(1 - e^{-(\lambda + \beta_2)t} \right) + \frac{\alpha_3}{\lambda + \beta_3} \left(1 - e^{-(\lambda + \beta_3)t} \right) \right] \quad (4.12)$$

Então em casos de assimilações de quantidades q_0 de urânio a dose equivalente concomitada, em rem é dada pela equação:

$$H_{50}(\text{rem}) = \frac{51,149 Q \epsilon}{m} \quad (4.13)$$

onde:

Q é a integral no tempo da incorporação em $\mu\text{Ci dia}$

51,149-fator de conversão (*) em (rem-g / MeV $\mu\text{Ci d}$)

ϵ é a energia efetiva em MeV

m é a massa do órgão de deposição em gramas

(*) deduzido no apêndice 1

Pelas novas unidades /74/, sabe-se que:

$$1 \text{ Sievert} = 1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$$

então a dose equivalente concomitada pode ser expressa como:

$$H_{50} \text{ (Sv)} = \frac{51,149 \cdot 10^{-2} \cdot Q \cdot \epsilon}{m}$$

substituindo pela equação (4.12) tem-se:

$$H_{50} = \frac{51,149 \cdot 10^{-2} \cdot \epsilon \cdot q_0 \cdot f_2}{m} \left[\frac{\alpha_1}{\lambda + \beta_1} \left(1 - e^{-(\lambda + \beta_1) \zeta} \right) + \frac{\alpha_2}{\lambda + \beta_2} \left(1 - e^{-(\lambda + \beta_2) \zeta} \right) + \frac{\alpha_3}{\lambda + \beta_3} \left(1 - e^{-(\lambda + \beta_3) \zeta} \right) \right]$$

5. RESULTADOS

5.1. CÁLCULO DA FRAÇÃO DE URÂNIO EXCRETADA DURANTE O PRIMEIRO DIA APÓS A ASSIMILAÇÃO

Utilizando-se os dados da tabela 4.1, calculou-se a fração de urânio excretada através da urina, $Y_u(t)$, durante o primeiro dia, após a assimilação. Estes resultados estão listados na tabela 5.1.

- TABELA 5.1 -

FRAÇÃO EXCRETADA DURANTE O PRIMEIRO DIA

INDIVÍDUOS	$Y_u(1)$
1	$8,24.10^{-1}$
2	$8,42.10^{-1}$
3	$6,93.10^{-1}$
4	$6,57.10^{-1}$
5	$7,29.10^{-1}$
6	$7,76.10^{-1}$
média	$7,54.10^{-1} \pm 7,33.10^{-2}$

5.2. DETERMINAÇÃO DOS PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES

Seguindo o roteiro apresentado no item 4.1, plotaram-se os dados das tabelas 4.2, 4.3 e 4.4 nas figuras 5.1 a 5.6, e por meio destes gráficos determinaram-se os parâmetros da equação que relaciona a quantidade excretada $E(t)$, em Ci, com o tempo em dias.

Substituindo-se a equação (4.2) na equação (4.7) obtêm-se:

$$E(t) = e^{-\lambda_p t} \left[\alpha_1 \beta_1 e^{-\beta_1 t} + \alpha_2 \beta_2 e^{-\beta_2 t} + \alpha_3 \beta_3 e^{-\beta_3 t} \right] q_0$$

Como o decaimento radioativo é desprezível para o ^{235}U urânio, para propósitos de cálculo da dose equivalente concomitada, pode-se simplificar a expressão de $E(t)$, do seguinte modo:

$$E(t) = \alpha_1 \beta_1 e^{-\beta_1 t} + \alpha_2 \beta_2 e^{-\beta_2 t} + \alpha_3 \beta_3 e^{-\beta_3 t} q_0$$

ou

$$E(t) = a_1 e^{-\beta_1 t} + a_2 e^{-\beta_2 t} + a_3 e^{-\beta_3 t} \quad (5.1)$$

onde

$$\begin{aligned} a_1 &= \alpha_1 \beta_1 q_0 \\ a_2 &= \alpha_2 \beta_2 q_0 \\ a_3 &= \alpha_3 \beta_3 q_0 \end{aligned} \quad (5.2)$$

Neste caso, a_1, a_2 e a_3 são os antilogaritmos do ponto de intersecção de cada reta com o eixo dos $E(t)$, nas figuras 5.1 a 5.6 e β_1, β_2 e β_3 são as inclinações dessas retas.

Da equação (4.2) sabe-se também que:

$\alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 = 1$, e então desta equação e das equações (5.2), pode-se determinar os valores de α_1, α_2 e α_3 .

Conhecendo-se a quantidade excretada $E(t)$, num dia qualquer t , e a fração excretada $Y_u(t)$ nesse dia, pode-se determinar a carga corporal inicial q , pela equação (4.8):

$$q_0 = \frac{E(t)}{Y_u(t)} = \frac{\alpha_1 e^{-\beta_1 t} + \alpha_2 e^{-\beta_2 t} + \alpha_3 e^{-\beta_3 t}}{\alpha_1 \beta_1 e^{-\beta_1 t} + \alpha_2 \beta_2 e^{-\beta_2 t} + \alpha_3 \beta_3 e^{-\beta_3 t}}$$

ou ainda:

$$q_0 = \frac{\alpha_1 e^{-\beta_1 t} + \alpha_2 e^{-\beta_2 t} + \alpha_3 e^{-\beta_3 t}}{b_1 e^{-\beta_1 t} + b_2 e^{-\beta_2 t} + b_3 e^{-\beta_3 t}}$$

em que:

$$b_1 = \alpha_1 \beta_1$$

$$b_2 = \alpha_2 \beta_2$$

$$b_3 = \alpha_3 \beta_3$$

Os valores médios dos α_1 , α_2 , α_3 , β_1 , β_2 e β_3 para os indivíduos analisados encontram-se na tabela 5.2.

Nas tabelas 5.3 a 5.8 foram listados os valores de todos os parâmetros necessários para o cálculo da carga corporal e da dose equivalente concomitada, de cada indivíduo. Os parâmetros listados são: T_1 , T_2 , T_3 , α_1 , α_2 , α_3 , β_1 , β_2 , β_3 , b_1 , b_2 e b_3 , para todas as etapas do desenvolvimento deste trabalho;

coluna 2: utilizando-se as meias vidas biológicas e a fração excretada, durante o primeiro, após a assimilação, estabelecidas pela ICRP, e os valores médios de α_1 , α_2 e α_3 , dos indivíduos analisados, determinam-se os demais parâmetros;

coluna 3: análogo ao anterior, a não ser a fração excretada durante o pri

meiro dia, onde se utiliza o valor médio dos indivíduos analisados;

coluna 4: utilizando a primeira meia vida (equivalente aos 7 dias estabelecido pela ICRP) calculada pela curva de excreção até um certo tempo favorável de coleta de urina, e mantendo as demais meias vidas e a fração média, determinaram-se os demais parâmetros;

coluna 5: análogo a anterior, utilizando-se os valores da segunda meia vida, calculada pela curva de excreção e corrigindo-se a primeira já calculada;

coluna 6: análogo a coluna 4, utilizando-se, a última meia vida calculada pela curva de excreção e as anteriores corrigidas, que foram calculadas pela mesma curva.

Nas tabelas 5.5 a 5.8 a meia vida no osso foi considerada, como o valor médio daqueles encontrados nas tabelas 5.3 e 5.4, pois como pode ser visto nos respectivos gráficos, tais valores não podem ser determinados.

5.3. CÁLCULO DA CARGA CORPORAL E DA DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA

Como foi visto anteriormente, a equação que descreve a excreção de urânio, de um indivíduo, via urina, é válida somente para tempo maior do que 1 dia, então para propósitos de cálculo da dose equivalente concomitada total é necessário adicionar a dose interna recebida durante o primeiro dia.

A quantidade q_0 , calculada a partir da equação (4.8), é a carga corporal após o primeiro dia, e coincidirá com a fração retida após esse

dia, então pode-se escrever que:

$$q_0 = [1 - Y_u(t)] q \quad (5.3)$$

onde

q é a carga corporal inicial, de urânio assimilado, para $t=0$.

Desta relação pode-se dizer que a carga corporal inicial é:

$$q = \frac{1}{1 - Y_u(t)} q_0 \quad (5.4)$$

Supondo que a eliminação durante a primeiro dia, segue uma razão constante em função do tempo, pode-se considerar a carga corporal $q(1)$ durante o primeiro dia, após a assimilação, como sendo:

$$q(1) = \frac{q + q_0}{2} \quad \text{ou}$$

$$q(1) = \left[\frac{1}{1 - Y_u(1)} + 1 \right] \frac{q_0}{2} \quad (5.5)$$

Então para o cálculo da dose $H(1)$ do primeiro dia, utilizar-se-á a equação (4.14), onde f_1 será igual a 1 e a carga corporal igual a $q(1)$, então pode-se escrever que:

$$H(1) = \frac{51,149 \cdot \varepsilon \cdot q(1) \cdot f_2}{m} \left[\frac{\alpha_1}{\beta_1} \left(1 - e^{-\beta_1} \right) + \frac{\alpha_2}{\beta_2} \left(1 - e^{-\beta_2} \right) + \frac{\alpha_3}{\beta_3} \left(1 - e^{-\beta_3} \right) \right] \quad (5.6)$$

Sabendo-se que /38/ :

para o rim

$$\epsilon = 43 \text{ MeV}$$

$$f_2 = 0,065$$

$$m = 300 \text{ g}$$

para o pulmão

$$\epsilon = 43 \text{ MeV}$$

$$f_2 = 0,25$$

$$m = 1000 \text{ g}$$

para o osso

$$\epsilon = 220 \text{ MeV}$$

$$f_2 = 0,085$$

$$m = 7000 \text{ g}$$

e que os demais parâmetros encontram-se nas tabelas 5.3 a 5.8, calculou-se a dose recebida no primeiro dia após a assimilação.

A dose equivalente concomitada, a partir do primeiro dia, nos órgãos específicos de deposição, será aquela calculada pela equação (4.14) com ζ igual a 18250 dias.

Então a dose equivalente concomitada total $H_{50}(T)$ será dada por:

$$H_{50}(T) = H(1) + H_{50} \quad (5.7)$$

O valor da carga corporal utilizado para estes cálculos, foi determinado, em base na equação (4.8), onde a quantidade excretada, será tomada, como sendo aquela, encontrada no décimo dia, para cada indivíduo. Pode-se escrever, então que:

$$q_0 = E(10) / Y_u(10)$$

Os valores das cargas corporais e das doses equivalentes conco
mitada para cada órgão específico de deposição serão apresentados nas ta
belas 5.9 a 5.14, para cada indivíduo.

A ICRP /74/ recomenda que os limites de dose para os efeitos es
tocásticos estejam baseados no princípio de que o risco no corpo inteiro
seria igual, se este fosse irradiado tanto uniformente como não unifor
mente. Esta condição é satisfeita se:

$$\sum_T W_T H_T \leq H_{wb,L}$$

onde

W_T é o fator peso que representa a proporção do risco estocás
tico no tecido T em relação ao risco total, quando o cor
po inteiro é irradiado uniformente;

H_T é a dose equivalente anual no tecido T , e

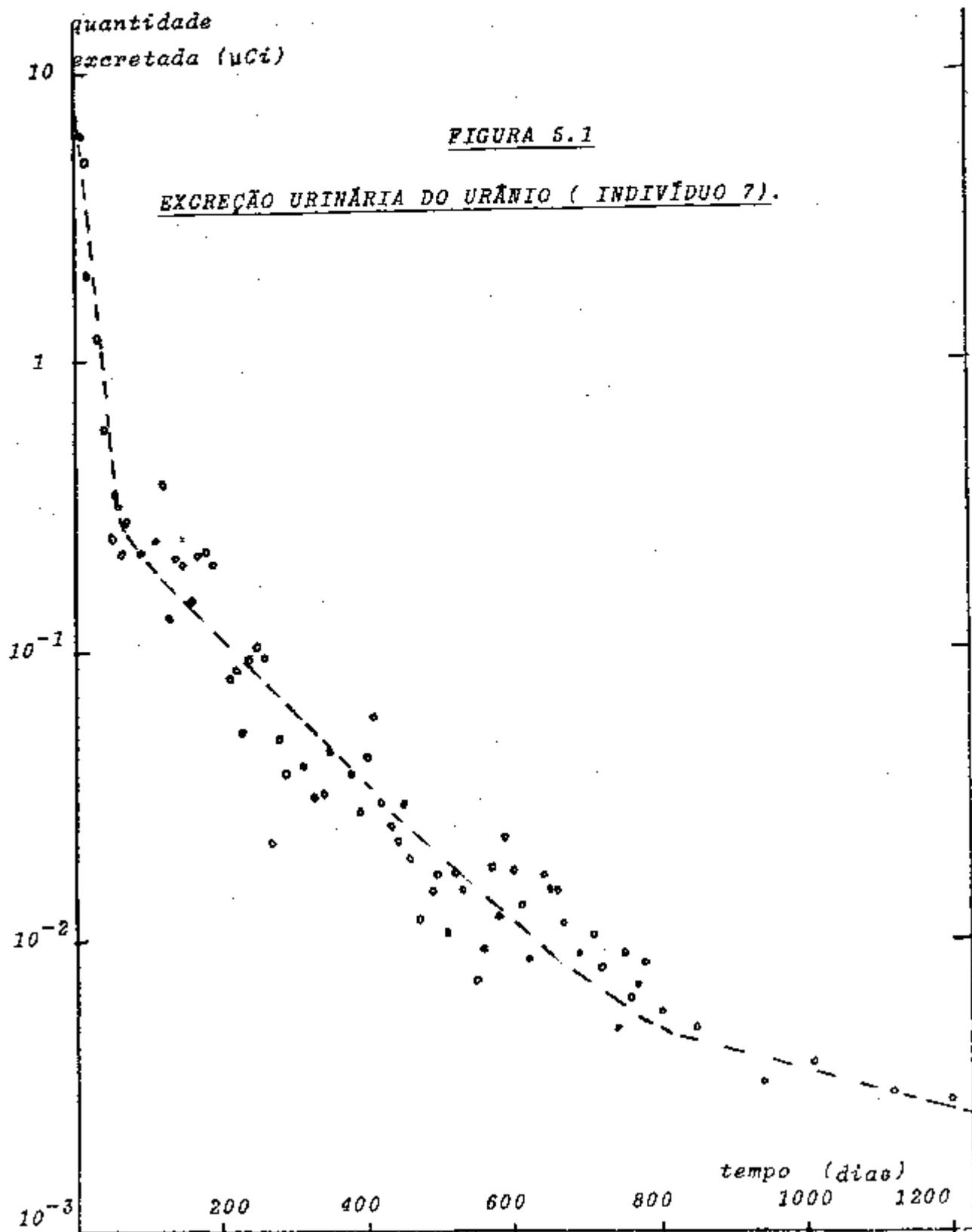
$H_{wb,L}$ é o limite de dose equivalente anual recomendado para o cor
po inteiro, que é de 50 mSv (5 rem)

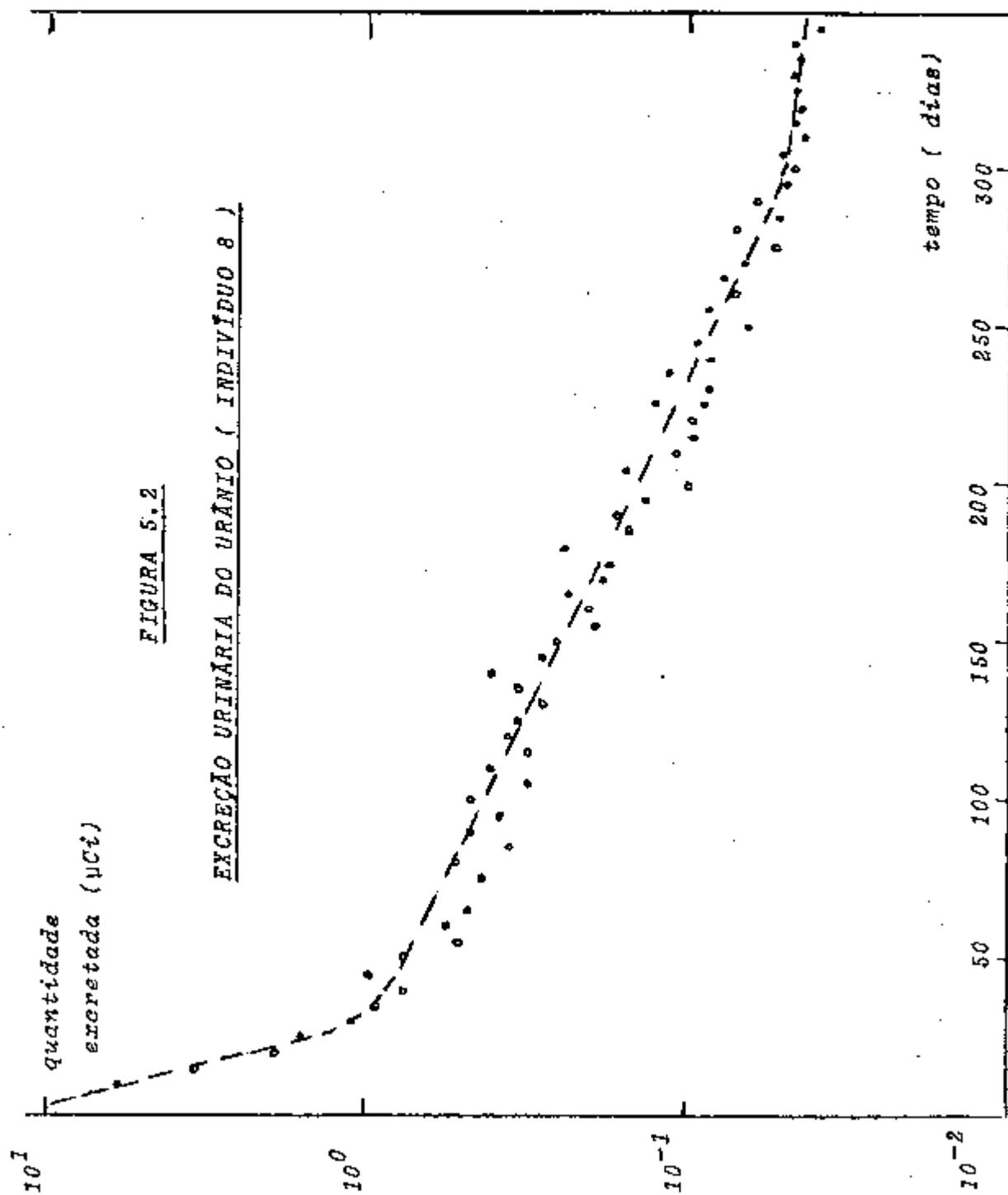
Os valores de W_T recomendados pela ICRP são:

para o osso	0,03
para o pulmão	0,12
para o rim	0,06

Como os principais riscos, para o pulmão e osso, provocados pe
lo urânio são necroses e canceres, portanto efeitos estocásticos, achou
-se conveniente efetuar a equivalência para uma irradiação uniforme do
corpo inteiro como sugere a ICRP.

Na tabela 5.15 encontram-se os resultados dessa equivalência pa
ra as diferentes etapas de desenvolvimento deste trabalho.

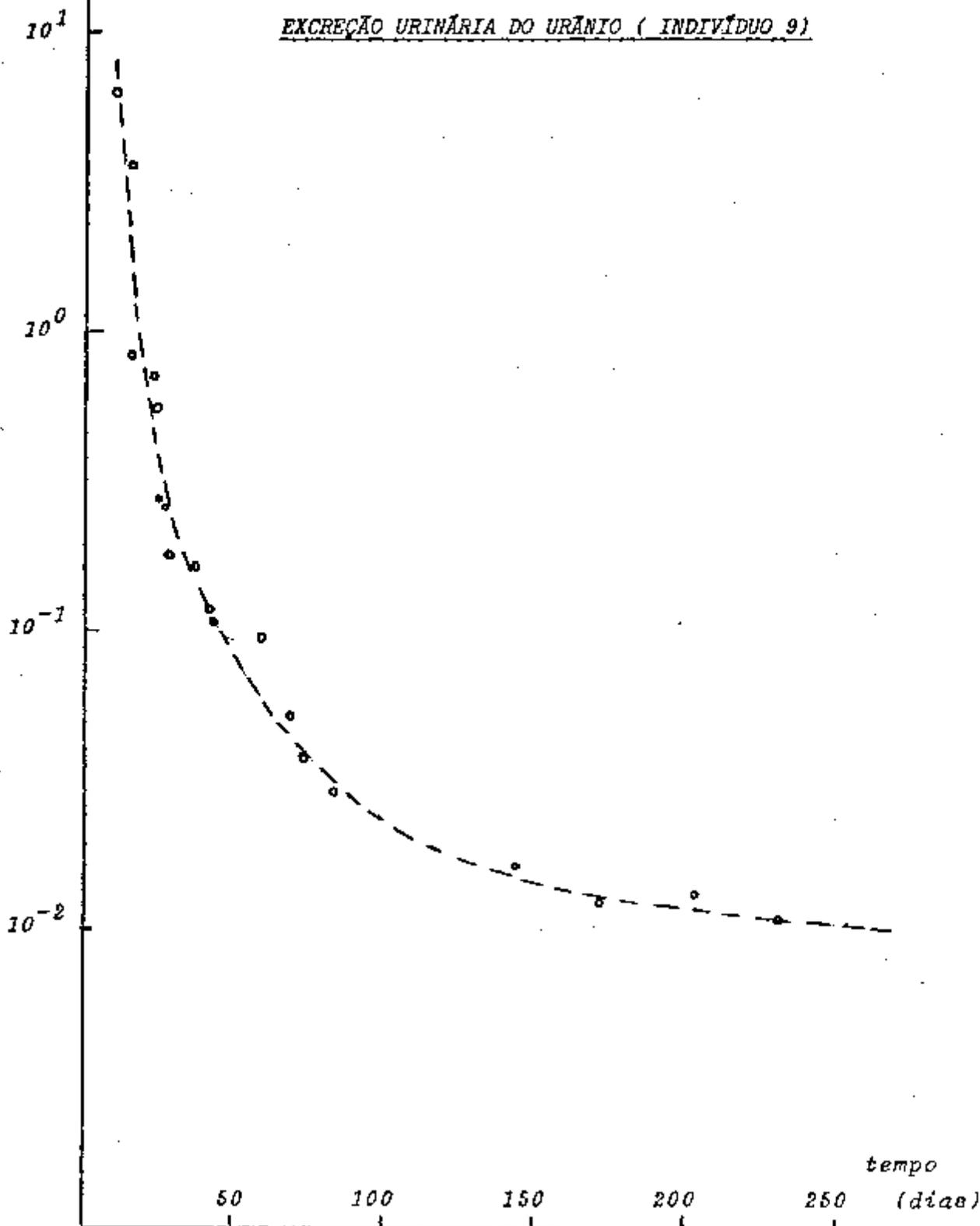


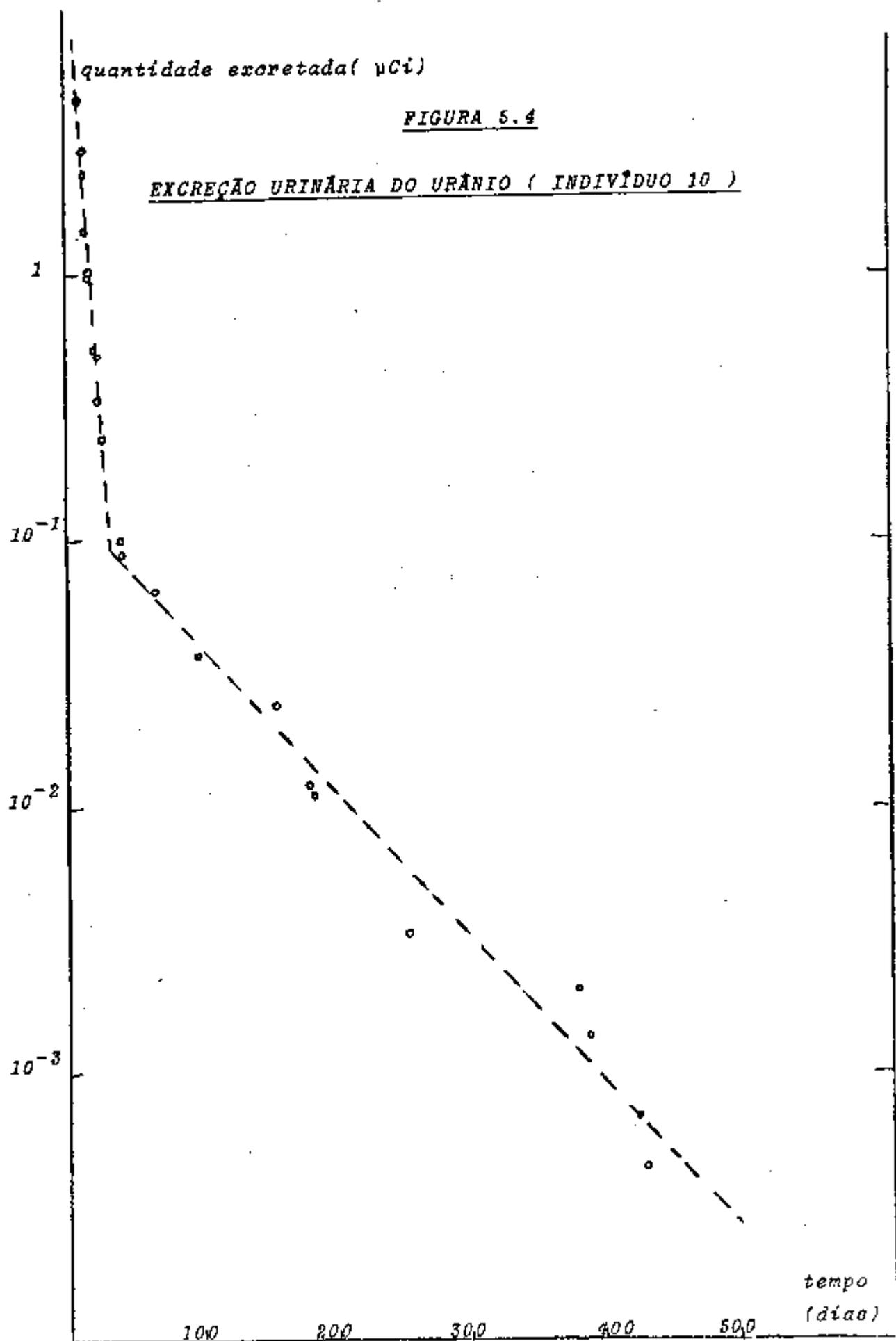


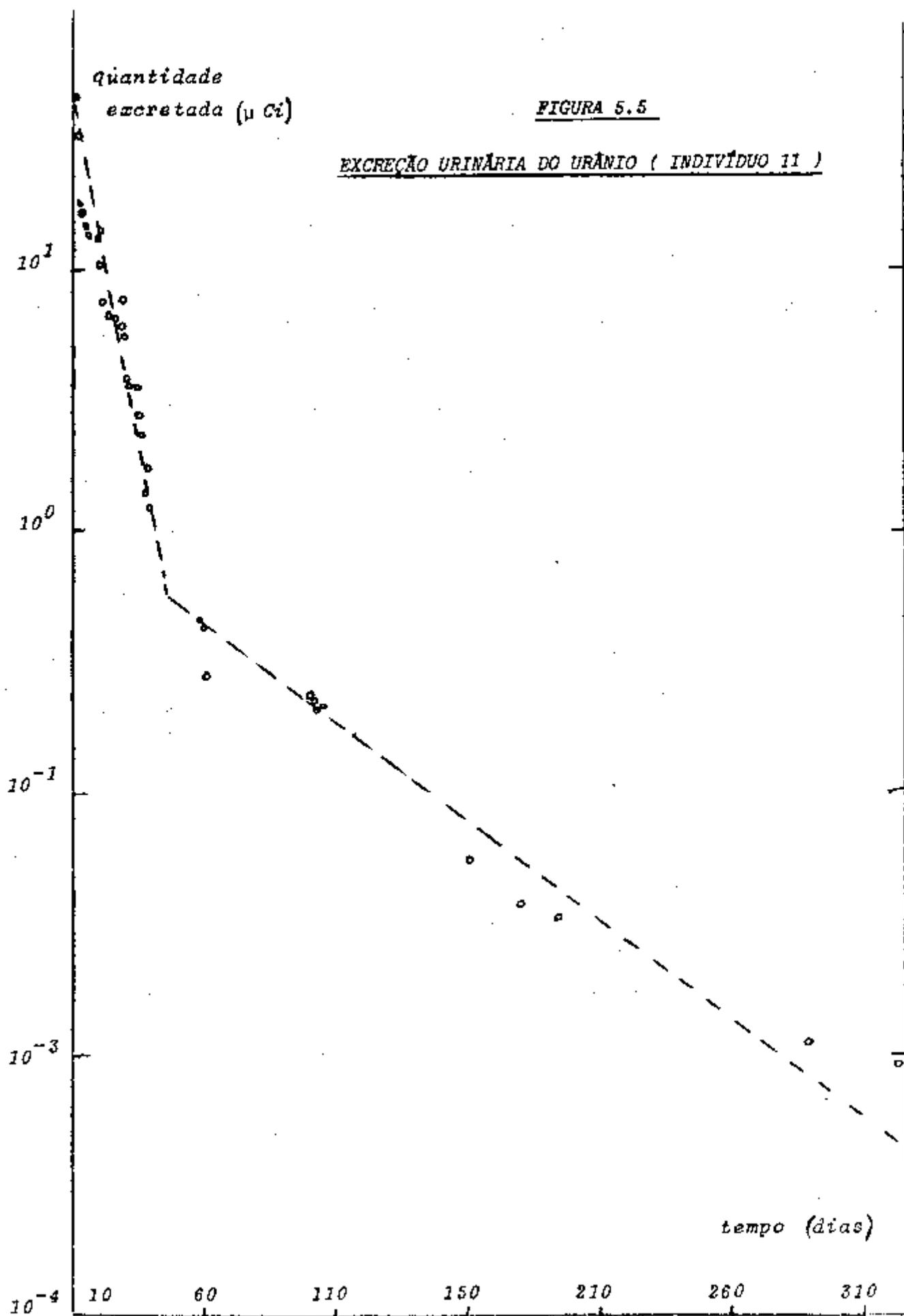
quantidade
excretada (μCi)

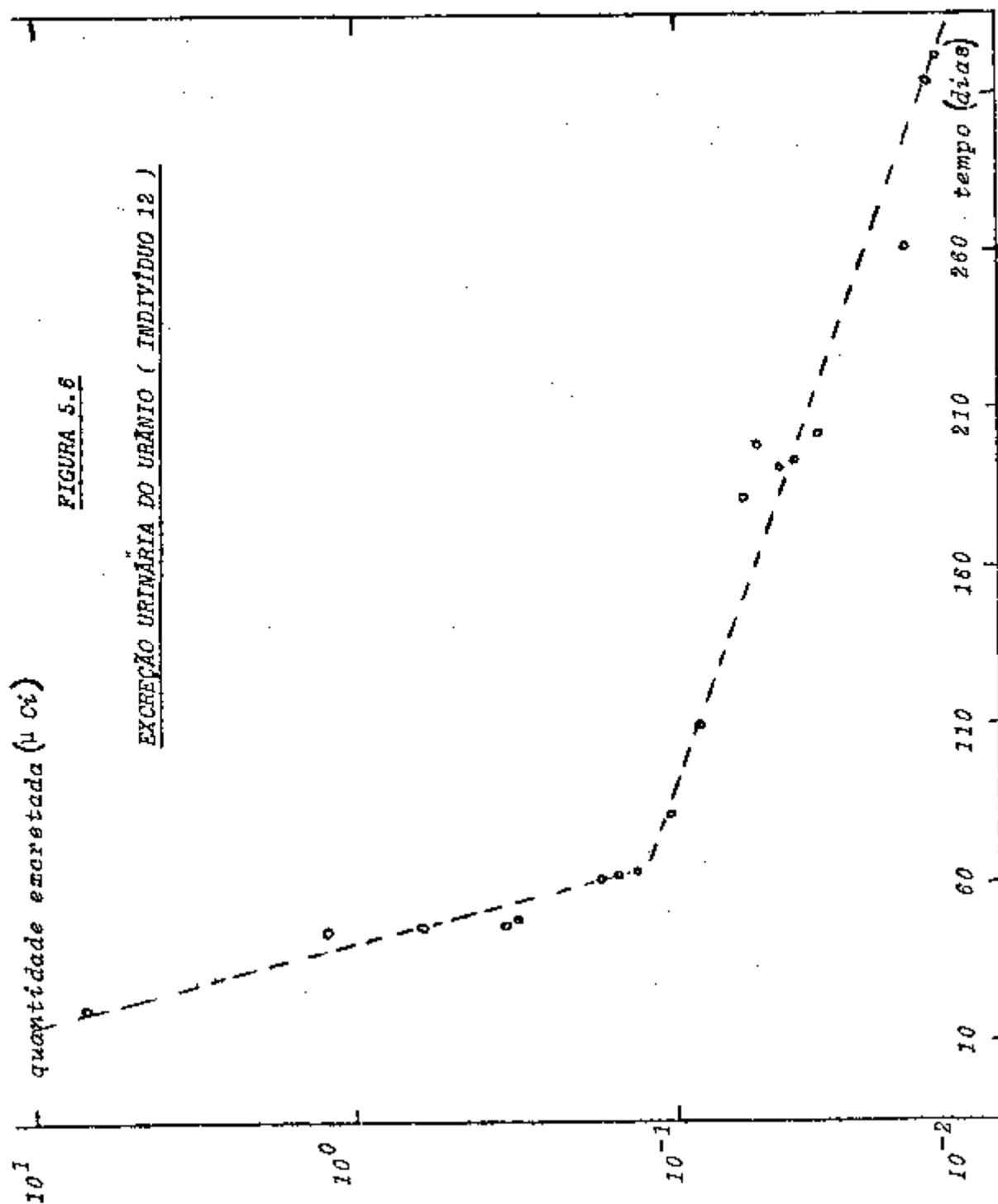
FIGURA 5.3

EXCREÇÃO URINÁRIA DO URÂNIO (INDIVÍDUO 9)









- TABELA 5.2 -

VALORES MÉDIOS DOS PARÂMETROS α_i e β_i

INDIVÍDUO	α_1	α_2	α_3	β_1	β_2	β_3
7	13,6	3,52.10 ⁻¹	3,44.10 ⁻²	8,60.10 ⁻²	6,89.10 ⁻³	2,18.10 ⁻³
8	13,6	1,42	9,13.10 ⁻²	1,15.10 ⁻¹	1,45.10 ⁻²	2,12.10 ⁻³
9	5,64	6,97.10 ⁻²		9,85.10 ⁻²	8,61.10 ⁻³	
10	9,63	1,03.10 ⁻¹		1,32.10 ⁻¹	8,84.10 ⁻³	
11	8,24	8,22.10 ⁻²		1,02.10 ⁻¹	1,50.10 ⁻²	
12	20,0	2,11.10 ⁻¹		1,06.10 ⁻¹	8,47.10 ⁻³	
Valor médio	11,8	3,73.10 ⁻¹	6,29.10 ⁻²	1,07.10 ⁻¹	1,04.10 ⁻²	2,15.10 ⁻³
desvio padrão	5,08	5,24.10 ⁻¹	4,02.10 ⁻²	1,57.10 ⁻²	3,45.10 ⁻³	4,24.10 ⁻⁵

- TABELA 5.3 -

PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES

Indivíduo 7

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
T_1	7,00	7,00	15,2	8,06	8,06
T_2	70,0	70,0	70,0	1,31.10 ²	1,01.10 ²
T_3	300	300	300	300	3,18.10 ²
β_1	9,90.10 ⁻²	9,90.10 ⁻²	4,55.10 ⁻²	8,60.10 ⁻²	8,60.10 ⁻²
β_2	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	5,29.10 ⁻³	6,89.10 ⁻³
β_3	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,18.10 ⁻³
α_1	11,8	11,8	5,55	1,36.10 ¹	1,36.10 ¹
α_2	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	3,13.10 ⁻¹	3,52.10 ⁻¹
α_3	6,29.10 ⁻²	6,29.10 ⁻²	6,29.10 ⁻²	6,29.10 ⁻²	3,44.10 ⁻²
α_1	7,94.10 ⁻¹	7,94.10 ⁻¹	7,94.10 ⁻¹	6,47.10 ⁻¹	7,03.10 ⁻¹
α_2	2,51.10 ⁻²	2,51.10 ⁻²	2,46.10 ⁻²	2,42.10 ⁻¹	2,27.10 ⁻¹
α_3	1,81.10 ⁻¹	1,81.10 ⁻¹	1,78.10 ⁻¹	1,11.10 ⁻¹	7,01.10 ⁻²
b_1	7,86.10 ⁻²	7,86.10 ⁻²	3,63.10 ⁻²	5,56.10 ⁻²	6,04.10 ⁻²
b_2	2,48.10 ⁻⁴	2,48.10 ⁻⁴	2,44.10 ⁻⁴	1,28.10 ⁻³	1,56.10 ⁻³
b_3	4,19.10 ⁻⁴	4,19.10 ⁻⁴	4,11.10 ⁻⁴	2,57.10 ⁻⁴	1,53.10 ⁻⁴

- TABELA 5.4 -

PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES

Indivíduo 8

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
T_1	7,00	7,00	14,5	6,05	6,05
T_2	70,0	70,0	70,0	65,7	47,9
T_3	300	300	300	300	326
β_1	9,9.10 ⁻²	9,90.10 ⁻²	4,78.10 ⁻²	1,15.10 ⁻¹	1,15.10 ⁻¹
β_2	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	1,05.10 ⁻²	1,45.10 ⁻²
β_3	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,12.10 ⁻³
α_1	11,8	11,8	6,31	13,6	13,6
α_2	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	1,17	1,42
α_3	6,29.10 ⁻²	6,29.10 ⁻²	6,29.10 ⁻²	6,29.10 ⁻²	9,13.10 ⁻²
α_4	7,94.10 ⁻¹	7,94.10 ⁻¹	8,10.10 ⁻¹	4,60.10 ⁻¹	4,56.10 ⁻¹
α_5	2,51.10 ⁻²	2,51.10 ⁻²	2,31.10 ⁻²	4,34.10 ⁻¹	3,78.10 ⁻¹
α_6	1,81.10 ⁻¹	1,81.10 ⁻¹	1,67.10 ⁻¹	1,06.10 ⁻¹	1,66.10 ⁻¹
b_1	7,86.10 ⁻²	7,86.10 ⁻²	3,87.10 ⁻²	5,29.10 ⁻²	5,25.10 ⁻²
b_2	2,48.10 ⁻⁴	2,48.10 ⁻⁴	2,29.10 ⁻⁴	4,55.10 ⁻³	5,48.10 ⁻³
b_3	4,19.10 ⁻⁴	4,19.10 ⁻⁴	3,86.10 ⁻⁴	2,45.10 ⁻⁴	3,52.10 ⁻⁴

- TABELA 5.5 -

PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES

Indivíduo 9

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
T_1	7,00	7,00	11,5	7,04	7,04
T_2	70,0	70,0	70,0	80,5	80,5
T_3	300	300	300	300	322
β_1	9,90.10 ⁻²	9,90.10 ⁻²	6,02.10 ⁻²	9,85.10 ⁻²	9,85.10 ⁻²
β_2	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	8,61.10 ⁻³	8,61.10 ⁻³
β_3	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,15.10 ⁻³
α_1	11,8	11,8	2,50	5,64	5,64
α_2	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	6,97.10 ⁻²	6,79.10 ⁻²
α_3	6,29.10 ⁻²				
α_4	7,94.10 ⁻¹	7,94.10 ⁻¹	5,73.10 ⁻¹	6,18.10 ⁻¹	6,07.10 ⁻¹
α_5	2,51.10 ⁻²	2,51.10 ⁻²	5,19.10 ⁻²	8,74.10 ⁻²	8,35.10 ⁻²
α_6	1,81.10 ⁻¹	1,81.10 ⁻¹	3,75.10 ⁻¹	2,94.10 ⁻¹	3,10.10 ⁻¹
b_1	7,86.10 ⁻²	7,86.10 ⁻²	3,45.10 ⁻²	6,09.10 ⁻²	5,97.10 ⁻²
b_2	2,48.10 ⁻⁴	2,48.10 ⁻⁴	5,14.10 ⁻⁴	7,53.10 ⁻⁴	7,19.10 ⁻⁴
b_3	4,19.10 ⁻⁴	4,19.10 ⁻⁴	8,67.10 ⁻⁴	6,79.10 ⁻⁴	6,66.10 ⁻⁴

- TABELA 5.6 -

PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES

Indivíduo 10

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
T_1	7,00	7,00	9,03	5,25	5,25
T_2	70,0	70,0	70,0	78,4	78,4
T_3	300	300	300	300	322
β_1	9,90.10 ⁻²	9,90.10 ⁻²	7,67.10 ⁻²	1,32.10 ⁻¹	1,32.10 ⁻¹
β_2	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	8,84.10 ⁻³	8,84.10 ⁻³
β_3	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,15.10 ⁻³
α_1	11,8	11,8	3,95	9,63	9,63
α_2	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	1,03.10 ⁻¹	1,03.10 ⁻¹
α_3	6,29.10 ⁻²				
α_1	7,94.10 ⁻¹	7,94.10 ⁻¹	6,24.10 ⁻¹	6,52.10 ⁻¹	6,41.10 ⁻¹
α_2	2,51.10 ⁻¹	2,51.10 ⁻¹	4,57.10 ⁻²	1,04.10 ⁻¹	1,02.10 ⁻¹
α_3	1,81.10 ⁻¹	1,81.10 ⁻¹	3,30.10 ⁻¹	2,43.10 ⁻¹	2,57.10 ⁻¹
b_1	7,86.10 ⁻²	7,86.10 ⁻²	4,79.10 ⁻²	8,61.10 ⁻²	8,46.10 ⁻²
b_2	2,48.10 ⁻⁴	2,48.10 ⁻⁴	4,52.10 ⁻⁴	9,21.10 ⁻⁴	9,05.10 ⁻⁴
b_3	4,19.10 ⁻⁴	4,19.10 ⁻⁴	7,62.10 ⁻⁴	5,62.10 ⁻⁴	5,52.10 ⁻⁴

- TABELA 5.7 -

PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES

Indivíduo 11

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
T_1	7,00	7,00	13,3	6,79	6,79
T_2	70,0	70,0	70,0	46,1	46,1
T_3	300	300	300	300	322
β_1	$9,90 \cdot 10^{-2}$	$9,90 \cdot 10^{-2}$	$5,22 \cdot 10^{-2}$	$1,2 \cdot 10^{-1}$	$1,02 \cdot 10^{-1}$
β_2	$9,90 \cdot 10^{-3}$	$9,90 \cdot 10^{-3}$	$9,90 \cdot 10^{-3}$	$1,50 \cdot 10^{-2}$	$1,50 \cdot 10^{-2}$
β_3	$2,31 \cdot 10^{-3}$	$2,31 \cdot 10^{-3}$	$2,31 \cdot 10^{-3}$	$2,31 \cdot 10^{-3}$	$2,15 \cdot 10^{-3}$
α_1	11,8	11,8	2,50	8,24	8,24
α_2	$3,73 \cdot 10^{-2}$	$3,73 \cdot 10^{-2}$	$3,73 \cdot 10^{-2}$	$8,22 \cdot 10^{-2}$	$8,22 \cdot 10^{-2}$
α_3	$6,29 \cdot 10^{-2}$				
α_1	$7,94 \cdot 10^{-1}$	$7,94 \cdot 10^{-1}$	$6,07 \cdot 10^{-1}$	$7,12 \cdot 10^{-1}$	$6,99 \cdot 10^{-1}$
α_2	$2,51 \cdot 10^{-2}$	$2,51 \cdot 10^{-2}$	$4,78 \cdot 10^{-2}$	$4,83 \cdot 10^{-2}$	$4,74 \cdot 10^{-2}$
α_3	$1,81 \cdot 10^{-1}$	$1,81 \cdot 10^{-1}$	$3,45 \cdot 10^{-1}$	$2,40 \cdot 10^{-1}$	$2,53 \cdot 10^{-1}$
b_1	$7,86 \cdot 10^{-2}$	$7,86 \cdot 10^{-2}$	$3,17 \cdot 10^{-2}$	$7,26 \cdot 10^{-2}$	$7,13 \cdot 10^{-2}$
b_2	$2,48 \cdot 10^{-4}$	$2,48 \cdot 10^{-4}$	$4,73 \cdot 10^{-4}$	$7,24 \cdot 10^{-4}$	$7,12 \cdot 10^{-4}$
b_3	$4,19 \cdot 10^{-4}$	$4,19 \cdot 10^{-4}$	$7,97 \cdot 10^{-4}$	$5,54 \cdot 10^{-4}$	$5,44 \cdot 10^{-4}$

- TABELA 5.8 -

PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES

Indivíduo 12

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
T_1	7,00	7,00	14,8	6,51	6,51
T_2	70,0	70,0	70,0	81,9	81,9
T_3	300	300	300	300	322
β_1	9,90.10 ⁻²	9,90.10 ⁻²	4,69.10 ⁻²	1,06.10 ⁻¹	1,06.10 ⁻¹
β_2	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	9,90.10 ⁻³	8,47.10 ⁻³	8,47.10 ⁻³
β_3	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,31.10 ⁻³	2,15.10 ⁻³
α_1	11,8	11,8	3,28	20,0	20,0
α_2	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	2,11.10 ⁻¹	2,11.10 ⁻¹
α_3	6,29.10 ⁻²				
α_1	7,94.10 ⁻¹	7,94.10 ⁻¹	6,93.10 ⁻¹	7,83.10 ⁻¹	7,77.10 ⁻¹
α_2	2,51.10 ⁻²	2,51.10 ⁻²	3,73.10 ⁻²	1,03.10 ⁻¹	1,03.10 ⁻¹
α_3	1,81.10 ⁻¹	1,81.10 ⁻¹	2,70.10 ⁻¹	1,13.10 ⁻¹	1,20.10 ⁻¹
b_1	7,86.10 ⁻²	7,86.10 ⁻²	3,25.10 ⁻²	8,30.10 ⁻²	8,24.10 ⁻²
b_2	2,48.10 ⁻⁴	2,48.10 ⁻⁴	3,70.10 ⁻⁴	8,76.10 ⁻⁴	8,69.10 ⁻⁴
b_3	4,19.10 ⁻⁴	4,19.10 ⁻⁴	6,23.10 ⁻⁴	2,61.10 ⁻⁴	2,59.10 ⁻⁴

- TABELA 5.9 -

CARGA CORPORAL E DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA

Indivíduo 7

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
$Y_u (1)$	0,80	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹
$q(0)$	2,02.10 ²	2,02.10 ²	2,55.10 ²	2,41.10 ²	2,11.10 ²
$q(1)$	6,06.10 ²	5,11.10 ²	6,46.10 ²	6,10.10 ²	5,34.10 ²
$H(1)_r$	1,43.10 ²	1,21.10 ²	6,01.10 ²	2,83.10 ²	2,47.10 ²
$H(1)_p$	1,65.10 ²	1,39.10 ²	6,96.10 ²	3,28.10 ²	2,86.10 ²
$H(1)_o$	0,41.10 ²	3,46.10 ¹	1,72.10 ²	0,81.10 ²	7,07.10 ¹
$H_{50} r$	8,55.10 ³	8,55.10 ³	1,18.10 ⁴	1,16.10 ⁴	7,38.10 ³
$H_{50} p$	9,88.10 ³	9,88.10 ³	1,36.10 ⁴	1,35.10 ⁴	8,55.10 ³
$H_{50} o$	2,46.10 ³	2,46.10 ³	3,37.10 ³	3,34.10 ³	2,11.10 ³
$H(t)_r$	8,69.10 ³	8,67.10 ³	1,24.10 ⁴	1,19.10 ⁴	7,63.10 ³
$H(t)_p$	1,00.10 ⁴	1,00.10 ⁴	1,43.10 ⁴	1,38.10 ⁴	8,84.10 ³
$H(t)_o$	2,50.10 ³	2,49.10 ³	3,54.10 ³	3,42.10 ³	2,18.10 ³

- TABELA 5.10 -

CARGA CORPORAL E DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA

Indivíduo 8

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
$Y_{\mu} (1)$	0,80	$7,54 \cdot 10^{-1}$	$7,54 \cdot 10^{-1}$	$7,54 \cdot 10^{-1}$	$7,54 \cdot 10^{-1}$
$q(0)$	$2,08 \cdot 10^2$	$2,08 \cdot 10^2$	$2,52 \cdot 10^2$	$2,94 \cdot 10^2$	$2,86 \cdot 10^2$
$q(1)$	$6,24 \cdot 10^2$	$5,26 \cdot 10^2$	$6,53 \cdot 10^2$	$7,44 \cdot 10^2$	$7,24 \cdot 10^2$
$H(1)_r$	$2,86 \cdot 10^2$	$2,41 \cdot 10^2$	$3,05 \cdot 10^2$	$3,44 \cdot 10^2$	$3,35 \cdot 10^2$
$H(1)_p$	$3,31 \cdot 10^2$	$2,80 \cdot 10^2$	$3,54 \cdot 10^2$	$3,99 \cdot 10^2$	$3,88 \cdot 10^2$
$H(1)_o$	$8,19 \cdot 10^1$	$6,91 \cdot 10^1$	$8,75 \cdot 10^1$	$9,86 \cdot 10^1$	$9,60 \cdot 10^1$
$H_{50} r$	$8,78 \cdot 10^3$	$8,78 \cdot 10^3$	$2,48 \cdot 10^3$	$1,28 \cdot 10^4$	$1,47 \cdot 10^4$
$H_{50} p$	$1,02 \cdot 10^4$	$1,02 \cdot 10^4$	$2,87 \cdot 10^3$	$1,48 \cdot 10^4$	$1,71 \cdot 10^4$
$H_{50} o$	$2,52 \cdot 10^3$	$2,52 \cdot 10^3$	$7,09 \cdot 10^2$	$3,65 \cdot 10^3$	$4,22 \cdot 10^3$
$H(t)_r$	$9,07 \cdot 10^3$	$9,02 \cdot 10^3$	$2,79 \cdot 10^3$	$1,31 \cdot 10^4$	$1,50 \cdot 10^4$
$H(t)_p$	$1,05 \cdot 10^4$	$1,05 \cdot 10^4$	$3,22 \cdot 10^3$	$1,52 \cdot 10^4$	$1,75 \cdot 10^4$
$H(t)_o$	$2,60 \cdot 10^3$	$2,59 \cdot 10^3$	$7,96 \cdot 10^2$	$3,75 \cdot 10^3$	$4,32 \cdot 10^3$

- TABELA 5.11 -

CARGA CORPORAL E DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA

Indivíduo 9

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
$Y_{\mu} (1)$	0,80	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹
$q(0)$	2,11.10 ²	2,11.10 ²	3,12.10 ²	2,61.10 ²	2,67.10 ²
$q(1)$	6,33.10 ²	5,34.10 ²	7,89.10 ²	6,60.10 ²	6,76.10 ²
$H(1)_x$	2,90.10 ²	2,45.10 ²	3,70.10 ²	3,05.10 ²	3,13.10 ²
$H(1)_p$	3,37.10 ²	2,84.10 ²	4,29.10 ²	3,54.10 ²	3,63.10 ²
$H(1)_o$	8,32.10 ¹	7,01.10 ¹	1,06.10 ²	8,75.10 ¹	8,97.10 ¹
H_{50}^x	8,95.10 ³	8,95.10 ³	2,62.10 ⁴	1,79.10 ⁴	2,04.10 ⁴
H_{50}^p	1,04.10 ⁴	1,04.10 ⁴	3,04.10 ⁴	2,08.10 ⁴	2,37.10 ⁴
H_{50}^o	2,56.10 ³	2,56.10 ³	7,52.10 ³	5,14.10 ³	5,85.10 ³
$H(t)_x$	9,24.10 ³	9,19.10 ³	2,66.10 ⁴	1,82.10 ⁴	2,07.10 ⁴
$H(t)_p$	1,07.10 ⁴	1,07.10 ⁴	3,08.10 ⁴	2,12.10 ⁴	2,41.10 ⁴
$H(t)_o$	2,64.10 ³	2,63.10 ³	7,63.10 ³	5,23.10 ³	5,94.10 ³

- TABELA 5.12 -

CARGA CORPORAL E DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA

Indivíduo 10

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
$Y_u (1)$	0,80	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹
$q(0)$	1,52.10 ²	1,52.10 ²	1,94.10 ²	1,87.10 ²	1,90.10 ²
$q(1)$	4,56.10 ²	3,85.10 ²	4,91.10 ²	4,73.10 ²	4,81.10 ²
$H(1)_x$	2,09.10 ²	1,77.10 ²	2,28.10 ²	2,16.10 ²	2,20.10 ²
$H(1)_p$	2,42.10 ²	2,05.10 ²	2,65.10 ²	2,50.10 ²	2,55.10 ²
$H(1)_o$	5,98.10 ¹	5,06.10 ¹	6,54.10 ¹	6,18.10 ¹	6,30.10 ¹
H_{50}^x	6,46.10 ³	6,46.10 ³	1,44.10 ⁴	1,08.10 ⁴	1,23.10 ⁴
H_{50}^p	7,49.10 ³	7,49.10 ³	1,67.10 ⁴	1,26.10 ⁴	1,43.10 ⁴
H_{50}^o	1,85.10 ³	1,85.10 ³	4,33.10 ³	3,10.10 ³	3,52.10 ³
$H(t)_x$	6,67.10 ³	6,64.10 ³	1,46.10 ⁴	1,10.10 ⁴	1,25.10 ⁴
$H(t)_p$	7,73.10 ³	7,69.10 ³	1,70.10 ⁴	1,29.10 ⁴	1,46.10 ⁴
$H(t)_o$	1,91.10 ³	1,90.10 ³	4,20.10 ³	3,16.10 ³	3,58.10 ³

- TABELA 5.13 -

CARGA CORPORAL E DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA

Indivíduo 11

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
$Y_{\mu}(t)$	0,80	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹
$q(0)$	1,55.10 ²	1,55.10 ²	2,31.10 ²	1,69.10 ²	1,72.10 ²
$q(1)$	4,65.10 ²	3,92.10 ²	5,84.10 ²	4,28.10 ²	4,35.10 ²
$H(1)_x$	2,13.10 ²	1,80.10 ²	2,74.10 ²	1,97.10 ²	2,00.10 ²
$H(1)_p$	2,47.10 ²	2,08.10 ²	3,18.10 ²	2,28.10 ²	2,32.10 ²
$H(1)_o$	6,11.10 ¹	5,51.10 ¹	7,85.10 ¹	5,64.10 ¹	5,74.10 ¹
H_{50}^x	6,56.10 ³	6,56.10 ³	1,82.10 ⁴	9,19.10 ³	1,05.10 ⁴
H_{50}^p	7,61.10 ³	7,61.10 ³	2,11.10 ⁴	1,06.10 ⁴	1,21.10 ⁴
H_{50}^o	1,88.10 ³	1,88.10 ³	5,22.10 ³	2,63.10 ³	3,00.10 ³
$H(t)_x$	6,77.10 ³	6,74.10 ³	1,85.10 ⁴	9,39.10 ³	1,07.10 ⁴
$H(t)_p$	7,86.10 ³	7,82.10 ³	2,14.10 ⁴	1,08.10 ⁴	1,23.10 ⁴
$H(t)_o$	1,94.10 ³	1,93.10 ³	5,30.10 ³	2,69.10 ³	3,06.10 ³

- TABELA 5.14 -

CARGA CORPORAL E DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA

Indivíduo 12

	$H_{50} (1)$	$H_{50} (2)$	$H_{50} (3)$	$H_{50} (4)$	$H_{50} (5)$
$Y_u(t)$	0,80	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹	7,54.10 ⁻¹
$q(0)$	2,34.10 ²	2,34.10 ²	2,27.10 ²	2,34.10 ²	2,36.10 ²
$q(1)$	7,02.10 ²	5,92.10 ²	5,74.10 ²	5,92.10 ²	5,97.10 ²
$H(1)_r$	3,22.10 ²	2,71.10 ²	2,70.10 ²	2,71.10 ²	2,73.10 ²
$H(1)_p$	3,73.10 ²	3,15.10 ²	3,12.10 ²	3,14.10 ²	3,16.10 ²
$H(1)_o$	9,22.10 ¹	7,78.10 ¹	7,72.10 ¹	7,75.10 ¹	7,82.10 ¹
$H_{50} r$	9,94.10 ³	9,94.10 ³	1,46.10 ⁴	7,66.10 ³	8,49.10 ³
$H_{50} p$	1,15.10 ⁴	1,15.10 ⁴	1,70.10 ⁴	8,87.10 ³	9,84.10 ³
$H_{50} o$	2,85.10 ³	2,85.10 ³	4,19.10 ³	2,19.10 ³	2,43.10 ³
$H(t)_r$	1,03.10 ⁴	1,02.10 ⁴	1,49.10 ⁴	7,93.10 ³	8,76.10 ³
$H(t)_p$	1,19.10 ⁴	1,18.10 ⁴	1,73.10 ⁴	9,18.10 ³	1,02.10 ⁴
$H(t)_o$	2,94.10 ³	2,93.10 ³	4,27.10 ³	2,27.10 ³	2,51.10 ³

- TABELA 5.15 -

EQUIVALÊNCIA PARA UMA IRRADIAÇÃO UNIFORME DO CORPO INTEIRO

Indivíduo 7

	H (1)	H (2)	H (3)	H (4)	H (5)
$H(t)_r$	5,21.10 ²	5,20.10 ²	7,44.10 ²	7,14.10 ²	4,58.10 ²
$H(t)_p$	1,20.10 ³	1,20.10 ³	1,72.10 ³	1,66.10 ³	5,30.10 ²
$H(t)_o$	7,50.10 ¹	7,47.10 ¹	1,06.10 ²	1,03.10 ²	6,54.10 ¹

Indivíduo 8

$H(t)_r$	5,44.10 ²	5,41.10 ²	1,67.10 ²	7,86.10 ²	9,00.10 ²
$H(t)_p$	1,26.10 ³	1,26.10 ³	3,86.10 ²	1,82.10 ³	2,10.10 ³
$H(t)_o$	7,80.10 ¹	7,77.10 ¹	2,29.10 ¹	1,13.10 ²	1,30.10 ²

Indivíduo 9

$H(t)_r$	5,54.10 ²	5,51.10 ³	1,60.10 ³	1,09.10 ³	1,24.10 ³
$H(t)_p$	1,28.10 ³	1,28.10 ³	3,70.10 ³	2,54.10 ³	2,89.10 ³
$H(t)_o$	7,92.10 ¹	7,89.10 ¹	2,29.10 ²	1,57.10 ²	1,78.10 ²

Indivíduo 10

$H(t)_r$	4,00.10 ²	3,98.10 ²	8,76.10 ²	6,60.10 ²	7,50.10 ²
$H(t)_p$	9,28.10 ²	9,23.10 ²	2,04.10 ³	1,55.10 ³	1,75.10 ³
$H(t)_o$	5,73.10 ¹	5,70.10 ¹	1,26.10 ²	9,48.10 ¹	1,07.10 ²

continuação da tabela 5.15

Indivíduo 11

	H (1)	H (2)	H (3)	H (4)	H(5)
$H(t)_r$	4,06.10 ²	4,04.10 ²	1,11.10	5,63.10 ²	6,42.10 ²
$H(t)_p$	9,43.10 ²	9,38.10 ²	2,57.10 ³	1,30.10 ³	1,48.10 ³
$H(t)_o$	5,82.10 ¹	5,79.10 ¹	1,59.10 ²	8,07.10 ¹	1,07.10 ²

Indivíduo 12

$H(t)_r$	6,18.10 ²	6,12.10 ²	8,94.10 ²	4,76.10 ²	5,26.10 ²
$H(t)_p$	1,43.10 ³	1,42.10 ³	2,08.10 ³	1,10.10 ³	1,22.10 ³
$H(t)_o$	8,82.10 ¹	8,79.10 ¹	1,28.10 ²	6,81.10 ¹	1,79.10 ²

6. DISCUSSÃO DOS RESULTADOS E CONCLUSÕES

Para se descrever a função de excreção de um indivíduo, o qual assimilou quantidades de urânio em virtude de uma exposição aguda e única, escolheu-se uma série de exponenciais, pois esta pode ser interpretada como uma série de compartimentos ou órgãos de deposição que possuem diferentes taxas de excreção.

Baseando-se nesta consideração, pode-se calcular a dose em cada órgão, provocada por essa assimilação

6.1. DETERMINAÇÃO DOS PARÂMETROS DAS EQUAÇÕES

Das tabelas 5.3 a 5.8, determinou-se o valor médio das meias vidas do urânio no rim, no pulmão e no osso, cujos resultados foram de $6,62 \pm 0,95$ dias, $72,6 \pm 2,2$ dias e 322 ± 6 dias respectivamente. Estes valores estão muito próximos daqueles estabelecidos pela ICRP que são de: 7, 70 e 300 dias.

Quando se fez a primeira determinação, com os dados experimentais, da meia vida no rim, o seu valor foi quase a dobro do valor final, mais fidedigno, o que mostra uma marcada influência da segunda meia vida.

O valor médio da meia vida no pulmão, deve ser tomado com certa reserva, pois para os indivíduos 9,10,11,12 foram atribuídos o valor em contrado, sem a última correção, pois não se dispunha dos dados experimentais para tanto. Se forem considerados somente os indivíduos 7 e 8, o valor médio seria de $74,5 \pm 37,5$ dias. Esta grande flutuação deve-se a fatores inerentes ao próprio pulmão, como a capacidade volumétrica pulmonar e a taxa de respiração que variam muito de indivíduo para indivíduo, influenciando portanto na fração retida no órgão. Também deve-se considerar que a quantidade retida no pulmão é muito influenciada pela granulometria das partículas inaladas.

Em virtude da influência da terceira meia vida, pode-se notar que na primeira determinação, com os dados experimentais dos indivíduos 7 e 8, da meia vida no pulmão, encontrou-se um valor, que é cerca de 30 % maior do que $H_{50}(5)$.

Os resultados das meias vidas no osso, obtidos a partir dos da dos experimentais para os dois casos analisados, foram ligeiramente superiores ao valor estabelecidos pela ICRP mas o desvio foi pequeno se comparado com aqueles para o pulmão e rim. Fato este que era de se esperar em virtude do próprio metabolismo no osso traduzido pela alta meia vida em comparação com aquelas dos outros dois compartimentos.

6.2. AVALIAÇÃO DA DOSE EQUIVALENTE CONCOMITADA

Pode-se verificar pelas tabelas 5.9 a 5.14, que quando se leva em consideração as meias vidas determinadas dos resultados experimentais a dose mais alta é sempre a da terceira determinação, em que se utiliza a meia vida no rim, obtida a partir dos dados experimentais e as outras duas são as estabelecidas pela ICRP, e o mais baixo valor da dose, é o da quarta determinação, onde se utilizam os valores das meias vidas no rim e no

pulmão, determinados com base nos dados experimentais.

Somente para o indivíduo 8, os valores das doses foram sempre crescentes, a medida que se obtinham os resultados nas sucessivas etapas do desenvolvimento.

Na quinta determinação, onde os valores das doses são mais fide dignos pois os parâmetros utilizados nos cálculos são aqueles do próprio indivíduo, a dose no pulmão é em todos os casos maior do que a no rim e este maior do que a no osso.

Então pode-se dizer que a dose no rim é $(86,07 \pm 0,51)\%$ e a no osso é $(24,67 \pm 0,12)\%$ da dose no pulmão. E a dose no osso é $(28,66 \pm 0,08)\%$ a do rim.

A dose equivalente concomitada calculada, utilizando-se a fração excretada durante o primeiro dia, dada pela ICRP que é de 0,80, é igual ou um pouco superior àquela encontrada fazendo uso do valor médio de $Y_u(1)$ que é de $(7,54 \cdot 10^{-1} \pm 0,07)$ para todos órgãos em questão.

Verifica-se das tabelas apresentadas, que a dose no primeiro dia é cerca de $(2,09 \pm 0,82)\%$ da $H_{50}(5)$, quando $Y_u(1)$ é igual a 0,80 e é $(1,76 \pm 0,62)\%$ da $H_{50}(5)$ quando $Y_u(1)$ é igual a $(7,54 \cdot 10^{-1} \pm 0,07)$, para todos os órgãos. Como a diferença entre elas é muito pequena (0,33%) em relação à dose equivalente concomitada, pode-se dispensar maiores discussões.

A dose equivalente concomitada calculada utilizando-se os valores das meias vidas da ICRP, $H_{50}(1)$, é $(75,41 \pm 31,76)\%$ da dose mais fide digna encontrada no presente trabalho, $H_{50}(5)$. E a dose $H_{50}(3)$, determinada com base nos dados experimentais, da meia vida no rim, é $(128,18 \pm 58,49)\%$ da $H_{50}(5)$.

Então pode-se calcular a dose equivalente concomitada pelas relações:

$$H_{50}(1) = (75,41 \pm 31,76)\% H_{50}(5)$$

e

$$H_{50}(3) = (128,18 \pm 58,48)\% H_{50}(5)$$

obtendo então uma dose equivalente concomitada média, $\overline{H_{50}(5)}$ que é de $(100,18 \pm 37,96)\%$ da $H_{50}(5)$.

A dose $H_{50}(4)$, levando-se em conta a meia vida no pulmão, e a conseguinte correção da meia vida no rim, é de $(99,72 \pm 28,03)\%$ da $H_{50}(5)$.

Conhecendo-se as várias relações existentes entre as doses calculadas, à medida que se obtiver os resultados das análises de urina, pode-se estimar a dose equivalente concomitada mais fidedigna para o indivíduo.

6.3. COLETA DE URINA

Para propósitos de cálculo de dose nos indivíduos, após o conhecimento de assimilação de compostos de urânio, é necessário que as análises radiotoxicológicas em urina sejam realizadas após coletas de amostras diárias duas vezes por semana, até aproximadamente 2 meses após a assimilação.

Depois desse período o intervalo poderá ser aumentado para uma coleta semanal até um ano após a assimilação. A seguir o intervalo entre as coletas poderá ser de 15 em 15 dias até dois anos após a assimilação, para que o valor da dose equivalente concomitada seja a mais fidedigna.

7. SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS

- Desenvolver um programa de computador para a estimativa da dose equivalente concomitada, no rim, pulmão e osso, de um indivíduo que assimilou compostos de urânio, a partir dos resultados das análises radiotoxicológicas em urina,
- Efetuar um trabalho similar, utilizando a função de potência para descrever a excreção de urânio pela urina, e comparar as estimativas da dose equivalente concomitada com aquelas obtidas neste trabalho,
- Efetuar estudos análogos para outros elementos químicos férteis ou físséis utilizados na tecnologia de reatores, a partir daqueles que tem o seu comportamento biológico mais conhecido,
- Efetuar estudos análogos para radioisótopos utilizados em medicina tanto no campo de diagnóstico como terapêutico cujo comportamento biológico é mais conhecido.

8. PARTES ORIGINAIS DO PRESENTE TRABALHO

- Partindo-se do resultado da análise de urina de um indivíduo que assimilou compostos de urânio, pode-se determinar a dose equivalente concomitada no primeiro dia e conseqüentemente a dose mais fidedigna, com 32% de confiança. Com o conhecimento da meia vida no rim (cerca de 2 meses) pode-se determinar a dose equivalente concomitada com 58% de confiança. Utilizando-se as duas primeiras relações pode-se estimar a dose com um erro de 38%, e com a determinação da meia vida do pulmão (após um ano de assimilação) reduzi-lo para 28%.
- Estabelecer um sistema de coleta de urina, de maneira a tornar mínimo o tempo de coleta necessários para a determinação das meias vidas e evitar transtornos ao indivíduo e gastos com coletas de urina desnecessárias.
- Calcular a dose equivalente concomitada para um indivíduo que assimilou compostos de urânio, levando em consideração o seu próprio metabolismo para a determinação dos parâmetros necessários para tais cálculos e não aqueles médios estabelecidos pela ICRP.

APÊNDICE 1

Supondo um radionuclídeo com atividade de 1 Ci, uniformemente distribuído em um órgão, e que inicialmente não ocorra eliminação do material pelo órgão, isto é, que a quantidade eliminada seja desprezível, e que a radiação emitida por este radioelemento tenha uma energia efetiva de ϵ MeV.

Como a energia efetiva é definida como sendo/53/:

$$\epsilon = E (FQ) (FM)$$

onde :

E é a energia da radiação emitida,

(FQ) é o fator de qualidade,

(FM) é o fator modificador.

A dose provocada por esta incorporação no primeiro dia, será:

$$D = \frac{Q \epsilon f_2}{m} \frac{\mu Ci \text{ dia MeV}}{g}$$

como: 1 MeV = $1,6 \cdot 10^{-6}$ erg, tem-se:

$$D = \frac{Q \epsilon f_2}{m} 1,6 \cdot 10^{-6} \frac{\mu Ci \text{ dia erg}}{g}$$

como 1 μCi corresponde a $3,7 \cdot 10^4$ dps, tem-se:

$$D = \frac{Q \epsilon f_2}{m} \cdot 1,6 \cdot 10^{-6} \cdot 3,7 \cdot 10^4 \frac{\text{dia erg desint}}{\text{seg g}}$$

sabe-se que 1 dia corresponde a 86400 seg, e que 1 rad a 100 erg/g tem-se:

$$D = \frac{Q \epsilon f_2}{m} \frac{1,6 \cdot 10^{-6} \cdot 3,7 \cdot 10^4 \cdot 86400}{100}$$

resolvendo tem-se que :

$$D(\text{rem}) = 51,1488 \frac{Q \epsilon f_2}{m}$$

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. ADAMS, J.A.S. et alii. The geochemistry of uranium and thorium. In: AHRENS, L.H. et alii eds. Physics and chemistry of the earth. Oxford, Pergamon, 1959. v.3, p.3-26.
2. ALEXANDER, R.E. Applications of bioassay of uranium. Washington, D.C., United States Atomic Energy Commission. Directorate of Regulatory Standards, Jun. 1974. (WASH-1251).
3. ATTIX, F.H. & ROESCH, W.C. eds. Radiation dosimetry, v.2: Instrumentation. New York, Academic, 1966.
4. _____ & TOCHILIN, E. eds. Radiation dosimetry, v.3: Sources, fields, measurements, and applications. New York, Academic, 1969.
5. BEACH, S.A. SEABEACH: a digital computer program for the estimation of the body content of plutonium from urine data, Hlth Phys., 24: 9-16, 1973

* De acordo com as normas preconizadas pela ABNT (Associação Brasileira de Normas Técnicas).

6. BEACH, S.A. & DOLPHIN, W. Determination of plutonium burdens from measurement of daily urine excretion. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY, Vienna. Assessment of radioactivity in man: proceedings of a symposium held in Heidelberg, 11-15, May 1964. v.2, p.603-16. (Proceedings series; STI/PUB/84).
7. BENNELICK, E.J. A review of the toxicology and potential, hazards of natural, depleted and enriched uranium. Harwell, Berks, Engl., United Kingdom Atomic Energy Authority. Authority Health and Safety Branch, Mar. 1966. (AHSB(RP)R58).
8. BERNARD, S.R. Maximum permissible amounts of natural uranium in the body, air and drinking water based of human experimental data. HiTh Phys., 1:288-305, 1958.
9. _____ & STRUXNESS, E.G. A study of the distribution and excretion of uranium in man: an interim report. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge National Lab., Jun. 1957. (ORNL-2304).
10. BOBACK, M.W. A review of uranium excretion and clinical urinalysis data in accidental exposure cases. In: CONFERENCE on occupational health experience with uranium, held at Stouffer's National Center Inn, Arlington, Virginia, April 28-30 1975 /S.L./, U.S. Energy Research & Development Administration /S.d./, p.225-43 (ERDA-93).
11. _____ & HEATHERTON, R.C. Bioassay aspects of a UF₆ fume release. Cincinnati, Ohio, National Lead. Co.of Ohio, 1966 (NLCO-986).
12. BUTLER, G.C. Metabolic excretion and retention patterns of incorporated radionuclides in reference man. In: INTERNATIONAL

- ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. Diagnosis and treatment of incorporated radionuclides: proceedings of a seminar ... held in Vienna, 8-12, December 1975. Vienna, 1976. p.3-12. (Proceedings series; STI/PUB/411).
13. BUTTERWORTH, A. Human data on uranium exposure. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Health and Safety Laboratory, New York. Symposium on occupational health experience and practices in the uranium industry, held in New York City, October 15-17, 1958. New York, Sep. 1959. p.41-6. (HASL-58).
 14. _____. The significance and value of uranium in urine analysis. Trans. Ass. ind. med. Offrs, 5(2):36-46.1955.
 15. CAMPBELL, E.E. et alii. Uranium in the tissue of occupationally exposed workers. Los Alamos, Los Alamos Scientific Lab.,1975. (La-UR-75-1610).
 16. CEMBER, H. Introduction to health physics. Oxford, Pergamon, 1969. (International series of monographs in nuclear energy,105)
 17. CHALABREYSSE, J. Toxicologie de l'uranium naturel: essai d'evaluation de la contamination interne chez l'homme. Gif-sur-Yvette, Commissariat à l'Energie Atomique. Service Central de Documentation du CEA, mar. 1968. (CEA-R-3361).
 18. COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, Rio de Janeiro. Normas básicas de proteção radiológica.Rio de Janeiro,1973. (Resolução-CNEN-6/73).
 19. COOKE, N. & HOLT, F.B. The solubility of some uranium compounds in simulated lung fluids. Hlth Phys., 27:67-77, 1974.

20. DOLPHIN, G. W. & JACKSON, S. Interpretation of bioassay data. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA. Assessment of radioactivity in man: proceedings of a symposium held in Heidelberg, 11-15, May 1964. Vienna, 1964. v.1, p. 329 - 50. (Proceedings series; STI/PUB/84).
21. DONAGHUE, J. K. et alii. Human exposure to natural uranium. Br. J. ind. Med., 29:81-9, 1972.
22. DRUGGAN, M. J. The toxicity classification on Th-nat and U-nat. Hlth. Phys., 22:102-3, 1973.
23. EISENBUD, M. & QUIGLY, J.A. Industrial Hygiene of uranium processing. In: PROCEEDINGS of the International Conference on the Peaceful uses of Atomic Energy, held in Geneva, August 8-20, 1955. New York, United Nations, 1956, p.222-8.
24. EVE, I. S. Some suggested maximum permissible single intake of uranium. Hlth. Phys., 10:773-6, 1964.
25. FISCHOFF, R.L. Correlation between two stage air sampling data and excretion of uranium in urine. Cincinnati, Ohio, National Lead Co. of Ohio, May 1963. (NLCO-869).
26. _____. The relationship between _____ and the importance of the dimension of uranium particles dispersed in air and the excretion of uranium in the urine, Ind. Hyg. J., 1:26-33, Jan. Feb. 1965.
27. FISH, B. R. Applications of an analog computer analysis of distribution and excretion data. Hlth. Phys., 1:276-81, 1958.
28. _____. Estimation of body burdens and internal dose based

- upon urinary uranium. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Health and Safety Laboratory, New York. Symposium on occupational health experience and practices in the uranium industry, held in New York City, October 15-17, 1958 New York Sep. 1959. p.126-35. (HASL-58).
29. HEALY, J.W. Estimation of plutonium lung burden by urine analysis Am. Ind. Hyg. Ass. J., 18:261-63, 1957.
30. HEID, K.R. et alii. Uranium in man based on urinary excretion data. Richland, Wash., Battelle Pacific Northwest Labs., 1964. (BNWL-SA-5380).
31. HURSH, J.B. & SPOOR, N.L. Data on man. In: HODGE, H.C. et alii eds. Uranium, plutonium and transplutonium elements. New York, Springer-Verlag, 1973. p.197-239.
32. IMPROVEMENT in natural uranium urinalysis. In: CHERUBIN, L.J. & FITZGERALD, J.J. Semiannual progress report of radiological development activities in health physics. Schenectady, New York Knolls Atomic Power Laboratory, Jul-Dec. 1956. p.47. (KAPL - 1887)
33. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. A basic toxicity classification of radionuclides. Vienna, 1963. (Technical report series, 15)
34. _____. Inhalation risks from radioactive contaminants: report of a panel ... held in Vienna, 30 November - 4 December 1970. Vienna, 1973. (Technical reports series, 142).
35. _____. Radiological health and safety in mining and milling of nuclear materials: proceedings of a symposium held in

Vienna, 26-31 August 1973. Vienna 1964. v.2. (Proceedings series; STI/PUB/78).

36. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Report of Committee IV on evaluation on radiation doses to body tissues from internal contamination due to occupational exposure: recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Oxford, Pergamon, 1968. (ICRP - Publication Radiation Protection, 10).
37. _____. Sutton, Engl. The assessment of internal contamination resulting from recurrent or prolonged uptakes: a report by Committee IV of the International Commission on Radiological Protection. Oxford, Pergamon, 1971. (Adopted by the Commission in April 1969). (ICRP Publication, Radiation Protection, 10A).
38. _____. Report of Committee II on permissible dose for internal radiation: recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Oxford, Pergamon, 1959. (I C R P - Publication. Radiation Protection, 2).
39. _____. Task Group on Lung Dynamics, Sutton, Engl. Deposition and retention models for internal dosimetry of the human respiratory tract. Health Phys., 12:173-207, 1966.
40. IRANZO GONZALES, E. Los problemas de protección en las fábricas de uranio y sus compuestos. Energía nucl. (Madrid), 7(25):42-59 ene.-mar. 1963.
41. JACKSON, S. The estimation of internal contamination with U

- from urine analysis results. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. Assessment of radioactivity in man: proceedings of a symposium held in Heidelberg, 11-15 May 1964. Vienna, 1964. v.2, p.549-64. (Proceedings series; STI/PUB/84).
42. _____ & TAYLOR, N.A. A survey of the methods used in the United Kingdom Atomic Energy. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. Assessment of radioactivity in man: proceedings of a symposium held in Heidelberg, 11-15 May 1964. Vienna, 1964. v.1, p.169-94. (Proceedings series; STI/PUB/84).
43. JOHNSON, J.R. Annual limits on intake and derived air concentrations for the radioiodines with mass numbers from 123 to 135. Chalk River, Ontario, Atomic Energy of Canada Limited. Chalk River Nuclear Laboratories, Jul. 1977. (AECL-5701).
44. LANGHAM, W.H. Excretion methods: The application of excretion analysis to the determination of body burden of radioactive isotopes. Br.J. Radiol., 7(Suppl. 7):95-113, 1957.
45. _____. Physiological properties of plutonium and assessment of body burden in man. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. Assessment of radioactivity in man: proceedings of a symposium held in Heidelberg, 11-15 May 1964. Vienna, 1964. v.2, p.565-82. (Proceedings series; STI/PUB/84).
46. LARA-SENZ, M.D. Toxicología del uranio natural: contribución al control de contaminación interna. Energía nucl. (Madrid), 13(62):511-25, nov.-dic. 1969.
47. LAWRENCE, J.N.P. PUQFUA: an IBM 704 code for computing Plutonium body burdens. Health Phys., 8(1962)61-6.

48. LIPPMANN, M. et alii. The significance of urine excretion data. New York, United States Atomic Energy Commission. Health and Safety Laboratory, Feb. 1962. (HASL-120).
49. LUESSEHOP, A.J. et alii. The toxicity in man of hexavalent uranium following intravenous administration. Am. J. Roentg., 79 (1):83-100, Jan. 1958.
50. MACIEL, A.C. & CRUZ, P.R. Perfil Analítico do urânio. Rio de Janeiro, Departamento Nacional da Produção Mineral, 1973. (Boletim /do/ Departamento Nacional da Produção Mineral, 27).
51. MAYNARD, E.A. & DOWNS, W.L. Toxicology and pharmacology: animal data. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Health and Safety Laboratory, New York. Symposium on occupational health experience and practices in the uranium industry, held in New York City, October 15-17, 1958. New York, Sep. 1959. p.30-3. (HASL-58).
52. MERCER, T.T. Aerosol production and characterization: some considerations for improving correlation of field and laboratory derived data. Hlth. Phys., 10:873-87, 1964.
53. MORGAN, K.Z. & TURNER, J.E. eds. Principles of radiation protection: a textbook of health physics. New York, Wiley, 1967.
54. NEUMAN, W.F. Urinary uranium as a measure of exposure hazard. Ind. Med. Surg., 19(4):185-91, 1950.
55. NORRIS, W.P. et alii. Retention of Radioactive bone seekers. Science, 128(2):456-62, 1958.
56. OSANOV, D.P., et alii. Determination of the content of Pu in the

- human organism by the rate of its elimination. Med. Radiol., 14:14-51, 1971.
57. PASSARELLI, M.M. Determinação de urânio e trítio em urina de trabalhadores. São Paulo, 1977. (Dissertação de mestrado).
58. PATTON, F.S. et alii. Enriched uranium processing. London, Pergamon, 1963.
59. QUASTEL, J.A. et alii. Studies of human exposure to uranium. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Health and Safety Laboratory, New York. Symposium on occupational health experience and practices in the uranium industry, held in New York City, October 15-17, 1958. New York, Sep. 1959. p.34-40 . (HASL-58).
60. RODDEN, C.J. Analytical Chemistry of uranium. Analyt. Chem. , 25(11):1958-601, Nov. 1953.
61. _____ . & WARF, J.C. Uranium. In: RODDEN, C.J. ed. Analytical chemistry of the Manhattan Project. New York, McGraw-Hill , 1950. p.3-159.
62. ROWLAND, R.E. & FARNHAM, J.E. The deposition of uranium in bone. Hlth. Phys., 17:139-44, 1969.
63. SANDERS JR., S.M. Power functions relating excretion to body burden. Hlth. Phys., 2:295-303, 1960.
64. SAXBY, W.N. et alii. A case of inhalation of enriched uranium dust. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. Assessment of radioactivity in man: proceedings of a symposium held in Heidelberg, 11-15 May 1964. Vienna, 1964. v.2, p.535-

48. (Proceedings series ; STI/PUB/84).
65. SCOTT, L.M. & WEST, C. . . An evaluation of U_3O_8 exposure with an estimate of systemic body burden. Hlth. Phys., 13:21-6, 1967.
66. SNYDER, W.S. Major sources of error in interpreting urinalysis data to estimate the body burdens of Pu-239. Hlth. Phys. 8 : 746-72. 1962.
67. _____. Urinary excretion of tritium following exposure of man to HTO - a two exponential model. Physics Med. Biol., 13(4):547-59, 1968.
68. SPOOR, N.L. Occupational hygiene standards for natural uranium. Harwell, Berks, Engl., United Kingdom Atomic Energy Authority . Authority Health and Safety Branch, Jul. 1968. (AHSB(RP)R77).
69. STEHN, J.F. Table of radioactive nuclides. Nucleonics, 18 (11): 186-95, Nov. 1960.
70. STROMINGER, D. et alii. Table of isotopes. Rev. mod. Phys., 30, (2):585-904, Apr. 1958.
71. TANNENBAUM, A. Toxicology of uranium. New York, McGraw-Hill, 1951.
72. VOEGTLIN, C. & HODGE, H.C. eds. Pharmacology and toxicology of uranium compounds. New York, McGraw-Hill, 1949-53. 3 parts. (National nuclear energy series. Manhattan Project Technical, Division 6,1).
73. WEATHERILL, G.M. Spontaneous Fission Yields from uranium and thorium. Physical Review, 92(4):907-12, Nov. 1953.

74. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Annals of the ICRP, 1 (3) , jan.1977 (ICRP Publication 26).