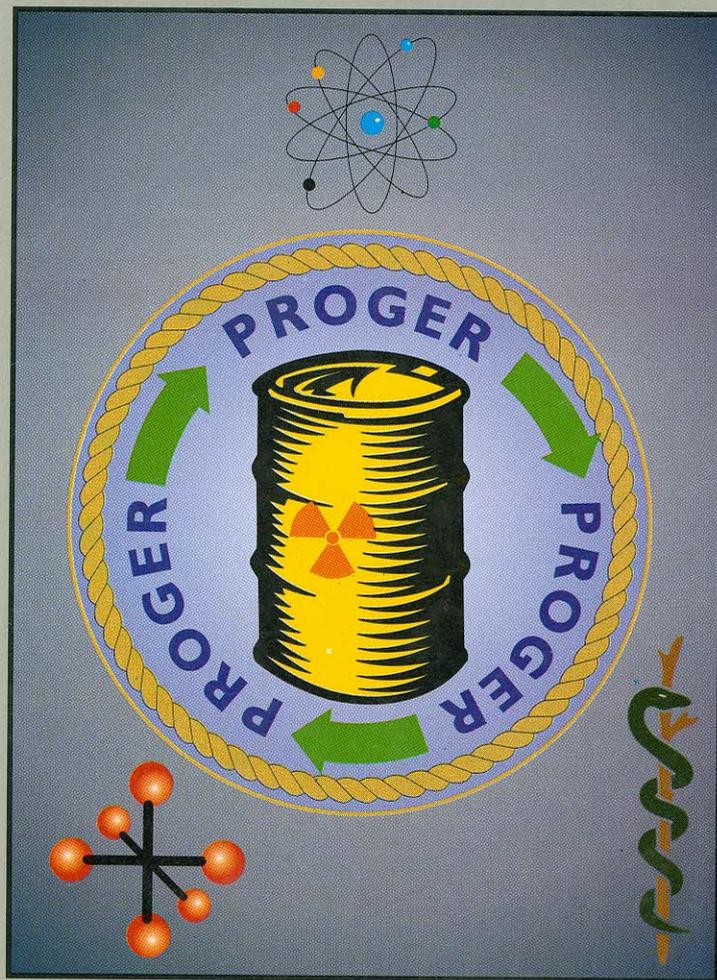


*Programa de Gerência
de
Rejeitos Radioativos
em Pesquisa*

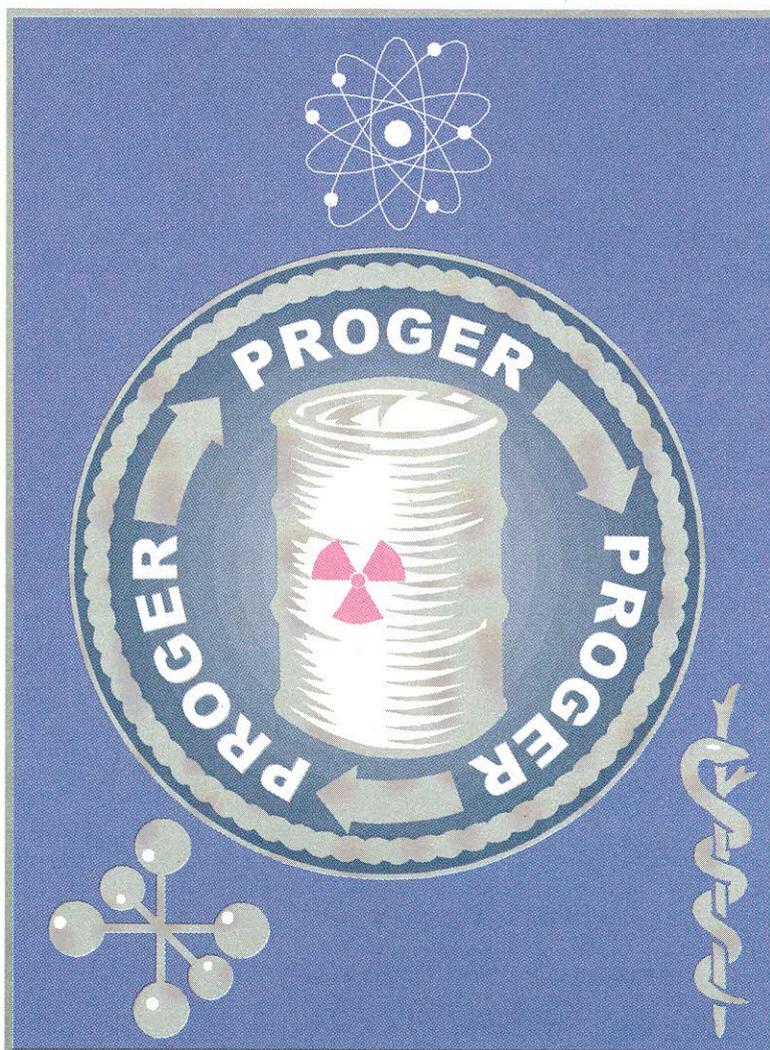


COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR
Superintendência de Licenciamento e Controle
Coordenação de Rejeitos Radioativos



**COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR
SUPERINTENDÊNCIA DE LICENCIAMENTO E CONTROLE
COORDENAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS**

***Programa de Gerência de Rejeitos Radioativos em
Pesquisa - PROGER***



***1ª Edição
1998***



COORDENAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS
SUPERINTENDÊNCIA DE LICENCIAMENTO E CONTROLE

PUBLICAÇÃO 03
1ª EDIÇÃO

Autores:

Ana Maria Xavier
Patricia Wieland
Paulo Fernando L. Heilbron Filho
Rubemar de Souza Ferreira

Revisão Técnica:

Elizabeth May D. Pontedeiro
Carlos de Almeida Gomes

Diagramação/Programação Visual:

Irapoan Faria Espósito
Vera Lucia Cavalcante

Revisão:

Elena Gaidano



I - APRESENTAÇÃO

O desenvolvimento de técnicas nucleares, ao longo do século vinte, tem levado à crescente utilização de materiais radioativos em práticas médicas, industriais e de pesquisa, que inevitavelmente geram rejeitos radioativos.

O emprego de radionuclídeos em pesquisa adiciona outra propriedade perigosa aos rejeitos já por si patogênicos, inflamáveis, corrosivos ou putrescíveis normalmente gerados em instituições de pesquisa científica e tecnológica.

Cabe observar que o objetivo maior da gerência de rejeitos radioativos é proteger a saúde humana e o meio ambiente, tanto no presente como no futuro, de possíveis efeitos indevidos causados por materiais radioativos considerados como não possuindo mais utilidade. Para tanto, estabeleceu-se um conjunto de atividades técnicas e administrativas aplicáveis à coleta e segregação, ao manuseio, tratamento, acondicionamento, transporte, armazenamento e controle, bem como à eliminação ou deposição de rejeitos radioativos.

Assim, este documento foi elaborado com o intuito de orientar e aconselhar os pesquisadores a colocarem em prática, em cada laboratório de pesquisa, uma gerência segura de rejeitos radioativos, tomando por base as Normas



da Comissão Nacional de Energia Nuclear e as Recomendações da Agência Internacional de Energia Atômica.

Adicionalmente, são apresentadas informações básicas relativas aos principais radioisótopos utilizados em pesquisa, incluindo os processos empregados para sua produção, métodos para detecção de radiação, alcance de partículas alfa e beta, radiação de fundo, bem como princípios de radioproteção e efeitos biológicos da radiação.

Coordenação de Rejeitos Radioativos:

Tel.: (021) 275-0545

(021) 546-2374

Fax : (021) 546-2383

E-mail: paulo@cnen.gov.br

rubemar@cnen.gov.br

bettymay@cnen.gov.br

PROGER - Grupo de Trabalho do Programa de Gerência de Rejeitos em Pesquisa



ÍNDICE

Apresentação	iii
Índice	v
I - Introdução	1
A. Radioisótopos Utilizados em Pesquisa	1
B. Radioisótopos Produzidos em Reatores	1
C. Radioisótopos Produzidos em Ciclotrons	4
D. Radioisótopos Produzidos por Fissão	7
E. Radioisótopos de Meia-Vida Curta Produzidos em Geradores	8
II - Rejeitos Radioativos Oriundos de Atividades de Pesquisa	11
II.1 - Soluções Cintiladoras, Solventes Orgânicos e Elementos Radioativos: a Técnica de Cintilação Líquida	11
A. Componentes Básicos	13
B. Preparação da Amostra e Detector - "Vial"	14
C. Seleção da Solução Cintiladora	14
D. Seleção dos Solventes	15
II.2 - Rejeitos Biológicos	16
II.3 - Rejeitos Infectados	17
III - Gerência de Rejeitos Radioativos	18
III.1 - Coleta, Acondicionamento e Armazenamento	19
III.2 - Identificação e Classificação	20
III.3 - Armazenamento para Decaimento	21
III.4 - Tratamento, Acondicionamento e Transporte	23
IV - O que Precisamos Saber sobre Emissores β	24
IV.1 - Interação de Partículas Carregadas (10 keV a 10 MeV)	24
A. Diferenças entre Partículas Carregadas Ditas Leves e Pesadas	25



B. Alcance de uma Partícula Carregada	27
C. Fatores que Afetam o Alcance de uma Partícula	27
IV.2 – Aspectos Básicos sobre a Escolha de Detector de Radiação	29
V – Aspectos a Serem Levados em Consideração na Gerência de Rejeitos	32
V.1 - Características dos Radioisótopos	33
V.2 - Taxas de Dose Externa Previstas para Pessoal que Manuseia Rejeitos Radioativos	34
V.3 - Segregação	36
V.4 - Cálculo do Decaimento	38
V.5 - Limites para Eliminação	48
VI – Bibliografia	52
Anexo A - Alcance das Partículas Carregadas	54
Anexo B - Considerações sobre a Interação da Radiação com a Matéria - Efeitos Biológicos e Riscos	57
Anexo C - Grandezas e Unidades	65
Anexo D – Aspectos Relacionados à Proteção Radiológica	71
Anexo E - Radiação Natural	77
Anexo F - Exemplo de Etiqueta de Identificação de Rejeitos Radioativos	80
Anexo G - Institutos da CNEN para Recebimento de Rejeitos Radioativos	81



I - INTRODUÇÃO

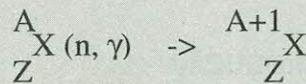
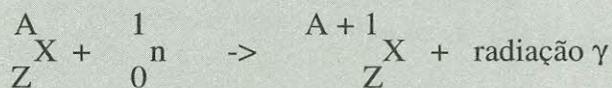
A. Radioisótopos Utilizados em Pesquisa

O final do século XIX foi surpreendido pela descoberta de elementos radioativos de ocorrência natural, tais como rádio, urânio e polônio. A maioria desses elementos tem meia-vida bastante longa (maior que mil anos), em contraste com radionuclídeos de meia-vida curta, estes produzidos artificialmente, através de quatro processos básicos, quais sejam:

- Irradiação de elementos estáveis em reatores;
- Irradiação de elementos estáveis em aceleradores de partículas ou ciclotrons;
- Fissão de elementos pesados; e
- Decaimento/fracionamento.

B. Radioisótopos Produzidos em Reatores

Um reator nuclear a água pressurizada é fonte de grande número de nêutrons de energia cinética muito baixa (próxima de 0,025 eV), chamados nêutrons térmicos. Essas energias coincidem com as energias cinéticas de átomos ou moléculas a temperatura ambiente. Nessas energias, os nêutrons podem facilmente ser capturados pelos núcleos de elementos estáveis, uma vez que, devido a seu estado neutro, não experimentam as forças Coulombianas repulsivas dos núcleos carregados positivamente. A reação de captura de nêutrons com um dado elemento A_ZX é representada pelas seguintes notações:



Pode-se observar que, na reação nuclear acima, o número atômico (Z) do nuclídeo resultante (X) não se altera e somente o número de massa (A) aumenta em uma unidade. Uma vez que nessa reação o nêutron está sendo adicionado, o nuclídeo resultante (quando radioativo) freqüentemente decai, através de emissão gama.

Dizemos "quando radioativo", porque em muitas reações por captura de nêutrons o nuclídeo resultante é estável, por exemplo ${}_6\text{C}^{12} + n = {}_6\text{C}^{13}$. Neste exemplo, o carbono-13 é um nuclídeo estável. Outra característica dos nuclídeos produzidos em reatores é que, em geral, eles não são de produção específica. Em produção específica (da literatura "carrier free sample"), somente o radionuclídeo desejado está presente, sem contaminação de seus outros isótopos. Uma amostra de ${}_{53}\text{I}^{131}$ somente pode ser chamada de específica, ou "limpa" ("carrier free"), se nenhum outro radioisótopo ou isótopo estável de iodo estiver presente na amostra.

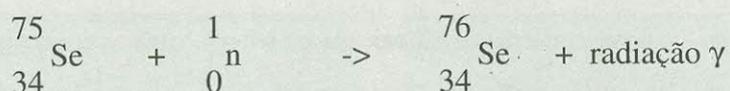
Ao lado, apresentamos alguns radioisótopos com grande demanda em pesquisa biomédica, produzidos em reatores. Estão descritas, ainda, suas reações nucleares.



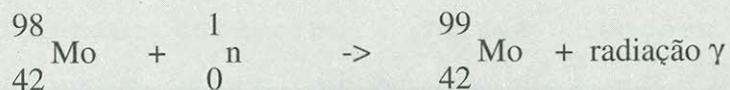
O Cr^{51} é bastante utilizado para marcação de glóbulos vermelhos e cintilografia esplênica.



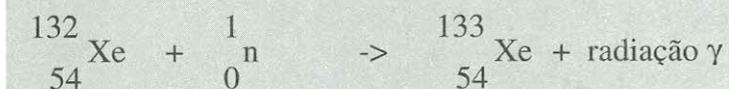
O Fe^{59} é bastante utilizado para estudos metabólicos (cinética do ferro) em mamíferos.



O Se^{76} é utilizado para estudos do pâncreas como selenometionina.



O Mo^{99} é a fonte de $\text{Tc}^{99\text{m}}$, bastante utilizado em procedimentos de medicina nuclear.



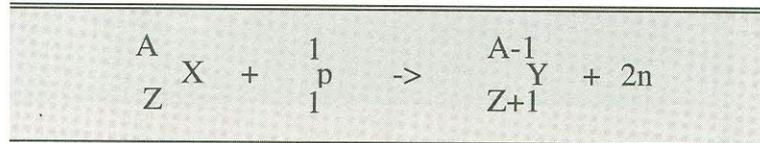
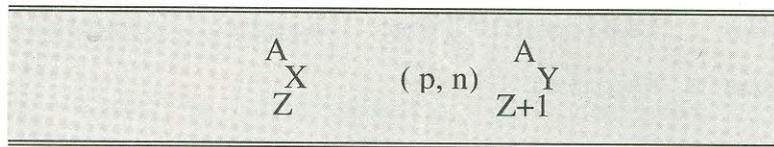
O Xe^{133} tem aplicação nos estudos de aeração pulmonar.

C. Radioisótopos Produzidos em Ciclotrons

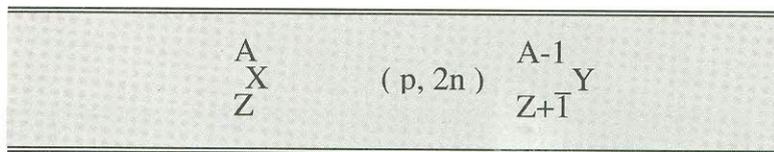
A classificação de um acelerador de partículas depende da trajetória na qual a partícula é acelerada. Um ciclotron, ou acelerador de partículas, é fonte de grande número de partículas carregadas (na faixa de MeV), tais como prótons (p), deutério (${}_1\text{H}^2$), trítio (${}_1\text{H}^3$) e partículas α (${}_2\text{He}^4$). A probabilidade de ocorrerem reações nucleares com partículas carregadas é altamente dependente da energia de bombardeamento das mesmas. Para cada partícula carregada e para cada alvo existe uma energia limiar, abaixo da qual a reação não ocorre, uma vez que é preciso vencer as forças Coulombianas repulsivas entre a partícula carregada positivamente e o elemento alvo, também carregado positivamente. Geralmente, a energia limiar está na faixa de MeV. As reações mais comuns para prótons são:



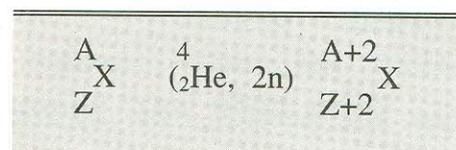
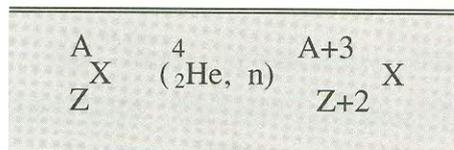
ou



ou



As reações mais comuns para partículas α (${}^4_2\text{He}$) são:



A maioria das reações nucleares acima ocorre na faixa de 5 a 30 MeV.

Quando as energias das partículas incidentes sobre o alvo sofrerem acréscimo, outras reações nucleares ocorrem. Algumas vezes, estas reações adicionais podem também ser úteis para produção de radionuclídeos. Alguns deles, utilizados rotineiramente em medicina e pesquisa, são produzidos em aceleradores ou ciclotrons.



Dois radionuclídeos assim produzidos estão relacionados a seguir:



O F^{18} é bastante utilizado para cintilografia óssea.



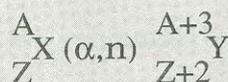
Da mesma forma, o Fe^{52} é o radionuclídeo ideal para investigação óssea.

Como pode ser observado, nas reações nucleares com partículas carregadas, o radionuclídeo resultante apresenta geralmente um número atômico superior àquele do nuclídeo alvo, sendo, portanto, quimicamente diferente. Assim, os radionuclídeos produzidos por reações de partículas carregadas são geralmente do tipo "limpo", ou de produção específica ("carrier-free"). Uma vez que nestas reações são adicionados prótons, os nuclídeos resultantes são, geralmente, emissores beta positivo ou de captura K.



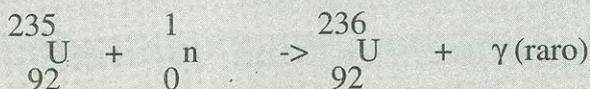
D. Radioisótopos Produzidos por Fissão

Logo após a descoberta da radioatividade, os radionuclídeos de ocorrência natural, tais como ${}_{88}\text{Ra}^{226}$, ${}_{90}\text{Th}^{232}$ e ${}_{84}\text{Po}^{210}$, foram considerados boas fontes de partículas α . As reações com partículas α produzem nêutrons, da seguinte maneira:

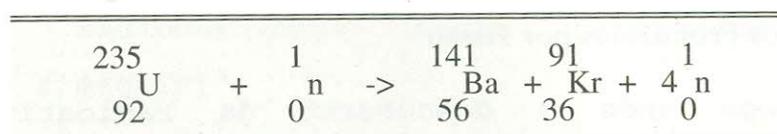


O estudo sistemático das reações de nêutrons gerados levou a uma descoberta surpreendente. Para muitos nuclídeos pesados ($A \approx 200$), a captura de um nêutron resulta ou num radionuclídeo pesado, ou em diversos radionuclídeos cujas massas atômicas são cerca de metade do nuclídeo alvo.

Por exemplo, no caso de U^{235} ,



ou, numa reação muito mais freqüente,



Esse processo de divisão de um núcleo pesado em dois núcleos mais leves é chamado de fissão. Todos os elementos de número atômico entre $z = 30$ (zinco) e $z = 66$ (disprósio) têm sido identificados em reações de fissão.

E. Radioisótopos de Meia-Vida Curta Produzidos em Geradores

Devido à necessidade de otimização das doses de radiação e da gerência de rejeitos radioativos, os radionuclídeos de meia-vida curta têm sido preferidos, tanto para práticas médicas quanto para uso em pesquisa. Entretanto, eles apresentam problemas, face à restrição de tempo para seu transporte, armazenamento e processamento.

Devido à meia-vida de 100 min, por exemplo, o uso de F^{18} não é disseminado, apesar de ser bom rastreador ósseo. As mesmas limitações se aplicam ao C^{11} (20,3 min) e ao O^{15} (2 min), que, não obstante, são bastante atrativos em função de suas energias e tipos de emissão.

Esse problema tem sido resolvido, em parte, pelo uso de radionuclídeos geradores ("pais"), permitindo a utilização dos radionuclídeos de meia-vida curta ("filhos") longe dos locais de produção, ou seja, de ciclotrons ou reatores.



Princípios Básicos de Geradores

Um radionuclídeo gerador (também chamado "pai") é aquele que, decaindo em dois ou três degraus de uma cadeia, resulta num radionuclídeo de meia-vida mais curta (também chamado "filho"). Os seguintes geradores de radionuclídeos têm sido ou vêm sendo extensamente utilizados:

	•	^{99}Mo	\rightarrow	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	\rightarrow	^{99}Tc	\rightarrow	^{99}Ru
Meia-Vida		67 h		6 h		longa		estável
	•	^{113}Sn	\rightarrow	$^{113\text{m}}\text{In}$	\rightarrow	^{113}In		
Meia-Vida		115 dias		1,67 h		estável		
	•	^{87}Y	\rightarrow	$^{87\text{m}}\text{Sr}$	\rightarrow	^{87}Sr		
Meia-Vida		80 h		2,83 h		estável		

Em uma série radioativa, o radionuclídeo filho vai sendo continuamente produzido pelo decaimento do radionuclídeo pai que, por sua vez, vai desaparecendo em função de sua própria desintegração. Quando a meia-vida do radionuclídeo pai é muito maior que a meia-vida do radionuclídeo filho, ocorre um importante fenômeno, no qual se baseiam os geradores utilizados atualmente em Medicina Nuclear. Nessa condição ($T_{1/2}$ pai $>$ $T_{1/2}$ filho), um equilíbrio é estabelecido entre o pai e o filho, em um tempo t . No estado de equilíbrio, a razão entre as quantidades dos dois radionuclídeos torna-se constante. Por exemplo, num gerador de $^{99\text{m}}\text{Tc}$ (^{99}Mo), a atividade do $^{99\text{m}}\text{Tc}$ em equilíbrio com ^{99}Mo decai com uma meia-vida



aparente de 67 h, ao invés de 6 h. O crescimento e o decaimento da atividade do filho em um gerador podem ser exatamente previstos, mediante a utilização das leis de decaimento, conforme mostrado graficamente na Figura 1.

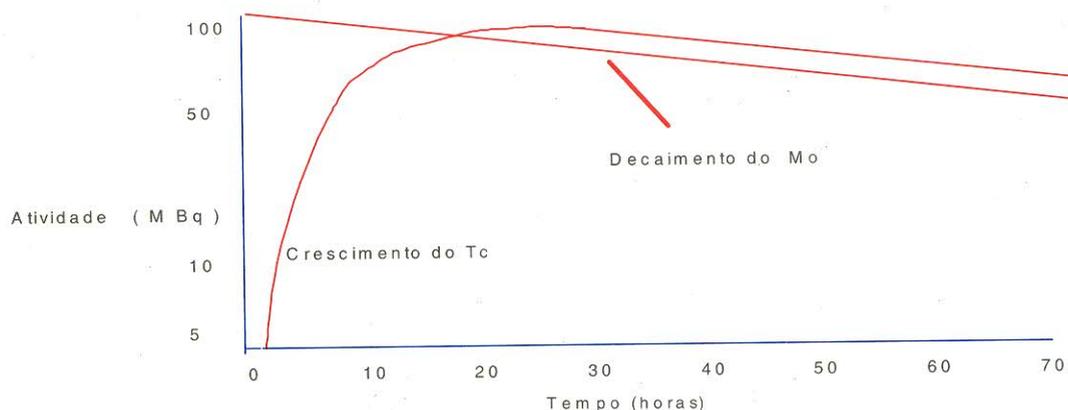


Figura 1 - Crescimento e decaimento do Tecnécio e Molibdênio. Pode ser observado, das curvas de crescimento e decaimento das atividades do ^{99m}Tc e ^{99}Mo , que, para ambas, são necessárias cerca de 4 meias-vidas (24 h) para chegarem ao equilíbrio.

O estado de equilíbrio entre os radionuclídeos pai e filho pode ser classificado como transiente ou secular. Quando a meia-vida de um radionuclídeo pai não é longa em comparação com a do radionuclídeo filho, o equilíbrio é denominado *transiente*. Os geradores $^{99}\text{Mo} - ^{99m}\text{Tc}$ e $^{87}\text{Y} - ^{87m}\text{Sr}$ são casos típicos de equilíbrio transiente.

Por outro lado, quando a meia-vida do pai é muito mais longa que a do filho, o equilíbrio é denominado *secular*. Dois exemplos de equilíbrio secular são os geradores $^{113}\text{Sn} - ^{113m}\text{In}$ e $^{226}\text{Ra} - ^{222}\text{Rn}$.



No equilíbrio secular, as atividades dos pais e filhos tornam-se exatamente iguais. Em contrapartida, no equilíbrio transiente, a atividade do filho é levemente superior à atividade do pai. Como, no caso dos geradores, o radionuclídeo filho é quimicamente separado do pai, sua produção pode ser considerada quase como de tipo "limpo" ("carrier-free").

II - REJEITOS RADIOATIVOS ORIUNDOS DE ATIVIDADES DE PESQUISA

Os importantes avanços, tanto preventivos como corretivos, registrados na área de gestão ambiental apontam para a necessidade de solucionar, a curto prazo, problemas relacionados à gerência dos rejeitos gerados em pesquisa.

Apesar das baixas concentrações de materiais radioativos liberadas para o meio ambiente, o perigo de exposição ambiental de combinações de: soluções cintiladoras + solventes orgânicos + substâncias radioativas; rejeitos biológicos + substâncias radioativas; solventes orgânicos + ácidos e outros materiais patogênicos e pirofóricos, tem despertado preocupação, pela forma como são tratadas e gerenciadas pelas Universidades e Centros de Pesquisa.

II.1 - Soluções Cintiladoras, Solventes Orgânicos e Elementos Radioativos: a Técnica de Cintilação Líquida

Seis elementos básicos (hidrogênio, carbono, nitrogênio, oxigênio, cálcio e enxofre) compõem, no total, mais de 97 % dos organismos vivos. É razoável, portanto, que exista especial interesse por



radioisótopos desses elementos, tanto na pesquisa em biociências, como para aplicações médicas. Entretanto, entre os mencionados acima, os elementos facilmente disponíveis e de meias-vidas suficientemente grandes para sua aplicação limitam-se a ^3H , ^{14}C , ^{32}P e ^{35}S , os quais, por serem emissores β puros, trazem consigo as dificuldades relacionadas à detecção de partículas carregadas ¹.

Para contornar esse problema, três medidas devem ser tomadas, a saber:

- Preparo de amostras extremamente finas;
- Utilização de detectores com janelas extremamente finas; e
- Mistura da amostra radioativa com o detector, de forma que seja evitada a absorção.

A última alternativa é a base da técnica de contagem β por cintilação líquida, em especial para ^{14}C e ^3H , emissores β de baixa energia.

¹ A detecção de partículas carregadas (β , elétrons de conversão ou α) é um processo mais complicado que a detecção de fótons, devido, basicamente, a seu pequeno alcance em sólidos e líquidos. É comum a ocorrência de absorção da partícula dentro da própria amostra e/ou blindagem, pela parede ou janela do próprio detector, antes da detecção propriamente dita.



A. Componentes Básicos

Um detector de cintilação líquida é composto de duas partes básicas:

- Um vidro com a amostra radioativa e o detector; e
- Um tubo fotomultiplicador e o sistema eletrônico que lhe é associado.

O detector "vial" (vidro com amostra radioativa e detector) consiste de uma amostra radioativa misturada a um líquido cintilador, dissolvido em solvente comum, visando formar uma solução tão incolor quanto possível.

As moléculas cintiladoras atuam como detectores de radiação. A mistura homogênea da amostra radioativa com o detector apresenta duas grandes vantagens:

1. Uma vez que toda a amostra radioativa está completamente envolvida pelas moléculas cintiladoras, a eficiência geométrica do processo chega próximo a 100% (4π);
2. A ausência de barreiras¹ entre a fonte de radiação e a solução detectora² cintiladora, salvo algumas impurezas, reduz a perda de partículas β .

¹ Exceto pela presença de moléculas solventes, que, nesse caso, colaboram na transferência de energia para as moléculas cintiladoras.

² Uma vez que a maioria dos cintiladores (cintilação efetiva) é sólida, a presença do solvente é essencial para obter homogeneidade da solução cintiladora contendo a amostra radioativa.



A interação das partículas β tanto com a solução cintiladora quanto com as moléculas do solvente resulta em perda de energia, convertida em luz pelas moléculas cintiladoras. A quantidade de luz produzida, como no caso de cintiladores de NaI(Tl), é diretamente proporcional à quantidade de energia perdida. Uma vez que as partículas β têm curto alcance em meios líquidos e perdem toda sua energia na solução, a quantidade de luz produzida é proporcional à energia das partículas.

O detector de tipo "vial" e o tubo fotomultiplicador são colocados em compartimento vedado à luz, para evitar a presença de luz espúria no tubo fotomultiplicador. Arranjos modernos possuem dois ou mais tubos fotomultiplicadores, melhorando a eficiência de detecção.

B. Preparação da Amostra Radioativa e Detector - "Vial"

O principal problema no uso de um detector líquido de cintilação é a preparação adequada da amostra "vial" de detecção. Isso requer uma cuidadosa seleção do cintilador, bem como do solvente.

C. Seleção da Solução Cintiladora

Um bom cintilador deve ter alta eficiência de conversão à luz, ser suficientemente solúvel no solvente escolhido e ser quimicamente estável em diversas condições ambientais (temperatura, umidade e luminescência). Entre os cintiladores primários comumente utilizados em cintilação líquida, gozam de maior popularidade:



- PPO - 2,5-dipheniloxazole;
- BBOT - p,terphenil e 2,5-bis-2(5-t-butylbenzoxazolyl)-thiophene.

Normalmente, uma pequena quantidade de outro agente químico, conhecido como cintilador secundário, é adicionada ao cintilador primário da solução. O propósito do cintilador secundário é absorver os fótons de luz emitidos pelo cintilador primário em regiões de menores comprimentos de onda (ultra-violeta) e reemitir-los em comprimentos de onda maiores (azul, verde ou amarelo), podendo, então, ser mais eficientemente detectados pelo tubo fotomultiplicador. O composto 1,4 bis-2(5phenyloxazolyl)-benzeno (mais conhecido como POPOP) é largamente utilizado como cintilador secundário.

D. Seleção dos Solventes

A escolha do solvente é ditada, basicamente, pelos seguintes requisitos:

1. a energia depositada no solvente deve ser eficientemente transferida às moléculas cintiladoras;
2. o solvente deve ser transparente à luz produzida pelo cintilador; e
3. o solvente deve ser capaz de dissolver uma variedade de compostos e ser útil para uma ampla faixa de temperatura.

Tolueno, xileno e dioxano preenchem estes requisitos e são, por isto, utilizados largamente.



II.2 - Rejeitos Biológicos

Para fins de segregação dentro da categoria de radioativos, são considerados rejeitos biológicos aqueles cuja composição apresenta, em sua maior parte, matéria orgânica misturada a materiais radioativos. Com base nesta classificação, a Norma CNEN-NE-6.05 (Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas) faz menção às seguintes subcategorias:

- estado físico (líquido ou sólido): carcaça de animais, sangue, etc.;
- tipo de material orgânico: solventes, lâminas com impressão de pesquisa de células com material radioativo;
- putrescíveis / patogênicos: cobaias, protozoários, bactérias, insetos, etc.; e
- outras características perigosas: líquido de cintilação, solventes orgânicos, ácidos, produtos pirofóricos, etc.

Os rejeitos biológicos putrescíveis/patogênicos devem ser pré-tratados, no mesmo dia, de modo a prevenir sua putrefação. Os seguintes métodos podem ser utilizados:

1. Congelamento

Os rejeitos devem permanecer congelados no "freezer", até que possam ser liberados como não-radioativos.



2. Químico

As soluções químicas como formol ou hipocloreto retardam a decomposição. O rejeito deve ser totalmente coberto pelo líquido. Se for usado formol concentrado, o rejeito ficará mumificado em um ano e poderá ser tratado como rejeito sólido, ou liberado como lixo comum, caso sua atividade esteja abaixo do limite de isenção.

3. Incineração

Consultar previamente a CNEN a respeito de qualquer incineração de material radioativo.

II.3 - Rejeitos Infectados

O rejeito infectado, como, por exemplo, seringas com amostras de sangue, deve ser esterilizado com produtos químicos, como permanganato de potássio ou hipocloreto de sódio, permanecendo submerso por, pelo menos, doze horas. A atividade remanescente no líquido de esterilização deve ser determinada, para fins de eliminação. Os rejeitos contaminados com bactérias, protozoários, insetos, etc., que sejam de alguma forma considerados patogênicos, devem sofrer um rigoroso controle de qualidade, de forma que sua liberação seja feita com segurança para a saúde e o meio ambiente.

Os rejeitos radioativos devem ser imediatamente identificados, classificados, registrados em ficha de controle, acondicionados e armazenados em local adequado. Os rejeitos que estiverem abaixo do limite de isenção devem ter o mesmo destino que o lixo comum da

instalação. Materiais ou equipamentos ainda úteis devem ser descontaminados para reutilização ou reciclagem, reduzindo, sempre que possível, o volume de rejeitos gerados.

III - GERÊNCIA DE REJEITOS RADIOATIVOS

A Figura 2 apresenta um esquema resumido das etapas envolvidas na gerência de rejeitos radioativos. A segregação dos rejeitos em categorias pré-definidas deve ser feita durante sua coleta. Os rejeitos de meia-vida curta devem ser armazenados em local seguro, até que sua atividade decaia ao nível de isenção, podendo ser então tratados como lixo comum. Os rejeitos que contenham radionuclídeos com meia-vida mais longa devem ser transferidos para um dos Institutos da CNEN, para tratamento e armazenamento provisório.



Figura 2 - Fluxograma básico de gerência de rejeitos radioativos. Adaptado de "Gerência de Rejeitos Oriundos da Medicina Nuclear e Pesquisa". Nota Técnica CODIN/SLC/CNEN 1996.



III.1 - Coleta, Acondicionamento e Armazenamento

Para a coleta de rejeitos radioativos sólidos, são utilizados normalmente recipientes metálicos, com pedal, forrados internamente com saco plástico reforçado, preferencialmente em cor viva, ostentando claramente o símbolo de radiação e portando a indicação da categoria de rejeitos para a qual foi destinado. Esses recipientes devem ser colocados nos laboratórios e empregados unicamente para rejeitos radioativos, devendo existir outros receptáculos para o lixo comum. Agulhas e objetos cortantes ou perfurantes devem ser protegidos por pequenas caixas.

Os rejeitos líquidos devem ser coletados em recipientes de até dois litros, com tampa rosqueada vedante. O material do recipiente deve ser escolhido de modo a não interagir com o líquido armazenado, especialmente no caso de líquidos orgânicos. Sempre que possível, deve ser utilizado material plástico. No local de armazenamento, os recipientes devem ser colocados sobre uma bandeja de material inquebrável, com profundidade suficiente para conter, com a devida margem de segurança, o volume total do rejeito.

Os recipientes não devem apresentar contaminação superficial externa em níveis superiores aos estabelecidos na Tabela 1. Os níveis de contaminação são obtidos pela média de medições realizadas numa área de 300 cm², em todas as faces da superfície externa do recipiente.



Tabela 1 - Níveis máximos de contaminação radioativa permitidos em recipientes.

Tipo de emissão	Nível máximo permissível	
	Bq/cm ²	μCi/cm ²
Emissores β e γ e emissores α de baixa toxicidade	4	10 ⁻⁴
Todos os outros emissores α	0,4	10 ⁻⁵

III.2 - Identificação e Classificação

São parâmetros importantes para a identificação dos rejeitos:

- Características radiológicas (radionuclídeo, meia-vida, atividade, taxa de dose);
- Características físico-químicas (sólido compactável / não compactável, líquido orgânico / inorgânico, composição química, objeto perfurante, etc.);
- Características biológicas (carcaça de animal, agentes patogênicos); e
- Origem (local, data, responsável).

Os rejeitos devem ser devidamente identificados por meio de etiqueta plastificada. A etiqueta deve conter o símbolo internacional de radiação e outras informações relevantes, conforme exemplificado no Anexo F.

Os rejeitos radioativos são classificados em categorias, segundo o estado físico (sólido, líquido ou



gasoso), a natureza da radiação que emitem (emissores beta/gama ou emissores alfa), a concentração e taxa de exposição (baixo, médio ou alto nível de radiação), conforme especificado na Norma CNEN-NE-6.05.

III.3 - Armazenamento para Decaimento

O objetivo do armazenamento para decaimento é manter o rejeito radioativo sob controle, até que sua atividade atinja níveis que permitam liberá-lo como lixo comum ou, ainda, uma liberação controlada para o meio ambiente. Dependendo da quantidade de rejeito a ser armazenada, pode-se usar um cofre blindado, no próprio laboratório, ou uma sala dedicada exclusivamente ao armazenamento de rejeitos. De maneira geral, os seguintes requisitos devem ser atendidos:

- Os rejeitos radioativos aguardando decaimento para eliminação devem ser mantidos separados de quaisquer outros materiais radioativos em uso;
- Da mesma maneira, os rejeitos radioativos devem ser separados, fisicamente, de materiais não radioativos, especialmente de materiais explosivos, inflamáveis ou tóxicos;
- O local destinado ao armazenamento provisório de rejeitos radioativos deve situar-se distante das áreas normais de trabalho, ou de áreas regularmente ocupadas por pacientes;
- Caso seja necessária, deve ser providenciada blindagem para assegurar que a taxa de dose, em



qualquer ponto acessível fora do depósito, não exceda os limites de dose para indivíduos do público;

- O depósito provisório deve ser amplo o suficiente para permitir a verificação periódica da integridade dos recipientes e a visualização das etiquetas, possibilitando identificar, facilmente, a data para liberação de cada grupo de rejeitos;
- As superfícies internas do depósito devem ser lisas e pintadas com tinta plástica impermeável, para facilitar a descontaminação, caso necessária;
- O depósito de rejeitos deve ser sinalizado com o símbolo de radiação, logo na entrada. Deve haver monitoração rotineira da área e o acesso deve ser restrito ao pessoal autorizado;
- No caso de serem armazenadas quantidades significativas de ^3H , ^{14}C , ^{125}I , ^{131}I ou ^{226}Ra , bem como outros materiais que possam produzir gases, deve ser providenciado sistema de ventilação/ exaustão/ filtragem, conforme aplicável, para que não se forme concentração de gases radioativos;
- Os procedimentos de proteção física e de radioproteção, bem como aqueles para situações de emergência devem ser divulgados ao pessoal que tem acesso ao depósito;
- Todos os rejeitos a serem armazenados devem estar corretamente acondicionados e identificados; e
- A data em que será alcançado o limite para eliminação deve estar claramente explicitada na etiqueta. Os rejeitos devem ser agrupados e



organizados de maneira a minimizar a dose de radiação dos trabalhadores envolvidos na atividade de gerência de rejeitos.

O tempo de armazenamento (t), em dias, é facilmente calculado através da expressão a seguir. A unidade de tempo será igual à unidade da meia-vida do radionuclídeo, ou seja, se, no cálculo, for aplicada a meia-vida em dias, o período de armazenamento será expresso em dias.

(1)

$$t = \frac{\ln (A_0/A)}{\lambda}$$

onde:

A_0 é a atividade específica inicial (Bq/g);

A é a atividade específica de isenção (74 Bq/g);

$\ln (A_0/A)$ é o logaritmo neperiano de (A_0/A)

λ é a constante de decaimento (1/dia) = $\frac{\ln (2)}{t_{1/2}}$

Os limites para eliminação através da rede de esgoto sanitário estão definidos na Norma CNEN-NE-6.05. Além dos requisitos acima, deve-se sempre manter atualizado o inventário do material armazenado.

III.4 - Tratamento, Acondicionamento e Transporte

Os rejeitos que não podem ser liberados devem ser tratados e acondicionados em embalagens que estejam de acordo com os requisitos de integridade para transporte e armazenamento. Normalmente, os hospitais e



laboratórios que manipulam radioisótopos podem assegurar, apenas, um tratamento simples aos rejeitos, de modo a reduzir seu volume e garantir a segurança radiológica durante o armazenamento e transporte. Deve-se tomar cuidado com a adição de produtos químicos que possam formar compostos voláteis. Rejeitos radioativos somente poderão ser cimentados ou incinerados com autorização da CNEN.

Os Institutos da CNEN estão capacitados a receber rejeitos radioativos provenientes de aplicações medicinais, industriais e em atividades de pesquisa. O transporte de rejeitos radioativos deve ser feito em conformidade com a Norma CNEN-NE-5.01 e seguindo as diretrizes do Ministério dos Transportes.

IV - O QUE PRECISAMOS SABER SOBRE EMISSORES β .

A radiação, quando interage com a matéria, pode produzir modificações físicas e/ou químicas na mesma, transitórias ou permanentes. Em geral, essas modificações são demasiadamente rápidas para serem detectadas diretamente por nossos sentidos; daí a necessidade do desenvolvimento de técnicas de detecção eficazes.

IV.1 - A Interação de Partículas Carregadas (10 keV A 10 MeV)

Uma partícula carregada, ao passar através de uma substância (alvo), pode interagir com elétrons carregados negativamente e núcleos de átomos ou moléculas carregados positivamente. Devido à força Coulombiana, a partícula, em função de sua carga, tenta



atrair ou repelir os elétrons ou núcleos próximos de sua trajetória. Como resultado desse "puxa-empurra" (expressão dada às colisões inelásticas), a partícula carregada perde parte de sua energia, tomada pelos átomos-alvo próximos de sua trajetória. A absorção de energia leva à excitação ou ionização. Na faixa de energia de 10 keV a 10 MeV, o fenômeno de ionização predomina sobre o de excitação. A probabilidade de colisões inelásticas é tão alta que não é necessário um material espesso para frear uma partícula carregada.

A. Diferenças entre Partículas Carregadas ditas Leves e Pesadas

Será que todas as partículas interagem de forma similar? A resposta é: depende do ponto de vista. É verdade que a natureza das interações sofridas é do mesmo tipo para todas as partículas nessa faixa de energia (colisões inelásticas). Por outro lado, a manifestação dessas interações com partículas ditas leves (aquelas cujas massas são da mesma ordem da massa do elétron, por exemplo, e^+) ou com partículas pesadas (aquelas cujas massas são igual ou maior que a do próton, por exemplo, α) é bastante diferente.

Além de ir perdendo energia em sua trajetória, as partículas leves, ao sofrerem colisões inelásticas com elétrons dos átomos-alvo, tendem a ser defletidas em ângulos maiores que as partículas pesadas. Isto acarreta variações nas trajetórias dos dois tipos de partícula (representadas graficamente, na Figura 3, para um elétron e um próton). A trajetória de uma partícula pesada é, aproximadamente, uma linha reta, enquanto que a de uma partícula leve é tortuosa.

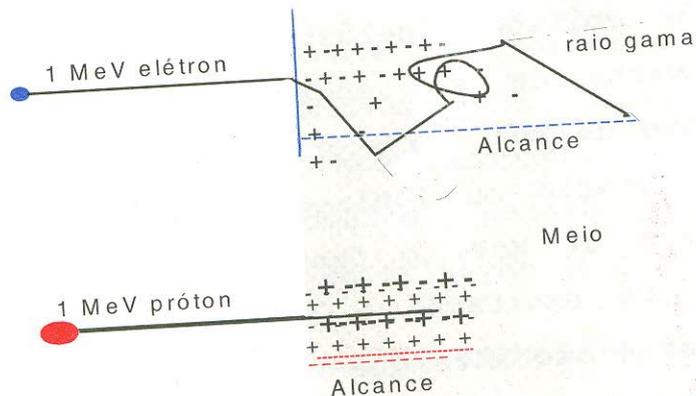


Figura 3 - Gráfico estilizado, mostrando o alcance de partículas carregadas. A partícula pesada (próton) perde sua energia com certa regularidade, em linha reta. A partícula leve (β) pode transferir grande quantidade de energia em uma única colisão com um elétron do meio, criando outros tipos de radiação (rad. γ , raios-x). Os sinais (+) e (-) refletem a ionização dos átomos do meio.

Tabela 2 - Alcance aproximado de partículas carregadas

Energia (keV)	Alcance (cm)			
	Tecido Mole		Ar	
	e ou e+	part. α	e ou e+	part. α
10	2×10^{-4}	$< 10^{-5}$	$1,6 \times 10^{-1}$	1×10^2
100	2×10^{-2}	$1,4 \times 10^{-4}$	16	1×10^{-1}
1000	4×10^{-1}	$7,2 \times 10^{-4}$	$3,3 \times 10^2$	5×10^{-1}
10 000	5	$4,1 \times 10^{-3}$	$4,1 \times 10^{-3}$	10,5

Freqüentemente, quando uma partícula carregada leve é defletida para determinado ângulo obtuso, a energia transferida ao elétron-alvo também é bastante grande. Como resultado, o elétron-alvo, ao adquirir essa grande quantidade de energia, também se comporta como uma partícula carregada de alta energia, criando sua própria trajetória e colisões com o meio. Essas interações,



dependendo da característica do evento, podem dar origem a radiação x e γ .

B. Alcance de uma Partícula Carregada

O conceito de alcance de uma partícula, R (do inglês, "range") é bastante útil em dosimetria das radiações, detecção de radiação e proteção radiológica. É definido como a distância média percorrida por uma partícula carregada em uma dada direção. Assim, o alcance, R , de partículas carregadas mais pesadas, uma vez que estas apresentam trajetória aproximadamente linear, é representado pela distância média percorrida por partículas carregadas em determinado meio. Devido a sua trajetória mais tortuosa, por outro lado, o alcance de partículas mais leves, tais como elétrons, é muito mais curto que a distância média percorrida pelas partículas carregadas (ver Figura 3). A Tabela 2 apresenta o alcance de partículas α e elétrons, para várias energias e meios, fornecendo uma idéia das distâncias envolvidas.

O conceito de alcance é freqüentemente aplicado a radionuclídeos emissores β , nos quais as partículas β são emitidas com diferentes energias até um valor máximo, denominado E_{β} máx. Nesse caso, o alcance é aproximadamente determinado pela E_{β} máxima.

C. Fatores que Afetam o Alcance de uma Partícula

O alcance, R , de uma partícula carregada depende de vários fatores. Quatro dos mais importantes são descritos na página seguinte:



Energia (E) - O alcance, R , de dada partícula é ampliado com o aumento da energia inicial, E , da partícula. Por exemplo, o alcance de um elétron de 5 MeV é cerca de seis vezes maior que o de um elétron de 1 MeV. A relação exata de R como função de E é bastante mais complexa, mas, para a faixa de energia dos principais radioisótopos utilizados em pesquisa biomédica, R pode ser linearmente relacionado à energia inicial, E , da partícula carregada.

Massa (M) - Partículas mais leves têm alcance maior que partículas mais pesadas de mesma energia e carga. Pode-se demonstrar que o alcance de um pósitron de 1 MeV (e^+) é muito maior que o alcance de um próton de 1 MeV (a massa do próton é cerca de 2.000 vezes a massa do e^+). A dependência do alcance em relação à massa é, algumas vezes, expressa como *função da velocidade* da partícula. Um pósitron de 1 MeV se desloca com velocidade muito superior à velocidade de um próton de 1 MeV. O alcance, R , de uma partícula carregada cresce com o aumento da velocidade da partícula.

Carga (Q) - Uma partícula com menos carga possui alcance maior que uma partícula com mais carga. Por exemplo, pode ser demonstrado que o átomo de trítio (${}^3_1\text{H}$, carga 1, massa 3) tem alcance maior que o átomo de hélio (${}^3_2\text{He}$, carga 2, massa 3) de mesma energia. Partindo-se da relação $R \propto (1/Q)^2$, na qual R é proporcional ao inverso da carga, podemos inferir que o ${}^3_1\text{H}$ atinge uma distância quatro vezes superior à distância percorrida pelo ${}^3_2\text{He}$.

Densidade do Meio (δ) - O alcance de uma partícula é fortemente dependente da densidade do meio no qual ela se desloca, visto que quanto mais alta a densidade do meio,



menor é o alcance da partícula. Pode-se demonstrar que R é inversamente proporcional à densidade, δ , do meio (ou $R \propto (1/\delta)$). Por esta razão, o alcance de partículas é sempre muito maior em gases do que em líquidos ou sólidos. Equações empíricas para o cálculo do alcance das partículas carregadas constam no Anexo A.

IV.2 - Aspectos Básicos sobre a Escolha de Detector de Radiação

Generalidades

Uma das questões a serem resolvidas é o uso que se deseja fazer do detector de radiação e o que medir. Listamos, abaixo, algumas propriedades importantes:

Eficiência Intrínseca - A eficiência intrínseca de um detector (E_i) é a medida de sua capacidade em detectar radiação e é geralmente definida como a razão entre o número de fótons, ou partículas, de um dado tipo de radiação detectada e o número de fótons, ou partículas, que incidem sobre o volume sensível do detector.

Por exemplo, o valor de 0,5 (50%) de eficiência intrínseca significa que somente a metade da radiação incidente sobre o volume sensível do detector foi detectada e que a outra metade simplesmente não interagiu com o volume sensível do detector. Assim, quanto mais alta a eficiência intrínseca do detector utilizado, maior será a exatidão do processo de segregação dos rejeitos.

$$E_i = \frac{\text{n}^\circ \text{ de partículas detectadas pelo detector}}{\text{n}^\circ \text{ de partículas que incidem sobre o volume sensível do detector}}$$



Tempo Morto (τ) - Tempo morto é a medida da capacidade de um detector para funcionar a altas taxas de contagem (fluxo de radiação), sem perda significativa do número de fótons ou partículas a serem registrados. Existe sempre um pequeno intervalo entre o momento em que uma partícula ou fóton interage com um detector e o momento em que o detector reage, registrando a resposta. Se, durante este tempo, uma segunda partícula interagir com o volume sensível do detector, este poderá distorcer a resposta da primeira partícula, provocando a perda de registro de ambas, ou a segunda interação não será registrada. O intervalo de tempo mínimo necessário entre a chegada de duas partículas sobre o detector, sem que haja distorção ou perda de registro da segunda partícula, é definido como tempo morto do detector.

Um detector apresentando um longo tempo morto não pode operar em ambientes com altas taxas de contagem sem perda significativa e conseqüente distorção.

A Figura 4 mostra o efeito do tempo morto sobre várias taxas de contagem. Para taxas de contagem associadas a radioisótopos rotineiramente encontrados em rejeitos gerados por laboratórios de pesquisa, um tempo morto menor que 10 μ s é bastante adequado.

Discriminação de Energia - A capacidade de um detector para distinguir radiações de energias diferentes (por exemplo, dois fótons γ de diferentes energias) é conhecida como discriminação de energia.

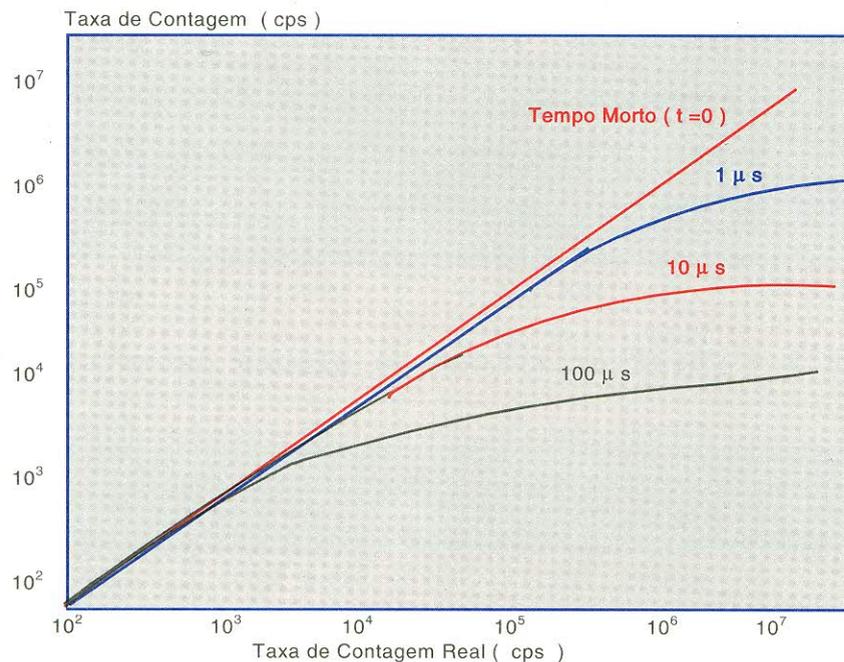


FIGURA 4 - Taxa de contagem observada como função da taxa de contagem real, para detectores com $1 \mu s$, $10 \mu s$ e $100 \mu s$ de tempo morto. (Adaptado de "Introductory Physics of Nuclear Medicine", Ramesh Chandra - New York University Medical School, NY, 1976.) Observa-se que, para um detector com $100 \mu s$, a perda de contagem (contagem real menos contagem observada) ou o desvio da linha de tempo morto = 0 é bastante acentuado, mesmo para 10^3 contagens por segundo (cps). Por outro lado, para um detector com tempo morto de $1 \mu s$, a perda de contagem é desprezível, mesmo para taxas superiores a 10^5 cps.

O termo "Full Width at Half Maximum" (FWHM) representa a diferença mínima necessária entre as energias de duas radiações γ que apresentem energias distintas. Por exemplo, se o FWHM de um detector é 20 keV , isto significa que dois fótons γ com diferença de energia entre si menor que 20 keV não podem ser distinguidos por ele. Quanto menor for o valor de FWHM, maior será a capacidade de discriminação energética do detector.



Outras considerações - Uma vez que os detectores utilizam uma eletrônica sofisticada, freqüentemente são suscetíveis a variações de temperatura e umidade. São preferíveis os detectores cujas respostas sejam menos afetadas por essas variações. A Tabela 3 resume algumas características de detectores mais comuns.

Tabela 3 - Características de alguns detectores.

Detector	Eficiência Intrínseca	Tempo Morto (τ)	Discriminação de Energia	Aplicação Básica em Laboratório
Câmara de Ionização	muito baixa	não pode ser usado como contador	nenhuma	medidas de exposição de feixe contínuo e pulsado (aparelhos de raios-x)
Contador Proporcional	muito baixa	~ms.	moderada	medidas de exposição
Contador Geiger-Müller	moderada	~ms.	nenhuma	medidas de campo; monitoração de superfícies contaminadas; segregação de rejeitos
Contador de Cintilação NaI(Tl) (survey meter)	alta	μ s	moderada	busca de superfícies contaminadas, segregação de rejeitos
Contador Estado Sólido Ge(Li)	moderada	< 1 μ s	muito boa	análises de ativação de nêutrons

V - ASPECTOS A SEREM LEVADOS EM CONSIDERAÇÃO NA GERÊNCIA DE REJEITOS

É fundamental, para correta gerência de rejeitos, levar em consideração as seguintes características dos radionuclídeos:



V.1 - Características dos Radioisótopos

RADIO-ISÓTOPO	TIPO DE EMISSOR	MEIA-VIDA	ENERGIA γ ENERGIA β (PORCENTAGEM)	PODER DE PENETRAÇÃO NO AR DE EMISSOR BETA PURO (FRAÇÃO TRANSMITIDA CAMADA MORTA DE PELE 0,007 cm)
⁹⁰ Sr-Y	β puro	28 anos	0,523 MeV (<1%) 2,284 MeV (100%)	1,6 m 9,28 m (97%)
⁴⁵ Ca	β puro	163 dias	0,257 MeV (100%)	0,64m (37%)
⁵¹ Cr	$\beta\gamma$	27,71 dias	0,32 MeV (9,85 %)	
¹⁴ C	β puro	5568 anos	0,157 MeV (100%)	0,32 m (11%)
¹²⁵ I	$\beta\gamma$	59,3 dias	0,036MeV (100%) 0,028MeV(0, 8%) 0,029MeV (1,62%) 0,03 MeV (0, 5%) 0,004 MeV (79%) 0,023 MeV (31%)	
¹³¹ I	$\beta\gamma$	8,02 dias	0,37 MeV (81,6%) 0,64 MeV (7,1%) 0,72 MeV (1,8%) 0,248 MeV (2%) 0,334 MeV (7%) 0,606 MeV (90%)	1,6 m
²⁴ Na	$\beta\gamma$	15 horas	1,368 MeV(100%) 2,754MeV (100%) 1,39 MeV (100%)	3,8 m
³² P	β puro	14,3 dias	1,71 MeV (100%)	6,4 m (95%)
³⁵ S	β puro	87,5 dias	0,168 MeV (100%)	0,32m (16%)
³ H	β puro	12,6 anos	0,019 MeV (100%)	0,0064 cm (0%)
^{99m} Tc	$\beta\gamma$	6 horas	0,147 MeV (88,97%) 0,120 MeV (9%)	0,12 m

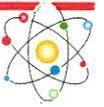


V.2 - Taxas de Dose Externa Previstas para Pessoal que Manuseia Rejeitos Radioativos

A Tabela 4, que segue, apresenta as taxas de dose esperadas a 30 cm e a um metro de uma fonte pontual de 1 mCi de atividade, bem como ao contato com um frasco de vidro (50 ml) ou uma seringa de plástico (5 ml) contendo fonte de 1 mCi de atividade, distribuída nos respectivos volumes citados.

Tabela 4 - Taxas de dose externa, em função da distância.

RADIO-ISÓTOPO	DOSES ESPERADAS A 30 cm E 100 cm DE DISTÂNCIA DE UMA FONTE PONTUAL DE 1mCi E DE PELE A 30 cm	DOSES ESPERADAS AO CONTATO COM UM FRASCO DE 50 ml DE VIDRO CONTENDO 1mCi	DOSES ESPERADAS AO CONTATO COM UMA SERINGA DE PLÁSTICO DE 5 ml CONTENDO 1 mCi	CONTAMINAÇÃO HOMOGÊNEA DE PELE (37kBq/cm ²) COM UMA GOTA (37 Bq)
⁹⁰ Sr	7,5 mSv/h 2,6x10 ⁻³ mSv/h	5,2 mSv/h	1600 mSv/h	130 mSv/h 73 mSv/h
⁴⁵ Ca	-----	-----	-----	31 mSv/h 3,8 mSv/h
⁵¹ Cr	2,1x10 ⁻³ mSv/h 1,4x10 ⁻⁴ mSv/h	0,45 mSv/h	2,8 mSv/h	0,55mSv/h 2,1 x 10 ⁻² mSv/h
¹⁴ C	-----	-----	-----	12 mSv/h 0,1 mSv/h
¹²⁵ I	1,3x 10 ⁻² mSv/h 5,1 x 10 ⁻⁴ mSv/h	1,3 mSv/h	15 mSv/h	0,78 mSv/h 0,23 mSv/h
¹³¹ I	3,2 Msv/h (pele) 2,9 x 10 ⁻² mSv/h 1,8 x 10 ⁻³ mSv/h	6,6 mSv/h	39 mSv/h	60 mSv/h 21 mSv/h
²⁴ Na	4,6 mSv/h (pele) 0,21 mSv/h 1,7 x 10 ⁻² mSv/h	61 mSv/h	810 mSv/h	82 mSv/h 48 mSv/h
³² P	4,4 mSv/h (pele) 4,9x10 ⁻⁵ mSv/h	2,6 x 10 ⁻² mSv/h	880 mSv/h	70 msv/h 49 mSv/h
³⁵ S	-----	-----	-----	13 mSv/h 0,15 mSv/h
³ H	-----	-----	-----	-----
^{99m} Tc	1,0 x 10 ⁻² mSv/h 6,7 x 10 ⁻⁴ mSv/h	2,2 mSv/h	13 mSv/h	9,1 mSv/h 0,32 mSv/h



Comparando os dados da Tabela 4 com os da Tabela anterior, observa-se que, em termos de doses externas, sem contato, os radioisótopos que mais contribuem para a dose absorvida são os seguintes emissores BETA ou BETA/GAMA de alta energia:

Na-24;

Sr-90 (em equilíbrio com o filho Y-90, emissor beta de alta energia 2,28 MeV-100%); e

I-131.

Ao passo que, em termos de dose ao contato com uma seringa, os que mais inspiram cuidados são os emissores beta de alta energia, quais sejam:

Sr-90;

P-32; e

Na-24.

E, em caso de contato com um vidro:

Na-24;

I-131; e

Sr-90.

Em caso de contaminação de pele, os mais problemáticos são:

Sr-90;

Na-24;

P-32; e

I-131.



Pode-se observar, dos dados expostos, que os radionuclídeos mais críticos, em termos de exposição externa e manuseio (COMPARATIVAMENTE), são Na-24, Sr-90, I-131 e P-32.

V.3 - Segregação

Com relação à segregação, algumas regras gerais e específicas devem ser seguidas, a saber:

REGRAS GERAIS

- Não misturar rejeito sólido com rejeito líquido;
- Não misturar rejeito orgânico com inorgânico; e
- Não misturar rejeito biológico com não biológico.

REGRAS ESPECÍFICAS

- Rejeitos contaminados com Tc-99m devem ser segregados dos demais rejeitos radioativos, posto que sua meia-vida curta permite que, após um mês de armazenamento (equivalente a um fator de decaimento da ordem de 10^{-36}), eles possam ser descartados com segurança através do sistema de coleta de lixo urbano (sólidos) ou pela rede de esgoto sanitário (líquidos);
- Rejeitos contendo C-14 também devem ser segregados dos demais rejeitos, uma vez que seu armazenamento para decaimento não surte efeito. Neste caso, face à meia-vida elevada desse radionuclídeo, os rejeitos devem ser recolhidos à CNEN;
- Rejeitos contendo H-3 que, além de possuir meia-vida longa, é de difícil detecção, como veremos adiante, também devem ser segregados dos demais rejeitos e



recolhidos à CNEN. Observa-se, neste caso, que o risco de manuseio de rejeitos contendo H-3 é desprezível. O inventário de sua atividade é bastante importante;

- Rejeitos contendo Na-24 também devem ser segregados dos demais rejeitos e isolados, face aos elevados riscos de dose externa. Entretanto, o armazenamento para posterior decaimento é bastante eficiente neste caso, posto que sua meia-vida de 15 horas permite que, após dois meses de armazenamento (correspondendo a um fator de decaimento da ordem de 10^{-29}), eles sejam eliminados através do sistema de coleta de lixo urbano ou pela rede de esgoto;
- Rejeitos contendo Sr-90 e Ca-45 também devem ser segregados dos demais rejeitos, posto que o armazenamento para posterior decaimento não surte efeito com estes radionuclídeos. Cuidados devem ser observados durante o manuseio de Sr-90, devido aos riscos de irradiação externa e, principalmente, aos riscos relacionados com as doses provenientes de contaminação de pele. Estes rejeitos, cujo inventário é muito importante conhecer (atividade e data de armazenamento), também deverão ser recolhidos à CNEN; e
- Rejeitos contendo I-131, I-125, Cr-51 e P-32 podem ser armazenados para decaimento e posterior eliminação através do sistema de coleta de lixo urbano ou pela rede de esgoto sanitário.



V.4 - Cálculo do Decaimento

Três tipos de estudos podem ser feitos para verificar se a concentração e a atividade ou atividade específica do rejeito estão em conformidade com os respectivos limites para eliminação:

- Por meio de hipóteses cautelosas, isto é, supondo a atividade remanescente (adsorvida) em frascos, seringas, vidros, etc., no caso de rejeitos sólidos, igual a 2% da atividade inicial contida nos mesmos;
- Em alguns casos, por meio da taxa de exposição na superfície de determinados volumes conhecidos, função da densidade do rejeito e da atividade existente; e
- Por meio de contaminação de superfície, que também veremos a seguir.

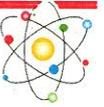
1. Considerando 2% da Atividade Adsorvida no Rejeito

Os rejeitos radioativos podem ser eliminados quando suas atividades são inferiores às estabelecidas em Norma específica da CNEN.

Conhecendo-se a atividade do radioisótopo contida em dado material, pode-se determinar o tempo de armazenamento. Algumas vezes, é necessário aplicar um modelo ou levantar hipóteses para se estabelecer a atividade.

Exemplo: Rejeitos sólidos provenientes de materiais contaminados com um radioisótopo.

Considera-se, como hipótese segura, que 2% da atividade do radioisótopo sempre permaneçam adsorvidos



em cada seringa, ponteira, frasco, chumaço de algodão, etc. utilizados; que A_0 corresponda à atividade específica do material em determinada data (ex.: na data de aquisição) e que A seja a atividade específica permitida para eliminação através do sistema de coleta de lixo urbano. Deseja-se conhecer qual é o tempo, t , necessário para o decaimento de A_0 até a atividade limite A .

Tomemos como exemplo a aquisição de I-125, contido em um frasco de 23 g, que apresentava 30 μCi em 01.03.94. Logo:

A = limite estabelecido para eliminação de rejeitos sólidos através do sistema de coleta de lixo urbano;

$$A = 2\text{nCi/g} = 74 \text{ Bq/g};$$

A_0 = atividade específica do frasco (2% da atividade inicial);

$$A_0 = 0,02 \times 30 \mu\text{Ci}/23\text{g} = 0,026 \mu\text{Ci/g} = 26\text{nCi/g}$$

$$\lambda = \ln 2/t_{1/2} = 0,693/(60 \text{ dias}) = 0,01155 \text{ dias}^{-1} \text{ (Usar pelo menos 5 algarismos decimais)}$$

t = número de dias que o material deve ficar armazenado, a partir de 01.03.94.

$$t = \frac{\ln(A_0/A)}{\lambda} = \frac{\ln(26/2)}{0,01155}$$

$$t = 222 \text{ dias.}$$



Assim, após 222 dias, contados a partir de 01.03.94, o material pode ser considerado como não radioativo; os rótulos indicando presença de radioatividade devem ser retirados e ele pode ser, então, depositado no sistema de coleta de lixo urbano, caso não contenha outro tipo de toxicidade que o impeça.

2. Por Meio da Taxa de Exposição

O fluxo de fótons esperado à meia altura da superfície lateral de uma fonte homogênea cilíndrica, desprezado o fator de build-up (correção para os fótons espalhados), é:

$$\phi = Sv * G(\mu sh/2, 2\mu s R_0) / 2\mu s \quad (\text{Eq.1}),$$

onde:

Sv - > fonte volumétrica, em Bq/cm^3 ;

$G(\mu sh/2, 2\mu s R_0)$ - > função geométrica adimensional;

μs - > coeficiente de absorção da fonte, em cm^{-1} ;

R_0 - > raio da fonte, em cm;

h - > altura da fonte, em cm; e

ϕ - > fluxo de fótons, em fótons/ $cm^2.s$

A taxa de exposição, em R/h, à meia altura da superfície do tambor (embalagem) é determinada por:

$$X = \sum \phi \%_i E_i \mu_i / \rho_{ar} F_c \quad (\text{Eq.2}),$$

onde:

X - > Taxa de exposição, em R/h;



VI - BIBLIOGRAFIA

- 1) Chandra, Ramesh. *Introductory Physics of Nuclear Medicine. Cap. 3,4..* New York University, New York, 1976;
- 2) CNEN-NE-6.05. *Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas. Norma Experimental da Comissão Nacional de Energia Nuclear - 6.05.* Rio de Janeiro, 1988;
- 3) CODIN, 1988. *Gerência de Rejeitos Oriundos de Medicina Nuclear e Pesquisa. Nota Técnica, CODIN /SLC/CNEN.* Rio de Janeiro, 1995;
- 4) Enge; Wehr; Richards - *Introduction to Atomic Physics - Addison-Wesley Publishing Company, 1973;*
- 5) Lagemann, Robert T. - *Physical Science - Origin and Principles - Little Brown Company, 1974;*
- 6) Norma CNEN-NE-3.01 - *Diretrizes Básicas de Radioproteção, 1988;*
- 7) Ridenour, Louis N. - *Modern Physics for the Engineer - McGraw-Hill Book Company Inc., 1954;*
- 8) Saunders, P.A.H.;Wade, B.O. - *Radiation and its Control, in Nuclear Power Technology, Volume 3: Nuclear Radiation, Marshall, W. (editor), Clarendon Press, Oxford, 1983;*
- 9) Semat, Henry;Katz, Robert - *Physics - Rinehart Company Inc., New York, 1958;*
- 10) Tauhata, L. e Almeida, E.S. - *Radiações Nucleares: Usos e Cuidados em Radiações Nucleares, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1984;*



- 11) Taylor, LLOYD William - Physics - The Pioneer Science, Volume II - Dover Publications Inc., 1941;
- 12) UNSCEAR, 1993. Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Report to the General Assembly of the United Nations. New York, 1994; e
- 13) UNSCEAR, 1994. Medical Radiation Exposures. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Review of the Fortieth Session of UNSCEAR. New York, 1994.