C E N A

BD-009

PROTEÇÃO RADIOLÓGICA E SEGURANÇA EM TRABALHOS COM RADIAÇÕES IONIZANTES

C.G. Lamm

30 de outubro de 1 972

CENA/BD-009

BOLETIM DIDÁTICO

CENTRO DE ENERGIA NUCLEAR NA AGRICULTURA

USP-CNEN

ESCOLA SUPERIOR DE AGRICULTURA "LUIZ DE QUEIROZ"

PIRACICABA-SP

- BRASIL -

CENA
BIBLIOTECA
N.o 2196

A P R E S E N T A Ç Ã O

O pesquisador que se utiliza de radioisótopos na busca de uma solução para seus problemas sempre encontra diante de si problemas de sua proteção, de proteção da comunidade e de manuseio de material radioativo em geral. O presente trabalho foi preparado para servir de guia a estes pesquisadores e a quaisquer outras pessoas envolvidas em trabalho com material radioativo. Seu autor o Prof. Carl G. Lamm, é atualmente responsável pelo Projeto Especial de Desenvolvimento da Produção Agrícola Através da Aplicação de Tecnologia Nuclear, BRA/71/556 da Agência Internacional de Energia Atômica, em pleno desenvolvimento no CENA.

Klaus Reichardt

P R E F Á C I O

A finalidade do presente trabalho foi a compilação de informação básica sobre aspéctos de proteção à saúde durante trabalho que envolve radiação ionizante e apresentar o material de uma maneira simples e prática.

O material é baseado na bibliografia citada bem como em meus próprios apontamentos de aula e foi principalmente organizado para ser usado no CENA em suas atividades didáticas e de pesquisa. Pode ser lido sem dificuldade por todos que tenham noções básicas de física nuclear e química.

Além do texto principal do trabalho resolvi incluir como um apêndice algumas "dicas" que espero serem úteis em trabalhos com material radioativo, todas baseadas em vários anos de experiência.

Eu me considero em débito com meus colegas Epaminondas S.B. Ferraz, Virgílio F. do Nascimento Filho e Klaus Reichardt, todos do CENA, pelas valiosas sugestões, análise crítica do texto em inglês e sua subsequente versão para o português.

Carl G. Lamm

Chemistry Laboratory A
Technical University of
Denmark

Í N D I C E

página

1. INTRODUÇÃO 01

2. UNIDADES E DEFINIÇÕES DE DOSE 04

2.1. O Roentgen (R) 06
2.2. Exposição e dose de radiação (rep) 06
2.3. rad 07
2.4. Fator RBE 08
2.5. rem 09

3. CÁLCULO DE DOSES 11

3.1. Exposição externa 11
3.2. Exposição interna 21

4. DOSES MÁXIMAS PERMISSÍVEIS 24

5. PROCEDIMENTO DE SEGURANÇA E PREVENÇÃO 27

5.1. Exposição interna 27
5.2. Exposição externa 28
5.3. Proteção pessoal 30
5.4. Regras gerais 30

6. DESCONTAMINAÇÃO 34

6.1. Pele 34
6.2. Equipamento de laboratório 34
6.3. Vestimentas de trabalho 35

7. O LABORATÓRIO DE RADIOISÓTOPOS 36

7.1. Requisitos 36
7.2. Limpeza 38

8. DESCARTE 39

8.1. Resíduo gasoso 39
8.2. Resíduo sólido 39
8.3. Resíduo líquido 40

9. RESUMO 42

9.1. Exposição permitida às radiações 42
9.2. Requisitos de segurança 43

10. REFERENCIAS 46

11. ÍNDICE ALFABÉTICO 47

12. APÊNDICE 49

PROTEÇÃO RADIOLÓGICA E SEGURANÇA EM TRABALHOS COM RADIAÇÕES IONIZANTES

C.G.Lamm

1. INTRODUÇÃO

A saúde humana está em risco, quando os tecidos são afetados por *radiações ionizantes*. A natureza e o grau do efeito causado, depende: 1) do poder que a radiação em particular tem de *penetrar* nos tecidos; 2) de sua *ionização específica*, isto é, do número de pares de íons produzidos por unidade de percurso da radiação; 3) do *tipo de tecido* que está sendo irradiado. Normalmente, os efeitos das radiações dos tecidos poderão aumentar com o grau de reprodução das células e diminuir com o grau de diferenciação. Inicialmente, o efeito é causado pela formação de *radicais livres* da água constituinte do tecido:

$$H_2O + \text{radiação} \rightarrow H_2O^+ + e^-$$
$$H_2O + H_2O^+ \rightarrow H_3O^+ + OH$$
$$H_2O + e^- \rightarrow OH^- + H$$

O resultado líquido dessas interações, que levam aproximadamente 10^{-9} seg para se completarem, é a formação dos radicais livres H e OH. Na presença de oxigênio as seguintes reações subsequentes são possíveis:

$$H + O_2 \rightarrow HO_2,\ 2HO_2 \rightarrow H_2O_2 + O_2,\ H + H_2O_2 \rightarrow H_2O + OH,\ \text{etc.}$$

Como reações secundárias tais radicais livres interagirão com os constituintes celulares.

Recebido para publicação em 17 de outubro de 1972

O *efeito biológico* da radiação ionizante pode ser *somático* (afetando somente o indivíduo exposto) ou *genético* (afetando os descendentes do indivíduo exposto através de *mutações*). A maioria dos organismos são regenerativos após um efeito somático, o que significa que uma irradiação *crônica* ou *periódica* é considerada menos perigosa do que se a dose total assim absorvida, fôsse dada de maneira *aguda* (de uma vez em um curto intervalo de tempo).

Assim, de acôrdo com recomendações internacionais, enquanto a dose semanal para corpo inteiro a ser recebida por um trabalhador deve permanecer abaixo de 0,1 rem (unidade a ser definida logo mais), a dose total assim recebida durante 75 anos será de 360 rem, a qual é igual a dose letal 50% para o homem. Dose Letal 50% (LD_{50}) significa que esta dose dada de maneira aguda, poderá eliminar 50% dos indivíduos expostos. Para o homem LD_{95} = 600 rem.

Em analogia com a ingestão de veneno, o efeito somático da radiação é caracterizado por um valor limiar, como ilustrado na figura 1.

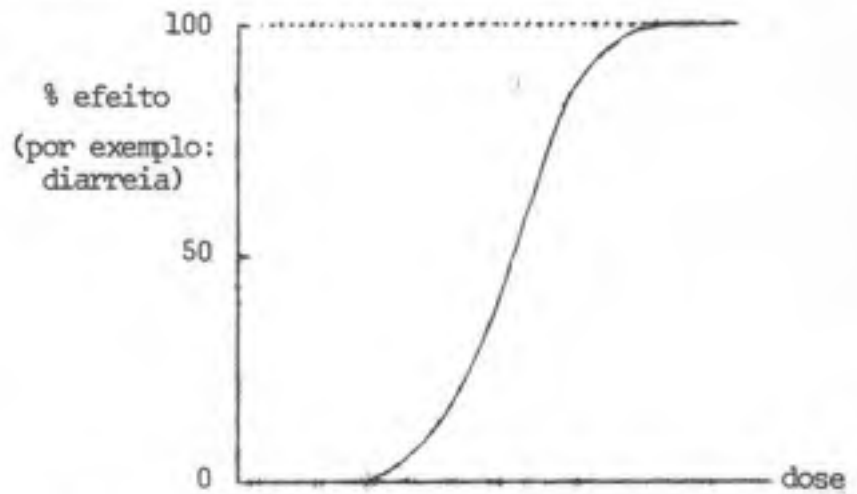

Fig. 1 - Efeito somático da radiação ionizante

O efeito somático não tem valor limiar.

"Qualquer dose, mesmo que pequena e recebida durante um tempo curto ou longo, poderá produzir um efeito genético".

Assim, toda radiação ionizante tem uma chance estatística de produzir mutações, e geralmente menos que 1% de todas mutações são benéficas. O número de mutações produzidas em 10^8 pessoas recebendo 1 rem cada pessoa, é o mesmo daquele produzido em 10^6 pessoas recebendo 100 rem.

A humanidade está hoje exposta à várias radiações ionizantes, tanto naturais como artificiais, conforme mostra o Quadro 1.

QUADRO 1

Radiação Natural de Fundo (^{40}K, ^{14}C, ^{226}Ra),30 anos	4,3	rem
Investigações Médicas com Raios X, média em 30 anos	3	rem
Raios X; tuberculose, cada chapa	0,04-0,12	rem
Raios X; Função Estomacal, cada chapa	1	rem
Raios X; Odontologia, cada chapa	2 a 15	rem
Raiox X; terapia de tumor (1 mês)	3000 a 7000	rem

Pelo visto, é evidente que a proteção radiológica deve-se preocupar em reduzir as doses absorvidas pelo homem, tanto doses recebidas no corpo inteiro como as localizadas. Entre outros, os orgãos mais radiosensíveis do homem são os olhos, as gonadas e a espinha dorsal.

2. UNIDADES E DEFINIÇÕES DE DOSE

O quadro 2 ilustra a ionização específica, isto é, o número de pares de íons formados ao longo de um micron de água ($\mu m = 10^{-3}$ mm) para diferentes radiações ionizantes e diferentes energias.

QUADRO 2

Radiação ionizante	Energia	ionização específica aprox. (pares de ions/µm água)
β , γ	alguns MeV	10
β, raio x (duro)	± 100 MeV	100
β, raio x (mole)	1-10 MeV	300-1000
n (rápidos)	alguns MeV	300-1000
α	alguns MeV	4000-10000
núcleos pesados	diversos MeV	100000

Os valores indicados na tabela devem ser analisados em conjunto com dados de *alcance*, isto é, a distância de penetração em qualquer matéria, a qual depende da energia inicial, carga e massa das partículas, como também da densidade do material absorvedor. Assim, o alcance das partículas alfa de 1-10 MeV é somente de poucos centímetros no ar e alguns microns na água (ou tecido) enquanto que os raios gama duros penetram diversos metros no ar. Como a energia de uma partícula alfa é perdida em uma espessura de absorvedor relativamente fina, é evidente que a ionização específica é muito alta.

QUADRO 3 - Tipos de radiação ionizante (da referência bibliográfica 4)

Radiação	Intervalo de energia em MeV	Partícula ionizante no tecido	Alcance médio da partícula em material de baixo número atômico	
			g/cm^2	cm de ar em CNPT
1. radiação β	0,015-5	elétron	10^{-4}-1	0,1-800
2. feixes de elétrons	2-20	elétron	1-10	800-8.000
3. radiação γ	0,05-2,9	elétron	5.10^{-4}-0,6	0,4-450
4. raios X	0,01-0,4	elétron	10^{-4}-5.10^{-3}	0,1-4
5. raios X	1-10	elétron	5.10^{-2}-1,2	30-230
6. raios X	10-30	elétron	1,2-3,5	1.500-2.700
7. neutrons rápidos	0,1-10	próton	10^{-4}-6.10^{-2}	0,1-45
8. neutrons lentos	0,1 eV	prótons de 0,6 MeV (+ raios gama de 2,2 MeV).	10^{-3} (prótons) 0,5 (elétrons)	0,8 (prótons) 400 (elétrons)
9. feixes de prótons	5-400	próton	3.10^{-2}-10^{2}	23-8.10^{4}
10. radiação α	5-10	partícula α	3.10^{-3}-10^{-2}	2-8

2.1. O Roentgen (R)

A primeira unidade internacionalmente aceita para dose foi o *roentgen, R.* Por definição, 1 R é a dose de radiação eletromagnética (γ ou X) que produz pares de ions correspondentes a uma unidade eletrostática de carga (esu) de cada sinal por centímetro cúbico de ar padrão.

Como o valor numérico da carga de um elétron é $4{,}803 \times 10^{-10}$ esu, 1 R produz $2{,}082 \times 10^{9}$ pares de íons por centímetro cúbico de ar. Para a formação de um par de íon no ar necessita-se de 34 eV (em média) de energia, e então 1 R será equivalente a $2{,}082.10^{9} \times 34$ eV = $7{,}079.10^{4}$ MeV = 0,1134 erg de energia dissipada por centímetro cúbico de ar. Como a densidade do ar é 0,001293 gramas / centímetro cúbico, 1 R corresponde a dissipação de 87,7 erg/grama de ar.

2.2. Exposição e dose de radiação (rep)

Há uma possibilidade de ambiguidade com respeito ao termo "quantidade de radiação" definida pelo roentgen. Uma interpretação é assumir que a referida "quantidade de radiação" é totalmente absorvida pelo material absorvedor (dose absorvida), enquanto que a outra interpretação é aquela na qual a "quantidade de radiação" se refere a radiação contida no feixe incidente, do qual somente uma parte é absorvido para produzir ionização no ar (dose de exposição). Isto permite dizer que a dose de exposição é uma propriedade do feixe de radiação somente, enquanto a dose absorvida é uma propriedade do feixe de radiação e do material no qual a absorção está se passando. Assim, diferentes absorvedores recebendo a mesma exposição de radiação podem ter doses de absorção diferentes. Apesar da unidade roentgen ter sido usada para medir a absorção de energia de feixe de radiação (e a maioria dos monitores ou medidores de taxa de dose são graduados em unidades roentgen) surgem muitas dificuldades. Uma é que a unidade roentgen não se aplica às outras radiações, além dos raios X e gama. No início este problema foi contornado, introduzindo-se a unidade rep (roentgen equivalent physical),

definida como a dose de qualquer radiação ionizantes a qual dissipa 93 erg/grama de tecido. Assim, 1 rep é aquele total de qualquer radiação que produz no mesmo efeito físico que 1 R.

Como no caso da unidade roentgen, a unidade rep também envolve uma ambiguidade com respeito às doses absorvidas e de exposição, sendo puramente físicas estas duas unidades.

2.3. rad

Estas dificuldades foram parcialmente superadas pela introdução de uma unidade de *dose absorvida de radiação: o rad*. Esta unidade expressa a absorção de energia em qualquer meio e não depende nem do tipo nem da energia da radiação ou material absorvedor. Por definição, 1 rad é a absorção de 100 erg de energia por grama, e assim, é uma unidade mais radiológica. Para qualquer absorvedor, é portanto possível, determinar a exposição (medida em roentgen) que será necessária para produzir uma dose absorvida medida em rad. Assim, no ar, uma exposição de 1 R resulta em uma dose absorvida de 0,877 rad por grama.

É óbvio que uma radiação dissipando 1 rad com uma alta ionização específica terá um *efeito biológico* maior que outra radiação, dissipando a mesma energia com uma baixa ionização específica. Em outras palavras, embora a energia absorvida seja a mesma, o efeito biológico varia com o tipo de radiação, isto porque o efeito depende da distribuição espacial da energia liberada no tecido.

Quando uma partícula ou um fóton passa através da matéria, a energia da partícula é perdida ao longo de seu trajeto, devido a interação com os átomos. Esta energia transferida para os átomos é chamada de LET (*Transferência Linear de Energia*) e é comumente medida em unidade de *KeV*/µm. O valor de LET depende da partícula e de sua energia, e pode variar de 0,25 (para partículas beta de 1 MeV) até 100-300 (para partículas alfa) *KeV*/µm. Os valores de LET estão assim diretamente relacionados com o número de ionização por unidade de comprimento de trajeto, ou seja, com a ionização especí-

fica (ver QUADRO 2).

2.4. Fator RBE

O efeito dos diferentes valores de LET são levado em conta na definição do fator RBE *(Eficácia Biológica Relativa)*, o qual é um fator de correção ou um "Fator de Periculosidade". Para comparação de efeitos biológicos devido aos vários tipos de radiação, tem-se adotado os raios X de 200 KeV como padrão. Então, o fator RBE é definido por:

$$RBE = \frac{\text{Dose necessária, em rad, de raios X de 200 KeV para causar um efeito específico}}{\text{Dose necessária, em rad, de qualquer radiação para causar o mesmo efeito}}$$

Os valores para RBE aceitos atualmente são dados nos quadros 4 e 5.

QUADRO 4 - Eficácia Biológica Relativa e Ionização específica (da referência bibliográfica 4)

Ionização específica média em pares de íons por µm de água.	Transferência linear média de energia em KeV/µm de água.	RBE
100 ou menos	3,5 ou menos	1
100 - 200	3,5 - 7,0	1 - 2
200 - 650	7,0 - 23,0	2 - 5
650 - 1500	23,0 - 53,0	5 - 10
1500 - 5000	53,0 - 175,0	10 - 20

QUADRO 5

Tipo de radiação	Fator RBE
X, γ, β	1
neutrons rápidos	10
neutrons lentos	4
α	10
fragmentos nucleares	20

o quadro 3 indica, por exemplo, que neutrons rápidos são 10 vezes mais efetivos para produzir um certo dano biológico do que os raios β ou γ, quando a mesma dose fôr absorvida.

2.5. rem

Para combinar a energia absorvida e o dano causado por qualquer irradiação, foi introduzida uma nova unidade, o rem *(Equivalente Humano do Roentgen)* definido pelo produto da dose em rad pelo RBE.

$$\text{Dose em rem} = (\text{dose em rad}) \times \text{RBE}$$

Então 1 rem de radiação β, por exemplo, terá o mesmo efeito biológico que 1 rem de radiação γ ou neutrons. Portanto, doses expressas em unidades rem podem ser somadas na avaliação do efeito total de uma mistura de diferentes tipos de radiação. O rem é uma unidade puramente radiológica.

Em casos onde os radioisótopos penetram no corpo, uma definição mais realística do rem é:

$$\text{Dose em rem} = \sum_{i=1}^{n} \left[(\text{dose em rad}) \cdot \text{RBE} \cdot N \right]_i$$

onde N exprime a distribuição do isótopo no tecido. Normalmente N = 1 para distribuição homogenea, mas para o ^{90}Sr, um isótopo "ávido por osso", tem-se N > 1 e para o ^{32}P tem-se n ≅ 5.

Exemplo 1 - Calcular o efeito biológico total (dose em rem), para um homem trabalhando perto de um reator nuclear estando exposto as seguintes taxas de dose (dose por unidade de tempo):

30 mR γ/hora
10 mrad neutrons rápidos/hora
12 mrad neutrons lentos/hora

Resposta:

Para γ, RBE = 1 .'. 30 mR/hora = 30 mrem/h
Para n rápido RBE = 10 .'. 10 mR/hora = 100 mrem/h
Para n lentos RBE = 4 .'. 12 mR/hora = 48 mrem/h

Taxa de dose total .....=178 mrem/h

Se a dose máxima permitida for tomada como 60 mrem/dia, este homem poderá trabalhar perto do reator somente 20 minutos por dia.

CENA
2196

3. CÁLCULO DE DOSES

Dose é expressa como produto da taxa de dose pelo tempo de exposição. Aqui deverá ser feita uma distinção entre irradiação externa e interna correspondendo a posição externa ou interna da fonte de radiação em relação ao corpo, respectivamente.

3.1. Exposição externa

A atenuação da dose para uma dada fonte pode ser conseguida por meio de:

a. aumentando a distância entre o trabalhador e a fonte (veja 3.1.1)
b. aumentando a densidade do material colocado entre o trabalhador e a fonte, isto é, blindagem (veja 3.1.2).
c. diminuindo o tempo de manuseio da fonte, isto é, o tempo de exposição.

3.1.1. Lei do quadrado inverso da distância

Para uma fonte pontual, a intensidade de radiação é inversamente proporcional ao quadrado da distância, se não houver material (sólido, líquido ou gás) entre a fonte e o ponto de interêsse. Isto é normalmente citado como "Lei do quadrado inverso da distância", a qual é considerada válida no ar.

Assim, a intensidade I_d a uma distância d da fonte pontual, é dada por:

$$I_d = \frac{k}{d^2}$$

onde k é uma constante de proporcionalidade. Para $d = 1$, $k = I_1$.

Exemplo 2 - A taxa de dose para uma fonte ^{60}Co de 40 mCi é 52 mR/hora a uma distância de 1 metro. Qual é a taxa de dose a uma distância de 30 centímetros ?

Resposta:

$$I_{0,3} = \frac{52}{(0,3)^2} = 578 \simeq 600 \text{ mR/hora}$$

3.1.2. Absorção de massa

3.1.2.1. Absorção de partículas alfa

Como já foi dito, partículas alfa tem um alcance muito pequeno, e podem ser facilmente detidas por uma fôlha de papel ou pele humana, por exemplo. No ar, o alcance da partícula alfa pode ser calculada aproximadamente pela relação:

$$\text{Alcance (cm de ar)} \simeq E \text{ (MeV)}$$

3.1.2.2. Absorção de partículas beta

As partículas beta tem um alcance maior dependendo de sua energia máxima (E_{max}). Devido ao fato de que as partículas beta tem um espectro contínuo de energia, sua absorção pela matéria é de uma forma aproximadamente exponencial. Portanto, quando a radiação transmitida pelo absorvedor é colocada (em gráfico semi-log) em função da espessura do absorvedor, obtem-se uma linha quase reta em uma boa porção da curva, como mostra a Fig. 2.A curva torna-se praticamente horizontal na espessura do absorvedor correspondente ao alcance.

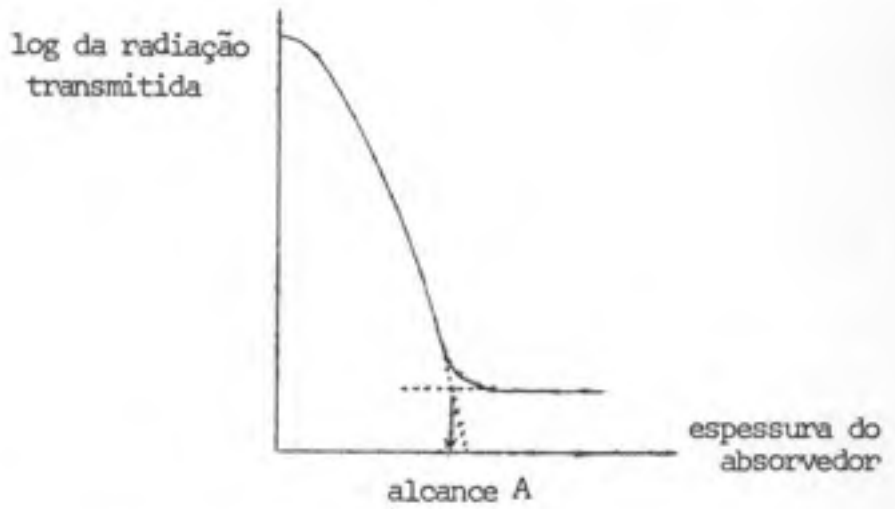

Fig. 2 - Curva da radiação total transmitida de um emissor beta puro como uma função da espessura do absorvedor. A parte horizontal corresponde à bremsstrahlung.

A curva torna-se praticamente horizontal depois do alcance A embora todos os raios beta sejam detidos nesta espessura absorvedora, ainda encontra-se alguma transmissão da radiação, porque, as partículas beta interagem com átomos do absorvedor dando origem a radiação eletromagnética denominada Bremstrahlung. A intensidade da radiação de freamento (ou Bremstrahlung) aumenta com o número atômico absorvedor. Portanto, recomenda-se que isótopos emissores de betas puro tais como ^{32}P sejam guardados em frascos de vidro ou plástico, e depois colocados em recipientes de chumbo.

3.1.2.2.1. Alcance

Valores de alcance acima de 300 mg/cm^2 (i.e. E_{max} > 0,85MeV) (veja 3.1.2.3) podem ser obtidos de forma aproximada, pelo uso da equação:

$$\text{Alcance (mg/cm}^2) = 543 \cdot E_{max}(\text{MeV}) - 160$$

Para valores de E_{max} entre 0,15 e 0,85 MeV, a equação adequada é:

$$\text{Alcance (mg/cm}^2) = 407 \cdot E_{max}(\text{MeV})$$

O quadro 6 ilustra o alcance e valores de espessura semi-redutora $\bar{x}_{1/2}$, veja 3.1.2.3.1.) para alguns isótopos emissores de beta de várias energias máximas

QUADRO 6

Isótopo	E_{max}(MeV)	$\bar{x}_{1/2}$(mg/cm^2)	Alcance mg/cm^2	mm Al
^{35}S	0,17	3	30	0,1
^{59}Fe	0,46	22	160	0,6
^{131}I	0,60	30	210	0,8
^{32}P	1,8	100	800	3

A Fig. 3 mostra a relação entre E_{max} dos emissores beta e o alcance em mm para diferentes materiais absorvedores.

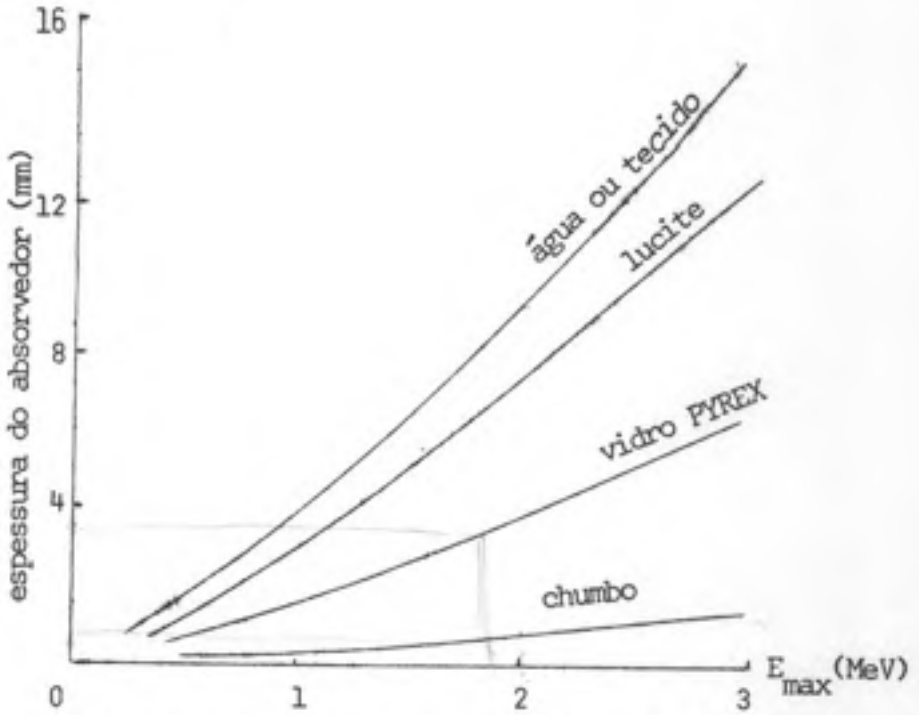

Fig. 3 - Relação entre alcance e energia máxima da partícula beta

3.1.2.3. Absorção de raios gama

A atenuação de um feixe colimado de raios gama monoenergéti co segue exatamente uma função exponencial:

$$I = I_o \cdot e^{-\mu.x}$$

onde:

I_o = intensidade inicial do feixe de fotons

I = intensidade do feixe de fotons após passar uma espessura linear de x unidades de comprimento

x = *espessura linear do absorvedor*

μ = *coeficiente de absorção linear* ou coeficiente de atenuação

Se x fôr expresso em cm de um dado material absorvedor, μ tem as dimensões de cm^{-1}.

A absorção depende principalmente da densidade (ρ) do absorvedor, e não do material absorvedor (para fótons de energia entre 0,5 - 5 MeV). Portanto, um nôvo parâmetro para a espessura do absorvedor é introduzida, a *espessura equivalente* $\bar{x}$, onde:

$$\bar{x} = x \cdot \rho$$

$\bar{x}$ é então independente do material absorvedor e normalmente tem a dimensão mg/cm^2 (tendo a densidade a dimensão mg/cm^3). Um absorvedor de alumínio de 5 mm de espessura, corresponde a uma espessura equivalente de 1350 mg/cm^2, uma vez que μ_{al} = 2700 mg/cm^3. O coeficiente de atenuação de massa correspondendo a $\bar{x}$ tem dimensão cm^2/mg e $\bar{\mu} = \mu/\rho$.

3.1.2.3.1. Espessura semi-redutora

A espessura a qual reduz I_o para metade de sua intensidade, é chamada de espessura semi-redutora, $x_{1/2}$ ou $\bar{x}_{1/2}$, análoga à meia-vida (veja quadro 7). Então:

$$1/2 \cdot I_o = I_o \cdot e^{-\mu \cdot x_{1/2}}$$

$$\mu = \frac{Ln\ 2}{x_{1/2}}$$

e

$$\frac{I}{I_o} = \left[\frac{1}{2}\right]^{\frac{x}{x_{1/2}}}$$

Deve-se notar que a espessura semi-redutora de um absorvedor pode variar, na prática, entre 50-100%, dependendo da geometria.

Exemplo 3 - Qual é a espessura necessária de alumínio para blindar 40 mCi ^{60}Co para que a taxa de dose a 1 metro de distância seja reduzida a 10% da taxa de dose com a fonte não blindada?

Dados:

$x_{1/2}$ = 13 mm Pb
ρPb = 11,4 g/cm^3
ρAl = 2,7 g/cm^3

Resposta:

$$x_{1/2} = 13 \text{ mm Pb} = 14800 \text{ mg/cm}^2 = 55 \text{ mm Al}$$

$$\frac{I}{I_o} = 0,1 = \left[\frac{1}{2}\right]^{x/55}$$

$$x = 183 \text{ mm Al}$$

O quadro 7 mostra as espessuras semi-redutoras aproximadas para blindagem com chumbo para várias energias dos raios gama. Como uma regra de memorização:

$x_{1/2}$ (cm Pb) $\tilde{=}$ energia (em MeV) dos raios gama predominante

QUADRO 7

Energia (MeV) do Raio Gama	Espessura semi-redutora aproximada (cm) para blindagem com chumbo
0,5	0,5
1	1
1,5	1,5
2-4	2

3.1.2.3.2. Valor K_γ

A estimativa da taxa de dose a uma dada distância de um isó

topo emissor gama torna-se fácil quando o *valor* K_γ (constante específica de emissão de raios gama) do radioisótopo é conhecido.

Uma fonte pontual de C curies de um isótopo, o qual emite, em média, raios gama de energia E MeV/desintegração, gerará um fluxo de energia dado por:

$$\emptyset = (3{,}7 \cdot 10^{10} \cdot C.E)/4\,\pi\, d^2 \qquad (MeV/s.cm^2)$$

para uma distância d (cm) da fonte.

Se μ fôr o coeficiente de atenuação linear por centímetro de ar, e como 1 R é equivalente a $6{,}9 \cdot 10^4$ MeV absorvido por cm^3 de ar, a taxa de dose a d cm será(*):

$$= \frac{3{,}7 \cdot 10^{10} \cdot C.E. \mu}{4\,\pi d^2 \cdot 6{,}9 \cdot 10^4} \qquad (R/s)$$

ou aproximadamente

$$= 1{,}5 \cdot 10^8 \frac{C.E. \mu}{d^2} \qquad (R/hora)$$

(*) 1 R dissipa 0,11 erg/cm^3 de ar, e 1 MeV = $1{,}6 \cdot 10^{-6}$erg, portanto:

$$1\ R = \frac{0{,}11}{1{,}6 \cdot 10^{-6}} = 6{,}9 \cdot 10^4\ MeV / cm^3$$

$$\frac{dI}{dx} = -\mu I$$

e para

$$dx = 1\ cm$$

$$dI = -\mu I$$

Lembrar que a taxa de dose é dada por cm^3

A equação acima pode ser simplificada tomando-se:

C = 1 Ci

d = 100 cm

$\mu = 33 \cdot 10^{-6} \cdot cm^{-1}$ (para gamas entre 0,1-3 MeV).

E então, a *taxa de dose específica*, K_γ, para gama de energia entre 0,1-3 MeV é:

$K_\gamma \cong 0{,}5 \cdot E$ (R/hora à 1 metro da fonte "pontual de 1 Ci)

E, pode ser avaliada para um radioisótopo particular estudando-se as energias dos fótons e a razão ou porcentagem de ramificação no esquema de decaimento daquele isótopo. O Quadro 8 apresenta valores K_γ e energia predominantes dos raios gama para diversos isótopos.

Exemplo 4 - Uma solução de ^{60}Co, contendo 40 mCi, deve ser diluída e distribuida. Calcular a dose em R, para o operador em cada um dos seguintes casos:

caso	distância (local de trabalho à fonte, em cm)	tempo de trabalho (minuto)	blindagem de chumbo
A	30	10	nenhuma
B	60	30	nenhuma
C	30	120	48 mm

Resposta: Quadros 7 e 8 mostram que $x_{1/2}(^{60}Co) = 1{,}3$ cm e $K_\gamma(^{60}Co) = 1{,}3$ mR/hora a 1 metro por 1 mCi). Assim a taxa de dose a 0,3 metros para fonte de 40 mCi é 600 mR/hora (veja problema 2), e 150 mR/hora a 0,6 metro para fonte de 40 mCi.

$$\frac{I}{600} = \left(\frac{1}{2}\right)^{48/13} \cong \frac{1}{12} \qquad I = 50 \text{ mR/hora}$$

caso	taxa de dose (mR/hora)	dose (mR)
A	600	100
B	150	75
C	50	100

QUADRO 8 - Valôres K_γ para várias energias de fótons

Isótopo	Valor K (aprox) (R/hora a 1 m/Ci	Energias predominantes dos fotons gama (MeV)	Isótopo	Valor K (aprox) (R/hora a 1 m/Ci	Energias predominantes dos fotons gama (MeV)
^{22}Na	1,2	1,3 e 0,5*	^{182}Ta	0,7	1,2 e 0,2
^{24}Na	2	2,8 e 1,4	^{198}Au	0,3	0,4
^{28}Mg			^{226}Ra		
+ equilibrio ^{28}Al	1,6	1,8 e 1,4	+ prod. de decaimento com cobertura de 5 mm Pt	0,825	diversas
^{42}K	0,15	1,5	^{7}Be	0,03	0,48
^{51}Cr	0,02	0,3	^{47}Ca	0,56	1,29
^{54}Mn	0,5	0,8	^{46}Sc	1,1	0,89 e 1,12
^{58}Co	0,6	0,8 e 0,5*	^{48}V	1,0	0,5*, 0,98 e 1,3
^{59}Fe	0,6	1,3 e 1,1	^{52}Mn	1,9	0,74, 0,85, 0,94 e 1,43
^{60}Co	1,3	1,3 e 1,2	^{56}Co	1,75	0,85 e 1,24
^{64}Cu	0,1	0,5	^{57}Co	0,12	0,055
^{65}Zn	0,3	1,1	^{65}Zn	1,11	0,27
^{82}Br	1,5	1,5 e 0,6	^{124}Sb	0,98	0,6 e 1,7
^{86}Rb	0,05	1,1	^{134}Cs	0,8	0,6 e 0,8
^{95}Zr	0,4	0,8 e 0,7	^{192}Ir	0,55	0,32 e 0,47
^{131}I	0,2	0,4	^{203}Hg	0,12	0,28
^{137}Cs					
+ equilíbrio ^{137m}Ba	0,3	0,7			

* - Fótons de aniquilação devido a β^+

Exemplo 5 - a) Qual é a taxa de dose a 1,6 metros de uma fonte de 110 mCi de ^{54}Mn ?

Resposta:

$$K_\gamma\ (^{54}Mn) = 0{,}5 \text{ mR/hora a 1 metro por 1 mCi;}$$

então a taxa de dose é:

$$0{,}5 \cdot \frac{1}{(1{,}6)^2} \cdot 110 \cong 22 \text{ mR/hora a 1,6 metros para a fonte de 110 mCi}$$

b) Quantos centímetros de água ($\rho = 1$), alumínio ($\rho = 2{,}7$) ou chumbo ($\rho = 11{,}4$) são necessários como blindagem para reduzir a 0,5 mR/hora a taxa de dose a 1,6 metro de distância ?

Resposta:

O fator de redução é 22/0,5 = 44 e corresponde a 5,5 espessuras semi-redutoras de blindagem.

$$44 = 2^{5{,}5}$$

$$x_{1/2}\ (^{54}Mn) = 0{,}8 \text{ cm Pb}$$
$$= 9{,}1 \text{ cm } H_2O$$
$$= 3{,}4 \text{ cm Al}$$

então, as espessuras de blindagem são:

$$5{,}5 \cdot 9{,}1 \cong 50 \text{ cm } H_2O$$
$$5{,}5 \cdot 3{,}4 \cong 19 \text{ cm Al}$$
$$5{,}5 \cdot 0{,}8 \cong 4{,}4 \text{cm Pb}$$

c) Voce colocaria a blindagem mais perto da fonte ou do operador ?

3.2. Exposição interna

Irradiação interna poderá resultar quando os radioisótopos penetrarem no organismo, quer por ingestão, inalação ou através de cortes, por exemplo.

Dose e taxa de dose podem ser estimadas no caso de irradiação com alfa e beta assumindo que toda a energia é absorvida no tecido, e a dose em rad é calculada baseando-se no volume do tecido dentro do qual se dá a absorção. Distinção é feita entre a fonte pontual localizada e fonte homogeneamente distribuida.

Uma estimativa similar para um emissor gama torna-se difícil, devido ao fato de que uma considerável parte da energia liberada pode escapar do organismo. Um R de radiação gama penetrante (acima de 0,2 MeV) pode dissipar perto de 1 rad em tecido orgânico, e fótons de raios X ou gama de energia abaixo de 0,1 MeV pode dissipar de 2 a 5 rad por R em tecido osseo.

Um importante fator nestas estimativas é a *meia vida biológica* do radioisótopo, isto é, o tempo necessário para o organismo excretar metade da quantidade do isótopo presente. A relação entre as meias vidas físicas, $t_{1/2}^{fis}$, e a biológica, $t_{1/2}^{biol}$, é dado por:

$$\frac{dN}{dt} = - \lambda_{fis} \cdot N - \lambda_{biol} \cdot N = - \lambda_{ef} \cdot N$$

$$\lambda_{ef} = \lambda_{fis} + \lambda_{biol}$$

$$\frac{1}{t_{1/2}^{ef}} = \frac{1}{t_{1/2}^{fis}} + \frac{1}{t_{1/2}^{biol}}$$

onde $t_{1/2}^{ef}$ é a *meia vida efetiva*

Exemplo 6 - ^{32}P é injetado em um organismo vivo, o qual excreta fósforo em uma taxa correspondente a $t_{1/2}^{biol}$ = 21 dias. Calcular a meia vida efetiva do ^{32}P neste organismo. Dado: $t_{1/2}^{fis}$ = 14 dias.

Resposta:

$$t_{1/2}^{ef} = 8,4 \text{ dias}$$

Exemplo 7 - Devido a um acidente, 10 µCi ^{32}P foi introduzido num dedo (10 gramas). Calcular a taxa máxima de dose imediatamente após o acidente, assumindo que a radioatividade está distribuida igualmente por todo o dedo.

Resposta:

$$E_{max}(^{32}P) = 1,8 \text{ MeV.}$$

A taxa de dose é portanto:

$10.2,22.10^{6}.1,8.1,6.10^{-6}.10^{-1}$ = 6,4 erg/grama de tecido, correspondendo a 3,84 rad/hora e por grama de tecido.

NOTA - A taxa de dose real em rem é maior !

Exemplo 8 - Calcular a mesma taxa de dose assumindo que os 10 µCi ^{32}P (do exemplo 7) estão localizados como fonte "pontual" no dedo.

Resposta: Toda a energia é agora absorvida por uma esfera de raio igual ao alcance de acôrdo com o quadro 6, o alcance é 800 mg/cm^2, correspondendo a um raio de 0,8 centímetro. O volume da esfera é aproximadamente igual a 2 cm^3 ≃ 2 gramas de tecido e por cálculo similar ao do exemplo 7, a taxa de dose é:

19,2 rad/hora e por grama de tecido

NOTA - A taxa de dose real em rem é maior !

O cálculo da dose total recebida pelo tecido do dedo nos exemplos acima é encontrada através da integração do tipo:

$$\int_0^t (1 - e^{-\lambda_{ef} \cdot t}) \, dt$$

4. DOSES MÁXIMAS PERMISSÍVEIS

A *Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP)* recomenda que seja observadas certas Doses Máximas Permissíveis. Deve ser relembrado, entretanto, que tais diretrizes podem ser alteradas com o aumento de nossos conhecimentos e experiências.

Assim recomenda-se, que todos os valores de *doses máximas permissíveis (DMP)* dados abaixo sejam divididas por um fator de 5 ou 10 sempre que possível. Com os modernos equipamentos, em uso atualmente, isto é possível na maioria dos trabalhos com traçadores. A regra principal será a de manter sempre ao mínimo a quantidade empregada dos isótopos radioativos.

Uma população pode ser dividida em três categorias:

A - pessoas que trabalham diretamente com materiais radioativos.

B - pessoas que trabalham em instituições, nas quais materiais radioativos são manipulados, mas estas pessoas não estão ligadas diretamente com esse serviço. Por exemplo, pessoal administrativo, guardas, etc.

C - Todas outras pessoas.

CATEGORIA A

Regra 1 - A dose total máxima permitida acumulada (externa mais a interna) para o organismo, até a idade de N anos, é:

$$D = 5 (N - 18)$$

onde D é a dose acumulada de radiações, expressa em rem. Por esta regra, pessoas menores de 18 anos de idade não podem trabalhar expostas à radiações ionizantes. Além disso, segue-se que uma pessoa a qual está constantemente exposta às radiações à partir do seu 18º ano, não deve receber mais que 5 rem/ano, e a dose média semanal deve permanecer abaixo de 100m rem.

Regra 2 - Além disso, é necessário que a dose acumulada dentro de 13 semanas consecutivas deva ser menor que 3 rem (ou 240 mrem/semana).

Regra especial para mulheres adultas - mulheres na idade fértil, nunca devem receber mais que 5 rem/ano, e estes 5 rem devem ser igualmente distribuídos (1,3 rem/13 semanas, aproximadamente 0,5 rem/mes) As mulheres não devem receber mais que 1 rem no período de gravidez.

COMENTÁRIOS - É evidente pelas regras 1 e 2, que é feita uma distinção entre pessoas que tem acumulado suas doses máximas (D) durante muitos anos, e pessoas que não tem acumulado essas doses.

Como afirmado acima, essas regras se referem a doses de corpo inteiro, como também para os olhos, gonadas e espinha dorsal (órgão formador de sangue). Para exposição das extremidades (mãos, pulsos, pés, tornoselos) a dose máxima permissível é de 20 rem durante quaisquer 13 semanas, consecutivas.

Exemplo 9 - Quantas horas semanais (em média) pode um homem permanecer e trabalhar em um laboratório, onde a taxa de dose é:

Raios gama	3 mrad/hora
Neutrons rápidos	2 mrad/hora
Neutrons Lentos	2 mrad/hora

de maneira que não se exceda a DMP. Assume-se que o homem:

a. nunca antes estivera sujeito às radiações ionizantes (exceto à radiação de fundo).
b. tem recebido a sua DMP durante os anos anteriores.

Resposta : Com referência ao exemplo 1, a taxa total de dose é aproximadamente 30 rem/hora

a. DMP média (regra 2) - 240 mrem/semana. Portanto, pode trabalhar 240/30 = 8 horas por semana no laboratório.
b. DMP média (regra 1) - 100 mrem/semana. Portanto, pode trabalhar 100/30 = 3,3 horas por semana no laboratório.

CATEGORIA B

Pessoas pertencentes a esta categoria não podem ser expostas a mais que 1,5 rem (corpo todo)/ano.

CATEGORIA C

Uma dose máxima de 5 rem em 5 anos (média de 3,3 mrem/semana) tem sido sugerido para esta categoria (semelhante a população total) além da radiação natural de fundo e dos tratamentos médicos com raios-X.

5. PROCEDIMENTOS DE SEGURANÇA E PREVENÇÃO

5.1. Exposição Interna

Como já foi dito anteriormente, os perigos envolvidos quando radioisótopos são ingeridos ou inalados, dependem de um grande número de fatores, tais como:

- meia vida física e energia de isótopo;
- meia vida biológica, isto é, o tempo necessário para a eliminação biológica da metade do material ingerido pelo corpo humano;
- acumulação dos isótopos em órgãos críticos;
- formação de produtos tóxicos como resultado de quebra de moléculas pela radiação ou reações de radicais livres.

Os quadros 9 e 11 relacionam um número de isótopos e uma classificação de suas periculosidades quando ingeridos pelo corpo humano. Elementos altamente tóxicos tais como o ^{90}Sr, ^{45}Ca e ^{89}Sr, acumulam-se nos ossos e produzem danos às células produtoras de sangue. O ^{131}I acumula-se na glândula tiroide. Os elementos moderadamente tóxicos não se acumulam em altos graus nos órgãos críticos e tem uma meia vida biológica relativamente curta. Normalmente, ^{3}H e ^{14}C são usualmente tóxicos devido a sua rápida substituição em tecidos biológicos. Entretanto ^{3}H e ^{14}C podem ser muito tóxicos quando essa renovação for lenta (como ácidos nucléicos), ou por exemplo, como Ba $^{14}CO_3$ em pó, depositado nos pulmões, onde a meia-vida biológica é de 120 dias aproximadamente. A meia vida biológica do ^{90}Sr no tecido ósseo é de 16 a 20 anos.

Uma completa relação das *concentrações máximas permissíveis (CMP)* de isótopos radioativos no ar e na água potável, e também os órgãos críticos de acumulação, podem ser encontrados na referência 1.

QUADRO 9 - Periculosidade dos isótopos ingeridos pelo corpo humano

Toxidez	Isótopo
Muito alta	^{90}Sr
Alta	^{45}Ca, ^{89}Sr, ^{140}Ba, ^{131}I
Moderada	^{22}Na, ^{24}Na, ^{32}P, ^{35}S, ^{36}Cl, ^{42}K, ^{52}Mn, ^{54}Mn, ^{55}Fe, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{64}Cu, ^{65}Zn, ^{92}Br, ^{86}Rb, ^{99}Mo, ^{137}Cs, ^{137}Ba
Leve	^{3}H, ^{14}C

5.2. Exposição externa

Também, como já foi dito anteriormente, a proteção contra radiação *externa* é obtida por três diferentes meios:

a. distância

b. diminuição do tempo de exposição

c. blindagem

Mesmo fontes relativamente fracas devem ser manipuladas com pinças, porque a lei do quadrado inverso da distância mostra que a intensidade aumenta consideravelmente entre 1 cm e 1 mm ; por exemplo: se uma fonte dá uma dose de 1 mR/hora (medida por um *monitor)* a 10 cm de distância, qualquer manipulação com a fonte com o auxílio de longas pinças não será perigosa. Se isto não forem utilizadas pinças, e sim com luvas de borracha como única proteção, a dose de radiação a 1 mm de distância será de 10000 mR/hora = 10 R/hora nas pontas dos dedos.

Para todos os tipos de manipulação de fontes radioativas, tem sido projetados equipamentos de contrôle remoto. Normalmente

uma medida rápida com um *medidor de taxa de dose* dirá ao operador a que distância as manipulações devem ser feitas com segurança. Se, uma vez por semana durante alguns meses, precisa-se retirar uma amostra de uma solução estoque de 1 R/hora a 30 cm, a operação pode ser feita com poucas consequências maléficas se feita a uma distância de 30 cm e num tempo menor que um minuto. Aproximadamente 15 a 20 mR serão então recebidas por semana por partes do corpo humano (por exemplo, as lentes dos olhos), a qual está abaixo da dose máxima permissível de 100 mrem/semana. Por outro lado, se tal exposição for durante um tempo longo deve-se providenciar uma boa *blindagem*, porque de acôrdo com *doses máximas permissíveis*, é recomendado pelo ICRP que todas as doses devem ser mantidas mais baixo possível, e que qualquer exposição desnecessária deve ser evitada.

Com emissores alfa, não é necessária blindagem contra exposição externa, porque a parede do frasco ou poucos centímetros de ar absorvem todas as partículas. Também os emissores beta de baixa energia, tais como o ^{35}S, ^{45}Ca ou ^{14}C não necessitam de blindagem, uma vez que as paredes dos recepientes são adequadas para esta finalidade . Para fontes intensas de emissores beta duro, tal como o ^{32}P, é necessária blindagem. Neste caso, uma placa de plástico de 0,5-1 cm de espessura pode ser usada; uma placa de chumbo não é aconselhável devido à radiação de freamento (Bremstrahlung) que aumenta quando o número atômico é alto.

Tijolos de chumbo devem ser usados em se tratando de raios gama. A espessura de chumbo, que é requerida para reduzir à metade a taxa de dose dada por um certo emissor gama, pode variar de 50 a 100%, de acôrdo com a geometria (feixe largo divergente ou feixe colimado).

Logo depois de construída a blindagem, a taxa de dose calculada deve ser submetida a um teste com um *medidor de taxa de dose*, e preferivelmente repetida com um segundo medidor de taxa de dose "filosofia de segurança tríplice".

5.3. Proteção pessoal

Toda pessoa trabalhando com isótopos radioativos (exceto, por exemplo, para ^{3}H) deve transportar um *filme dosimétrico* no pulso e/ou no avental de laboratório. O escurecimento produzido na revelação do filme é uma medida da dose de radiação externa recebida durante o tempo de exposição. Filmes contrôle são calibrados por meio de uma fonte padrão de radiação e estes filmes são revelados juntamente com os filmes dosimétricos. Tem sido projetados vários tipos de filmes dosimétricos, os quais permitem uma avaliação separada da dose acumulada recebida por raios beta, gama e neutrons.

Além do filme dosimétrico, e especialmente na ausência do serviço de filme dosimétrico, deve-se usar um *dosímetro de bolso*.

Os raios beta de alta energia podem causar efeitos nas lentes dos olhos mesmo quando os níveis de radiação estão bem abaixo da dose máxima permissível. Portanto é desejável possuir *óculos* de plástico (ou normais), para proteger o operador contra os danos nos olhos devidos à radiação beta.

Com respeito às aplicações de traçadores no campo, os níveis de radiação externa são normalmente baixas, entretanto, quando material radioativo concentrado é recebido e necessita-se fazer diluições, ou quando níveis relativamente grandes são necessários, a blindagem é requerida. Em alguns casos, amostras as quais tenham acumulado uma quantidade apreciável de material radioativo devem ser guardadas atrás de uma blindagem.

5.4. Regras gerais

A *contaminação* do laboratório, capelas, vidraria e operador por material radioativo, deve ser evitado por duas razões:

a. resultados experimentais podem tornar-se duvidosos
b. pode envolver danos à saúde, e em particular dano *interno* à saúde.

Portanto, um *número de regras* deve ser seguido com rigor:

1. cada pessoa no laboratório deve possuir um *avental de laboratório,* fechado no colarinho. Este avental deve ser usado somente no espaço do laboratório onde estão sendo realizados os experimentos com os isótopos, e não ser usado nas salas de contagem. Além disso, deve-se usar uma chapa plástica protetora quando trabalhar com soluções *estoque* Esta chapa plástica deve permanecer na sala de armazenagem de soluções estoques (sala de estoques). Quando trabalhar com material em pó, deve-se usar *máscaras para pó.*

2. deve-se usar *luvas sirúrgicas* finas de borracha ou plástico quando houver possibilidades de contaminação das mãos. Estas luvas devem ser vestidas e tiradas de uma maneira tal que o lado de dentro nunca toque o lado externo, evitando uma contaminação direta da pele. O uso de *talco* facilita o manuseio destas luvas.

   Tão logo cesse o risco de contaminação da pele, deve-se remover as luvas, porque elas constituem uma fonte de contaminação de vidraria e equipamento.

   Uma fina camada de *"Barrier Cream"* espalhado na pele das mãos é usado por diversos trabalhadores em situações onde há necessidade de alguma coisa entre as luvas de borracha e as mãos.

3. papel absorvente deve ser usado como intermediário para prevenir contaminação de luvas, mãos e equipamentos. Após seus usos estes papéis devem ser colocados em recepientes (operados com os pés) para lixo ou tambores grandes.

4. deve-se usar sapatos especiais ou coberturas de plástico no laboratório de radioisótopos para evitar o espalhamento da radioatividade pelos sapatos.

5. *Não* deve-se usar no laboratório de radioisótopos nenhum equipamento ou vidraria que necessita operação pela bôca. Deve-se usar equipamento e vidraria especialmente construído. A sucção é

normalmente feita com o auxílio de vácuo, bombas e pipetas hidráulicas.

6. *É óbvio que comer, beber e fumar é rigorosamente proibido no laboratório de radioisótopos.*

7. *É necessário uma frequente monitoração* nas luvas, mãos, aventais de laboratório e equipamento. Qualquer contaminação deve ser removida de uma maneira apropriada (veja a seguir, descontaminação). Deve-se tomar cuidado para que vidraria molhada (etc) não respingue no detector.

8. Deve-se usar *bandejas* para todas manipulações com soluções concentradas de radioisótopos a fim de prevenir contaminação de balcões e assoalhos. O fundo das bandejas devem ser cobertas com papel absorvente.

9. Evitar contaminação múltipla usando vidraria, abridores de lata, pinças, etc., para cada isótopo particular.

10. *Não* se deve admitir fontes de mCi no laboratório de radioisótopos quando estiver sendo realizado trabalho ao nível de μCi. Quando isso não pode ser evitado, o uso de fontes altamente ativas devem ser restritas somente a um espaço limitado (uma capela por exemplo).

11. Deve-se controlar e descartar o *resíduo radioativo* de acôrdo com as recomendações do ICRP (veja apendice II da referência 1). Geralmente, resíduo líquido é armazenado em recipientes plásticos, e não é lançado no esgoto do laboratório. Resíduos sólidos devem ser colocados em recipientes de lixo cuja tampa é acionado com os pés. Isótopos de meias-vidas bem diferentes não devem ser misturados, sob quaisquer circunstâncias (veja capítulo 8).

12. O *resíduo radioativo* deve ser armazenado e descartado pelas vias normais, somente quando a atividade estiver baixa ou quando o resíduo é diluído à concentração permissível. Isótopos de meias-vidas longas não devem ser descartados, e devem ser armazenados.

O ideal é existir uma organização central encarregada de coletar, armazenar e/ou descartar o material radioativo (veja capítulo 8).

13. Cada recepiente, copo, frasco ou balão volumétrico que contiver uma solução radioativa, deve ser *marcado "radioativo"* e a atividade da solução, bem como a natureza do isótopo e a data. Cada recipiente contendo material radioativo deve ser colocado dentro de um outro recipiente maior e inquebrável e envolto por papel absorvente; assim a contaminação estará reduzida ao mínimo em caso de acidente.

14. Qualquer operação que possa haver pó radioativo deve ser feita dentro de uma *caixa ermética* dotada de luvas especiais ("GROVE-BOX"), mantendo-a sob uma leve pressão negativa.

15. Antes de deixar o laboratório, investigue as mãos, avental e sapatos utilizando-se de um *monitor* adequado.

16. Tomar um *banho quente* especialmente após trabalhar com materiais pulverulentos radioativos, como solo e plantas moídas, é uma boa prática.

6. DESCONTAMINAÇÃO

6.1. Pele

Descontaminação da pele é feita lavando-a com sabão neutro, e se possível com esponja macia. Deve-se tomar cuidado para não ferir a pele com lavagem excessiva. Se ocorrer contaminação com substância de alta atividade específica ou material livre de carreador, deve-se lavar diversas vezes com solução carreadora pare reduzir a contaminação, devido a troca isotópica entre o elemento radioativo e o estável. É óbvio que tal procedimento só é aplicável quando a solução carreadora não produza efeitos danosos a pele.

NOTA - *Descontaminação da pele nunca deve ser necessária*

6.2. Equipamento de laboratório

Geralmente lavagens repetidas com solução carreadora reduzem grandemente a contaminação, de vidrarias, superfícies metálicas ou superfícies pintadas, contaminadas com radioisótopos de alta atividade específica. Portanto, a solução carreadora estoque deve estar sempre por perto de onde possa ocorrer contaminação. Um agente dispersante pode ser muito eficaz, e para a maioria dos radioisótopos de metais pesados, uma boa medida é o emprêgo de uma solução alcalina contendo Na_2-EDTA.

Vidro - pode ser efetivamente descontaminado com ácido nítrico a 10%, bifluoreto de amonea a 2%, ácido crômico ou ácido clorídico a 10%, contendo carreador.

Alumínio - ácido nítrico 10%, metasilicato de sódio ou metafosfato de sódio.

Aço - ácido fosfórico com agente dispersante.

Chumbo - tratamento com ácido clorídico 4N até início da reação. Lavar depois com uma solução alcalina diluida e finalmente com água.

Linóleo - remover a cêra superficial com xilol ou tricloroetileno.

Superfícies pintadas - lavar com agente dispersante e citrato de amonea ou bifluoreto de amonea.

Madeira e concreto - são difíceis de descontaminar. Remoção parcial ou completa do material contaminado parece ser o único método eficiente.

De modo geral é necessário manter uma fiscalização regular nos laboratórios que trabalham com materiais radioativos. Balcões e pisos devem ser monitorados com frequência. Um exaustor à vácuo pode ser utilizado na remoção de pó radioativo aprisionados nos pisos e balcões. Deve-se testar a presença de pó radioativo em amostras de ar utilizando-se de papel de filtro (contendo óleo) colocado na entrada do exaustor a vácuo.

6.3. Vestimentas de trabalho

Aventais de laboratório e outras vestimentas, sujeitas à contaminação, devem ser monitorados antes de serem mandados para a lavanderia. Deve-se fazer a descontaminação antes da lavagem comum, e pode frequentemente ser acompanhado por tratamento com ácido acético ou cítrico diluído. Com a finalidade de reduzir o número de máquinas de secar e lavar, pode ser mais vantajoso instalar aparelho de ar quente e sêco.

7. O LABORATÓRIO DE RADIOISÓTOPOS

7.1. Requisitos

Nos laboratórios em que trabalha com radioisótopos deve-se ter facilidades que permitam:

a. prevenir ou reduzir a contaminação para um valor mínimo
b. rápida descontaminação.

Estas facilidades são determinadas pela natureza do trabalho que está sendo desenvolvido. Distingue-se três tipos de laboratórios (veja quadro 10, tomado da IAEA Safety series nº 1, Vienna, 1962): um laboratório tipo "A" pode ser encontrado perto de reatores ou locais de processamento de resíduo radioativo, e os tipos "B" ou "C" são de pesquisas biológicas.

QUADRO 10 - Laboratórios para trabalho com radioisótopos

Radiotoxidade dos isótopos	TIPO DE LABORATORIO OU LOCAL DE TRABALHO REQUERIDO			
	Quantidade tóxica min. significat.	Tipo C Bom laborat. Química	Tipo B Laboratório radioisót.	Tipo A Lab. de alta atividade
Muito alta	0,1 µCi	10µ ou -	10 µCi-10 mCi	10 mCi ou +
Alta	1 "	100 " -	100 µCi-100mCi	100 "
Moderada	10 "	1 mCi " -	1 mCi- 1Ci	1Ci "
Leve	100 "	10 mCi " -	10 mCi - 10Ci	10 "

Um *laboratório tipo "C"* pode ser qualquer laboratório comum que tenha um bom sistema de ventilação e uma capela. As superfícies dos pisos e balcões devem ser fáceis de limpar. Portanto, será necessário um laboratório tipo "B" quando se tratar de maiores quantidades de isótopos, por exemplo, a diluição de soluções estoques ou a preparação de compostos de alta atividade específica requerem um *laboratório do tipo "B"*.

As características de um *laboratório "B"*, são as seguintes:

a. cada isótopo é confinado em um lugar particular para se evitar a contaminação múltipla.

b. salas de contagem são *separadas* do laboratório

c. a ventilação da sala do laboratório deve ter a uma taxa de pelo menos 12 vezes o volume da sala/hora; o fluxo de ar deve ser no sentido das áreas menos ativas para as mais ativas. Não deve haver recirculação de ar.

d. a *capela* deve ter na saída um filtro para coleta de pó radioativo. Se existirem mais de uma capela, deve-se ligar a sucção de todas simultaneamente.

e. todas operações envolvendo a produção de pó radioativo (moagem de amostras) devem ser feitas em uma *caixa ermética* ou numa *capela* (por exemplo, moagem de amostras de plantas em moinho elétrico).

f. para facilidade de descontaminação, os pisos e os balcões devem ser cobertos com plástico ou linóleo, e de preferência sem emendas. Não se deve permitir, sob quaisquer circunstâncias a utilização de pisos ou balcões de madeira ou concreto. Entretanto é muito útil, se utilizar de películas plásticas para revestimento.

g. as torneiras devem ser operadas com os pés ou com os cotovelos, para prevenir contaminação pelas luvas ou mãos.

h. deve-se colocar ralos no piso para a drenagem da água.

i. dobras e cantoneiras que podem acumular pó e que são difíceis de limpar, devem estar evitadas.

j. a mobília deve ser de material não poroso, e de preferência resistente a ácidos, para facilidade de descontaminação.

k. as salas de contagem, não devem ser iluminadas por tubos fluorescentes, porque podem ionizar o ar, e além disso, se forem usados detectores Geiger-Muller com "quenching" orgânico ou contador por cintilação em meio líquido, a contagem da radiação de fundo será aumentada. Quaisquer equipamento, como aparelho de raios X, acelerador de partículas ou grandes quantidades de fon-

tes radioativas, não devem ficar situadas nas vizinhanças da sala de contagem.

7.2. Limpeza

Limpeza dos laboratórios deve ser executada por pessoal especialmente treinado, usando ferramentas de limpeza especial, para laboratórios de isótopos. O método de trabalho do pessoal deve ser periodicamente controlado, e quando necessário novas instruções devem ser estabelecidas.

No caso de respingar o material radioativo a descontaminação deve ser imediata e acompanhada pelo supervisor do laboratório. O pessoal de limpeza não deve trabalhar em limpeza de material radioativo.

8. DESCARTE DE RESÍDUO

Descarte de resíduo radioativo frequentemente apresenta problemas, porque deve ser assegurado a impossibilidade de uma contaminação perigosa em lugares não controlados.

Qualquer descarte de resíduo radioativo somente deve ser feito com o consentimento do responsável do laboratório, e em caso de dúvida, somente após a permissão do serviço nacional da saúde.

8.1. Resíduo gasoso

Resíduo gasoso (por exemplo em fotometria de chama de absorção atômica de solução contendo material radioativo) não é retido pelo filtro do exaustor da capela. Neste caso, deve-se estar assegurado de que o gás radioativo é suficientemente diluído por ventilação com ar e seguro de que a concentração máxima permissível não seja excedida nas vizinhanças do laboratório.

Os processos que envolvem a produção de grandes quantidades de gases radioativos devem ser feitos com manipuladores em caixas herméticas (Glove Box). Para manter uma pressão negativa desejada a caixa deve ser conectada por uma válvula a um frasco evacuado, e não ao sistema de ventilação. Com que este arranjo, o gás radioativo produzido pode ser armazenado com segurança até o seu decaimento.

De maneira geral, deve-se evitar resíduos gasosos radioativos.

8.2. Resíduo sólido

8.2.1. Coleta

Resíduo radioativo sólido do laboratório é acumulado em recipientes especiais à prova dágua e com tampa. Todos recipientes para lixo radioativo devem trazer o símbolo de radioatividade, adotado internacionamente.

Resíduo sólido pulvirulento, tais como filtros radioativos analisados, são colocados em ampolas de polietileno e seladas, para evitar a dispersão da atividade.

Fezes radioativas de animais são preservadas contra putrefação misturando-se com soda clorada e vermiculita antes da secagem.

8.2.2. Descarte

Todo resíduo radioativo sólido é colocado em recipientes fechados e armazenados em lugares inacessíveis, até que a atividade tenha decaído suficientemente à permitir um descarte final. Em geral, recomenda-se armazenar separadamente os radioisótopos de meias-vidas curtas e longas, e em adição ao símbolo de radiação, todos recipientes devem ser marcados com a atividade e data.

Laboratórios de isótopos que tem acesso a um incenerador, onde são digeridas grandes quantidades de material inativo, podem obter permissão para descartar desta maneira, quantidades limitadas de resíduo radioativo combustível.

8.3. Resíduo líquido

8.3.1. Líquidos com baixa atividade

Resíduo radioativo líquido, por exemplo, resíduos aquosos de descontaminação, pode, via de regra ser descartado pelo sistema comum de esgoto.

A fim de obter uma estimativa da quantidade permissível de radioisótopo que pode ser descartada pelo sistema comum de esgoto, certas premissas devem ser levadas em consideração concernentes ao total de água no sistema de esgoto, tipo de saida e sua localização. Daí, não é surpreendente que em vários países prevaleçam opiniões diferentes a respeito dos níveis máximos permissíveis.

Nos Estados Unidos tem sido permitido colocar ^{32}P e ^{131}I diretamente no sistema de esgoto, em concentração até 0,1 mCi / litro, mas não excedendo 10 mCi para cada descarte para cada 15000 indiví-

duos que se utilizam deste sistema de esgôto.

Na Inglaterra aos laboratórios com consumo maior de água do que o normal (400 litros por indivíduo por dia) é permitido descartar as seguintes quantidades por indivíduo através do sistema de esgôto (conforme quadro 9):

Grupo 1	100	Ci/dia
Grupo 2	10	"
Grupo 3	1	"

Entretanto, deve ser notado que o descarte deve ser feito na rede principal de esgôto com uma inclinação para a saída. Uma descarga localizada abaixo do nível da rede principal e conectada com este por meio de uma bomba, não deve ser utilizada para descarte de líquidos radioativos.

8.3.2. Líquidos com maior atividade

Descarte de líquidos com maior atividades pode ser feita através de sistema especial de descarga ativa conectado a um tanque de espera. Se é observado que a radioatividade do tanque de decaimento é tão alta de maneira a não permitir o seu descarte no sistema de esgôto, é necessário esperar que a atividade decaia o suficiente. Uma alternativa é precipitar ou destilar o líquido radioativo, seguindo-se descarte do resíduo como resíduo sólido. Pequenas quantidades de líquidos altamente ativos em tanques portáteis ou outros recipientes são convertidos para resíduo sólido desta maneira.

Descarte de atividades *livres de carregador** não deve ser feita, devido ao risco de concentração por fixação seletiva em plantas ou animais.

---

* - *Livre de carregador* significa que o isótopo radioativo não é acompanhado pelos seus correspondentes isótopos inativos.

9. RESUMO

Deve ser reconhecido que o trabalho radioativo envolve um certo risco, fato este mais comumente esquecido por um pesquisador do que por um novato.

Quando isto é dito, deve-se complementar que o risco pessoal no trabalho com material radioativo deve ser reduzido para qualquer nível prescrito. Por outro lado, o aumento das precauções de segurança via de regra, causam transtornos ou inconveniências na execução do trabalho bem como maiores despesas.

9.1. Exposição permitida às radiações

Exposição à radiação é convenientemente dividida em duas categorias:

- exposição externa devida à radioisótopos situados fora do corpo humano
- exposição interna devido à radioisótopos situados dentro do corpo humano.

9.1.1. Exposição externa

Para exposição externa do corpo todo, as seguintes doses máximas permissíveis tem sido estabelecidas:

3 rem durante quaisquer 13 semanas consecutivas, mas não superior a

5 rem durante um ano e não superior a

60 rem antes da idade dos 30 anos.

Para exposição de extremidades (exposição parcial) a dose máxima permissível é 20 rem durante qualquer 13 semanas consecutivas.

No planejamento de um experimento deve-se tomar 0,1 rem/semana como dose máxima permissível.

Esses valores são aplicáveis à exposição ocupacional. Para exposição não ocupacional (incluindo exposição de pessoal de limpe-

za) estes valores devem ser reduzidos por um fator de 10, no mínimo.

9.1.2. Exposição interna

Se materiais radioativos entrarem para o corpo humano, sua toxidez é determinada pela sua radioatividade como também pela sua propriedade biológica. Neste caso, o dano da radiação dependerá da radioatividade do material como também do órgão no qual ele acumulou, e finalmente, da sua taxa de excreção.

Novamente, o fundamental é que o órgão não seja exposto à dose de radiação excedendo os valores máximos permissíveis, mencionados em 9.1.1.

Isótopos radioativos são frequentemente divididos em 4 grupos de toxidade biológica crescente; a apresentação destes grupos é dada no quadro 9.

9.1.3. Concentrações máximas permissíveis

Em concordância com as considerações mencionadas acima, determinou-se as concentrações máximas permissíveis (CMP) dos diferentes radioisótopos no ar e na água potável. Incidentalmente, a concentração máxima permissível de isótopos radioativos na água potável é 10^{-7} µCi/ml. Estes valores, entretanto, variam consideravelmente de um isótopo para outro.

Para sua orientação, a última coluna do quadro 11 dá para cada grupo a amplitude dos valores individuais CMP dos radioisótopos em questão (veja também referência 1).

9.2. Requisitos de segurança

Trabalho com isótopos radioativos devem ser feito de uma maneira e condições tais que assegurem:

a. a outras pessoas inadivertidas a exposição de radiação externa ou interna
b. a seus colaboradores e a voce a exposição desnecessária às radiações.

c. a voce e a outros precisão nas medidas, que podem se tornar errôneas, devido a contaminação radioativa das salas, amostras, contadores, etc.

Apesar de a e b formarem os requisitos básicos, o reforço de c, demanda medidas mais rigorosas no andamento do laboratório como também dos trabalhos.

Já no estágio de planejamento, as condições fundamentais para o trabalho diário deverão ser estabelecidas, e o tempo extra gasto nesta fase para facilitar a observação dos requisitos acima mencionados, será ganho 10 vezes mais tarde.

Com esse respeito, um cuidado especial deve ser tomado com as soluções que são preparadas para uso temporário, as quais, em laboratórios de isótopos tendem a tornar permanentes por esquecimento dos responsáveis. Os riscos nos trabalhos com substâncias radioativas são grandes demais para permitir que estas soluções permaneçam no laboratório.

QUADRO 11

GRUPOS (veja 9.1.2)	ISÓTOPOS	PERIGO CLASSE I QUANTIDADES MENOS PERIGOSAS	PERIGO CLASSE II QUANTIDADES PERIGOSAS	PERIGO CLASSE III QUANTIDADE MUITO PERIGOSA	FAIXA EM CMP EM ÁGUA POTÁVEL (μCi/ml)
1	^{3}H, ^{14}C, ^{24}Na, ^{51}Cr, ^{85}Kr, ^{197}Hg	0-10 mCi	10mCi-1 Ci	> 1 Ci	$< 5\text{-}10^{-3}$
2	^{22}Na, ^{32}P, ^{35}S, ^{36}Cl, ^{42}K, ^{59}Fe, ^{60}Co, ^{86}Rb, ^{137}Cs, ^{147}Pm, ^{182}Ta, ^{192}Ir, ^{198}Au, ^{203}Hg, ^{204}Tl	0-1 mCi	1 -100 mCi	> 100 mCi	$5\text{-}50.10^{-4}$
3	^{45}Ca, ^{59}Fe, ^{89}Sr, ^{91}Y, ^{106}Ru, ^{131}I, ^{140}Ba, ^{144}Ce, ^{170}Tm	0-100 μCi	100 μCi-10 mCi	> 10 mCi	$1\text{-}5.10^{-5}$
4	^{90}Sr, ^{210}Po, ^{226}Ra	0-10 μCi	10 μCi-1 mCi	> 1 mCi	$< 10^{-5}$

1 Curie = $3,7 . 10^{10}$ desintegração por segundo; $1Ci = 10^{3}$ mCi = 10^{6} μCi

10. REFERÊNCIAS

1) *International Atomic Energy Agency, 1964.* Technical Report Series nº 29. Laboratory Training Manual on the Use of Isotopes and Radiation in Soil Plant Research. Vienna.

2) *MORGAN, G.W.* - Some Practical Considerations in Radiation Shielding. Isotopes Division Circular B-4. United States Atomic Energy Comission, Oak Ridge. Tennessee.

3) *HEYDORN, K; SINGER, K.A. and WANGEL, J., 1961.* Radioisotope Laboratory Design. Danish Atomic Energy Commission, Research Establishment Risǒ. Denmark

4) *HINE, G.J. and BROWNELL, G.L., 1956.* Radiation Dosimetry. p. 3. Academic Press, New York.

Outras Fontes:

Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP, Publications from 1959 and onward.

REES, D.J., 1967. Health Physics, Principles of Radiation Protection. Butterworks, London.

International Atomic Energy Agency, 1960. Safe Handling of Radioisotopes, Safety Series nº 1, Vienna.

11. ÍNDICE ALFABÉTICO

página

alcance ..... 4, 12 e 13
blindagem 29
caixa ermética 33
coeficiente de absorção linear 14
concentração máxima permissível 27
contaminação 30
contaminação de pele 31
descarte 40
descontaminação 34
dose máxima permissível 24
dosímetro de bôlso 30
efeito biológico 07
efeito genético 02
efeito somático 02
espessura equivalente 15
espessura linear de absorvedor 14
espessura semi-redutora 15
exposição aguda 02
exposição crônica 02
filme dosimétrico 30
ionização específica 01
laboratório tipo "A" 36
laboratório tipo "B" 36
laboratório tipo "C" 36
LET 07
livre de carregador 41
luvas sirúrgicas 31
máscara para pó 31
medidor de taxa de dose 29

página

meia vida biológica 21
meia vida física 21
meia vida efetiva 21
monitor 33
monitoração 32
mutações 02
rad 07
radiações ionizantes 01
radicais livres 01
RBE 08
rem 09
rep 05
resíduo gasoso 39
resíduo radioativo 32
resíduo sólido 39
roentgen 05
solução estoque 31
taxa de dose específica 18
tijolos de chumbo 29

12. APÊNDICE

Algumas sugestões práticas para o trabalho com materiais radioativos:

1. Quando o trabalho envolve vários radioisótopos diferentes no mesmo laboratório, cada radioisótopo deverá ser confinado em seu próprio lugar a fim de evitar contaminação por cruzamento. É sempre bom identificar a vidraria e outros materiais usados para um determinado radioisótopo por um código de cores.

2. O resultado mais prejudicial ao se derramar acidentalmente uma solução radioativa ou de um acidente qualquer em um laboratório radioquímico é a contaminação das bancadas do laboratório, chão ou equipamento, especialmente os contadores ou amostras. Via de regra um laboratório tornar-se-á inoperável por razões técnicas muito antes que surjam riscos pessoais, e reversamente, se as operações nele desenvolvidas forem tecnicamente perfeitas é bastante difícil o surgimento de riscos pessoais.
   O meio mais simples de diminuir estes riscos é efetuar *todas as operações* com soluções em amplas bandejas plásticas com cor-código. A bandeja deve ser forrada com papel absorvente para evitar que a solução derramada se espalhe e caso haja realmente contaminação, bandeja e conteúdo devem ser completamente inutilizados.
   Na técnica da bandeja todos os reagentes e aparelhos limpos são conservados fora da bandeja, e reversamente, equipamento usado é deixado na bandeja para limpeza.
   Conservar o vidro com solução, em um bequer de vidro, na bandeja.
   Limpar todo o equipamento contaminado com papel absorvente.
   Deve-se ter ao alcance um recipiente para jogar o papel absorvente usado.
   Toda a bancada do laboratório deve ser pintada com tinta removível.

3. É uma *obrigatoriedade* o uso de roupas de proteção em todo o trabalho com isótopos radioativos. Deve-se usar óculos de segurança, bem como luvas de borracha ou de plástico de uso único. É indispensável a máscara contra pó para todo o trabalho com material em pó, o qual deve ser feito em uma capela, manipulador ("glove-box") ou área bem ventilada.
Consultar o Encarregado de Proteção Radiológica sobre todas as questões relacionadas com "shielding". Depois de lavar as mãos, fazer uma verificação com o monitor.

4. Todo o equipamento deve ser limpo e inspecionado imediatamente após o uso com solução apropriada de limpeza (carrier). Se se deixar por um tempo mais prolongado a adsorção pode tornar-se tão forte que torna a limpeza impossível. Marcar claramente os materiais radioativos, derramados, lavados, etc. para evitar contaminação do pessoal de limpeza.

5. Nunca pipetar com a boca. Ligar a pipeta por meio de um tubo plástico e uma seringa de uso único, tudo montado em um "stand" de laboratório. Em geral a seringa deve ter um volume pelo menos duas vezes o da pipeta. Não se deve usar peras especiais de borracha, porque uma vez contaminadas não podem ser limpas. No caso de pipetas de micro-constricção, pode-se montar um aparelho de sucção muito simples, inserindo-se duas peças - com 1 cm cada de um tubo de borracha de pressão com diâmetro interno pequeno em cada extremidade de um tubo de borracha macia, de 5 cm, e com um diâmetro interno igual ao diâmetro externo do tubo de borracha de pressão. Com a pipeta inserida em uma das extremidades do conjunto, o dedo indicador é colocado em cima da outra extremidade e o enchimento ou esvaziamento da pipeta é processado pressionando-se ou soltando, de maneira combinada, o tubo de borracha macia, com o polegar e demais dedos, usando-se o dedo indicador como válvula.

6. Quando a operação é complexa (e.g. uma síntese) que envolve isótopos radioativos, fazer sempre primeiro uma experiência "fria"

(sem radioisótopos) como teste.

7. A marcação de uma amostra de solo com material radioativo envolve o risco de pó, sendo necessária uma capela ou manipulador ("glove-box"). Normalmente, deseja-se uma mistura homogênea solo-fertilizante, e com solos de capacidade fixadora alta, sérios problemas podem aparecer. Pode-se distinguir duas situações:

a. Mistura do solo com um sólido radioativo

Suponhamos que queremos misturar 10 g de superfosfato com 50 kg de solo seco ao ar. Pode-se obter aqui uma boa mistura, misturando-se primeiro o superfosfato com aproximadamente 1 kg de solo em um recipiente de plástico, cilíndrico, bem tampado. Isto pode ser feito na capela ou no manipulador ("glove-box"), agitando-se e virando vigorosamente o recipiente. Adiciona-se então a mistura aos 49 kg restantes de solo em um tambor cilíndrico de metal ou uma caixa de madeira retangular forrada com um plástico bem resistente.

A caixa deve ter uma tampa que não permita a saída de pó e um volume tres ou quatro vezes maior que o solo misturado. A caixa deve ser montada de maneira a permitir uma rotação lenta sobre um eixo horizontal em dois cantos diagonalmente opostos. Pode-se estabelecer facilmente o número de rotações necessárias para se obter uma mistura homogênea pela contagem de amostras do solo com o mesmo peso - coletadas a esmo da caixa após cada 10 rotações - diretamente sob um tubo-GM. Estas amostras são depois devolvidas à caixa.

b. Mistura do solo com uma solução radioativa

Suponhamos que temos que misturar 100 ml de solução de fosfato radioativo com 50 kg de solo seco ao ar. A fim de evitar fixação do fosfato com somente uma parte do solo, a solução pode ser evaporada lentamente em um almofariz contando 2 - 500 g de areia fina lavada com ácido a 60°C. Quando seco, o bolo de areia é moido e misturado no almofariz, em um saco plástico, na capela ou no manipulador e depois misturado com os 50 kg de solo em uma caixa como descrito acima.