

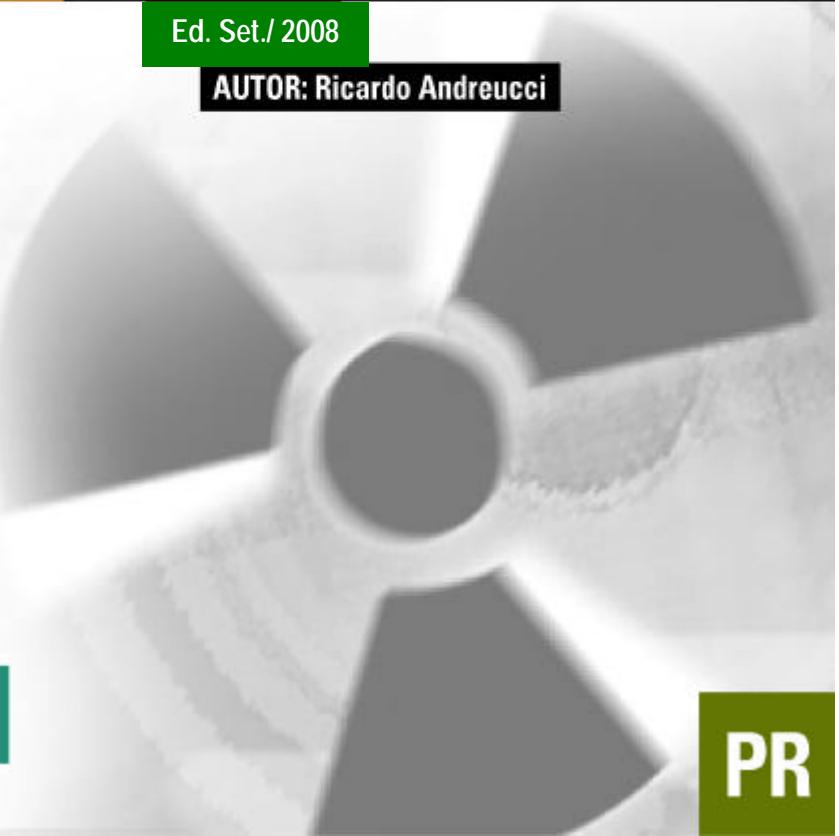


Aspectos Industriais

PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

Ed. Set./ 2008

AUTOR: Ricardo Andreucci



apoio

abende

PR

RICARDO ANDREUCCI

Proteção Radiológica Aspectos Industriais

Set./ 2008

Prefácio

“Esta apostila representa um guia básico para programas de treinamento em Proteção Radiológica, contendo assuntos voltados para as aplicações industriais das radiações ionizantes. Trata-se portanto de um material didático de interesse e consulta, para os profissionais e estudantes que se iniciam ou estejam envolvidos com a Radioproteção Industrial.”

Algumas normas de radioproteção editadas pela CNEN citadas neste trabalho então em processo de revisão, e até o fechamento desta edição, estas ainda não tinham sido oficialmente aprovadas. Assim o leitor deverá verificar se as informações normativas contidas aqui, correspondem à última revisão da norma.

O Autor

Copyright ©

ANDREUCCI, Assessoria e Serviços Técnicos Ltda
e-mail: ricardo.andreucci@hotmail.com

*Esta publicação poderá ser obtida gratuitamente através de
download nos seguintes web sites:*

www.infosolda.com.br/andreucci
www.abende.org.br

Set. 2008

**Ricardo
Andreucci**

- Professor da Faculdade de Tecnologia de São Paulo - FATEC/ SP, nas disciplinas de Controle da Qualidade, Normas Nacionais e Internacionais do Curso Tecnologia em Soldagem.
 - Qualificado e Certificado pelo IBQN como Nível III nos métodos de ensaio radiográfico, partículas magnéticas ultra-som e líquidos penetrantes, conforme norma CNEN-NN 1.17
 - Membro da Comissão de Segurança e Radioproteção da Associação Brasileira de Ensaios Não Destrutivos - ABENDE.
 - Diretor Técnico da ANDREUCCI Ass. e Serv. Técnicos Ltda.
 - Consultor Técnico como Nível III de END para importantes empresas brasileiras e do exterior
 - Participante como Autor do livro "Soldagem" editado pelo SENAI / SP
 - Autor do livro "Radiologia Industrial - Aspectos Básicos"- ABENDE/SP - Jul./2001
 - Supervisor de Radioproteção Industrial, Credenciado pela Comissão Nacional de Energia Nuclear –CNEN sob Nr. Ir-0008, e responsável pela Radioproteção de empresa VOITH PAPER Máq. e Equipamentos
-

Í N D I C E

Assunto	Pág.
1. Elementos Básicos da Radioproteção	06
1.1 - Natureza da radiação penetrante	06
1.2 - Estrutura da Matéria	08
1.3 - Variações e Composição dos Átomos	10
2. Unidades Especiais de Medida em Radioproteção	12
2.1 - Atividade de uma Fonte Radioativa	12
2.2 - Atividade Específica de uma Fonte Radioativa	13
2.3 - Energia das radiações emitidas	13
2.4 - Exposição	13
2.5 - Taxa de Exposição	14
2.6 - Dose Absorvida	14
2.7 - Dose Equivalente	15
2.8 - Taxa de Dose Equivalente	16
3. Radiação e Radioatividade	17
3.1 - Características das Radiações	19
3.2 - Fontes Radioativas	21
4. Interação da Radiação com a Matéria	32
4.1 - Efeitos Físicos de Absorção e Espalhamento da Radiação	32
4.2 - Coeficiente de Atenuação Linear	35
4.3 - Camada Semi-Redutora (HVL)	36
4.4 - Camada décimo redutora (TVL)	38
5. Métodos de Detecção da Radiação	40
5.1 - Detetores Geiger-Muller	40
5.2 - Câmaras de Ionização	42
5.3 - Dosímetros de Leitura Indireta	42
5.4 - Dosímetros híbridos de leitura direta e indireta	43
5.5 - Detetores de estado sólido	44
5.6 - Calibração de Instrumentos	45

Assunto	Pág.
6. Equipamentos de Radiação para Uso Industrial	48
6.1 - Equipamentos geradores de radiação ionizante	48
6.2 - Equipamentos de Raios Gama	52
6.3 - Equipamentos de Medição de Nível e Controle de Espessuras ou Densidades	54
6.4- Armazenamento, Transporte e Sinalização dos Equipamentos de Radiação	55
7. Controle das Radiações Ionizantes	66
7.1 - Distância	66
7.2 - Blindagem	67
7.3 - Tempo de Exposição	73
7.4 Limites Primários Anuais de Doses Equivalentes.....	74
7.5 - Plano de Radioproteção	77
7.6 - Roteiro para Rotina de Radioproteção em Gamagrafia.....	79
8. Efeitos Biológicos das Radiações Ionizantes	81
8.1 - Efeitos das Radiações sobre as Células	83
8.2 - Efeitos Somáticos	84
8.3 - Efeitos Genéticos	89
9. Situações de Emergência com irradiadores em gamagrafia	90
10. Exercícios Propostos	97
Gabarito das Questões	108
Características dos Radioisótopos Principais	110
Glossário	116
Obras Consultadas	118

1. Elementos Básicos da Radioproteção

1. Objetivos da Radioproteção:

Alguns autores definem os objetivos da proteção radiológica como sendo a prevenção ou redução ao mínimo os danos somáticos e a degenerescência da constituição genética da população, mas de acordo com as recomendações do ICRP "International Commission on Radiological Protection" podemos resumir que os objetivos básicos da radioproteção é a manutenção e conservação das condições apropriadamente seguras para as atividades envolvendo exposição humana. Sendo assim, três princípios fundamentais são importantes para consolidar a proteção radiológica: *Justificação , Otimização e Limitação de Dose*

PRINCÍPIOS DA PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

- Princípio da Justificação: Nenhuma prática deve ser adotada a menos que sua introdução produza um benefício positivo para a sociedade;
- Princípio da Otimização: Toda exposição deve ser mantida tão baixa quanto razoavelmente possível levando-se em conta fatores econômicos e sociais ;
- Princípio da Limitação de Dose (ALARA^{*}) : As doses equivalentes para os indivíduos do público não devem exceder os limites recomendados para as circunstâncias apropriadas.

(Fonte: IAEA - International Atomic Energy Agency)

1.1 Natureza da Radiação Penetrante:

Com a descoberta dos Raios X pelo físico W. C. Roentgen em 1895, imediatamente iniciaram-se os estudos sobre as emissões de partículas, provenientes de corpos radioativos, observando suas propriedades e interpretando os resultados.

Nesta época, destacaram-se dois cientistas, Pierre e Marie Curie, pela descoberta do polonio e o radium e ainda deve-se a eles a denominação “Radioatividade” (propriedade de emissão de radiações por diversas substâncias).

No começo do século XX, 1903, Rutherford, após profundos estudos formulou hipóteses sobre as emissões radioativas, pois convém frisar, que naquela época ainda não se conhecia o átomo e os núcleos atômicos e coube a este cientista a formulação do primeiro modelo atômico criado e que até hoje permanecem.

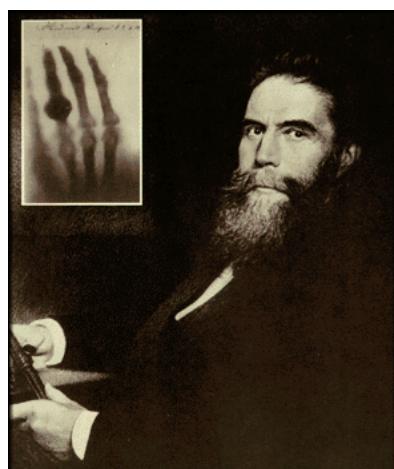
* ALARA – As Low as Reasonably Achievable (Tão baixo quanto razoavelmente possível)

O nome “Radiação Penetrante” se originou da propriedade de que certas formas de energia radiante possuem de atravessar materiais opacos à luz visível. Podemos distinguir dois tipos de radiação penetrante usados industrialmente: os Raios X e os Raios Gama. Elas se distinguem da luz visível por possuírem um comprimento de onda extremamente curto, o que lhes dá a capacidade de atravessarem materiais que absorvem ou refletem a luz visível. Por serem de natureza semelhante à luz, os Raios X e os Raios Gama possuem uma série de propriedades em comum com a luz entre as quais podemos citar: possuem mesma velocidade de propagação (300.000 km/s), deslocam-se em linha reta, não são afetadas por campos elétricos ou magnéticos, possuem a propriedade de impressionar emulsões fotográficas.

Poderíamos citar outras propriedades comuns entre as radiações penetrantes e a luz visível, no entanto ocorre que vários fenômenos que observamos na luz, são muitos difíceis de serem detectados. O fenômeno de refração, por exemplo, ocorre nas radiações penetrantes, mas numa escala tão pequena que são necessários instrumentos muito sensíveis para detectá-lo. Isso explica porque a radiação penetrante não pode ser focalizada através de lentes, como acontece com a luz.

No âmbito das aplicações industriais, devemos salientar seis propriedades da radiação penetrante que são de particular importância:

- deslocam-se em linha reta;
- podem atravessar materiais opacos a luz, ao fazê-lo, são parcialmente absorvidos por esses materiais;
- podem impressionar películas fotográficas, formando imagens;
- provocam o fenômeno da fluorescência ;
- provocam efeitos genéticos ;
- provocam ionizações nos átomos.



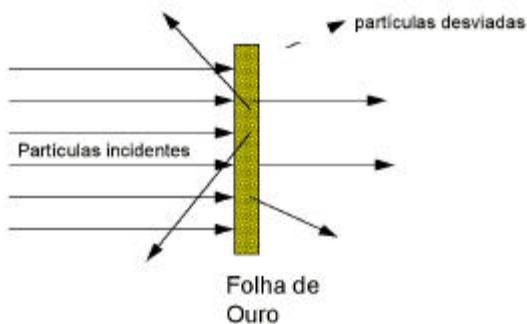
Wilhelm Conrad Roentgen com 48 anos de idade, cientista da Universidade de Wuerzburg, Alemanha, trabalhando em seu laboratório descobriu os Raios X em 8 de Novembro de 1895 . Em Dezembro de 1901 ganhou Prêmio Nobel de física pela sua descoberta.

1.2 Estrutura da Matéria:

Após os anos de 1860 , cientistas sabiam que diferentes elementos continham átomos com diferentes propriedades, a questão era “Como os átomos diferem entre si ?”. Para compreender isso, tiveram que estudar como um átomo era composto.

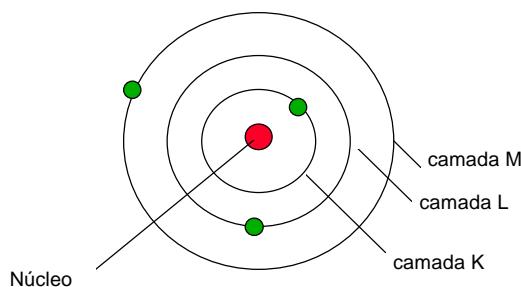
Em 1906, Ernest Rutherford realizou experiências com bombardeio de partículas alfa em finas folhas de ouro (as partículas alfa são emitidas por certos radioisótopos, ocorrendo naturalmente).

Ele achava que a maioria das partículas passavam direto através da fina folha do metal em sua direção original. Contudo, algumas partículas foram desviadas. Isto levou ao desenvolvimento do modelo atômico que é aceito até hoje. O núcleo contém carga positiva no átomo , e ao redor do núcleo giram os elétrons.



Os elétrons ocupam níveis ou camadas de energia e o espaçamento desses níveis causam o grande tamanho do átomo em comparação com o núcleo.

Os cientistas conheciam agora que o átomo consistia de um núcleo contendo um número de **prótons** e uma nuvem eletrônica com igual número de **elétrons**. Contudo eles achavam confuso, pelo fato do átomo de hélio (número atômico 2) pesar quatro vezes mais que o átomo de hidrogênio. Irregularidades no peso persistiam através da tabela periódica. Predisseram algumas teorias para o acontecido, mas a confusão terminou em 1932, quando James Chadwick, físico inglês, descobriu uma partícula chamada de **neutron**.



Essa partícula tinha uma massa igual ao do próton, mas não tinha carga. Para descrever essa nova propriedade, cientistas assumiram o número de massa, número de partículas (prótons e neutrons no núcleo). Descrevendo o átomo, o número de massa seria escrito com um número superior no símbolo químico. Ex: ^{191}Ir , ^{59}Co

Tabela Periódica do Elementos

1 H	2 He
3 Li	4 Be
11 Na	12 Mg
19 K	20 Ca
37 Rb	38 Sr
55 Cs	56 Ba
87 Fr	88 Ra
21 Sc	22 Ti
39 Y	40 Zr
72 Hf	73 Ta
104 Rf	105 Db
**	**
23 V	24 Cr
41 Nb	42 Mo
74 W	75 Re
106 Sg	107 Bh
108 Hs	109 Mt
110 Ds	111 Rg
112 Uub	113 Uut
114 Uuq	115 Uup
116 Uuh	117 Uus
118 Uuo	118 Uuo
25 Mn	26 Fe
43 Tc	44 Ru
76 Os	77 Ir
108 Bh	109 Mt
111 Rg	112 Uub
113 Uut	114 Uuq
115 Uup	116 Uuh
117 Uus	118 Uuo
27 Co	28 Ni
45 Rh	46 Pd
78 Pt	79 Au
109 Mt	110 Ds
111 Rg	112 Uub
113 Uut	114 Uuq
115 Uup	116 Uuh
117 Uus	118 Uuo
29 Cu	30 Zn
47 Ag	48 Cd
79 Hg	80 Hg
111 Rg	112 Uub
113 Uut	114 Uuq
115 Uup	116 Uuh
117 Uus	118 Uuo
31 Ga	32 Ge
49 In	50 Sn
51 Sb	52 Te
81 Tl	82 Pb
83 Bi	84 Po
85 At	86 Rn
13 Al	14 Si
15 P	16 S
17 Cl	18 Ar
5 B	6 C
7 N	8 O
9 F	10 Ne

* Lantanídos	57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu
** Actinídos	89 Ac	90 Th	91 Pa	92 U	93 Np	94 Pu	95 Am	96 Cm	97 Bk	98 Cf	99 Es	100 Fm	101 Md	102 No	103 Lr

Séries químicas da tabela periódica

Metais alcalinos ²	Metais alcalinos-terrosos ²	Lantanídeos ^{1, 2}	Actinídeos ^{1, 2}	Metais de transição ²
Metais Representativos	Semimetais	Não-Metais	Halogênios ³	Gases nobres ³

¹ Actinídeos e lantanídeos são conhecidos coletivamente como "Metais-terrosos raros".² Metais alcalinos, metais alcalinos-terrosos, metais de transição, actinídeos e lantanídeos são conhecidos coletivamente como "Metais".³ Halogêneos e gases nobres também são não-metais.

1.3 Variações e Composição dos Átomos , Radioisótopos:

Todos os elementos que contém, em seu núcleo atômico, o mesmo número de prótons, mas que possuem números diferentes de neutrons, manifestam as mesmas propriedades químicas e ocupam o mesmo lugar na classificação periódica. São elementos que, por terem o mesmo número de prótons, têm o mesmo número atômico e por terem números diferentes de neutrons têm número de massa diversos. São chamados *isótopos*, nome cuja etimologia indica o mesmo lugar que ocupam na classificação periódica dos elementos.

O número de *isótopos* conhecidos, de cada elemento, é muito variável. O Iodo, por exemplo, tem 13, o ferro e o Urânio tem 6, cada um. Os isótopos de um mesmo elemento não tem as mesmas propriedades físicas. Assim, por exemplo, o isótopo do Iodo ($I-127$) é estável, todos os outros são radiativos, isto é, são chamados de *radioisótopos*.

Em 1934, Marie e Pierre Curie descobriram a radioatividade produzida artificialmente quando, bombardeado um determinado elemento com radiações particuladas.

A produção artificial de isótopos pode ser feita não somente com partículas alfa, mas também com prótons, deuteron, neutrons e raios gama de alta energia.



Marie Skłodowska Curie, estudou na França a partir de 1891 em Sourbone. Casou em 1895 com Pierre , e em 1898 descobriram o elemento rádio que fizeram jus ao Prêmio Nobel de Física. Em 1907 seu marido vem a falecer por morte acidental, e Marie em 1911 ganha novamente o Prêmio Nobel de Física por ter isolado o rádio na sua forma pura. Trabalhou na Primeira Guerra Mundial como técnica em Raios X, numa unidade móvel. Em 4 de Julho de 1934 vem a falecer com 64 anos.

A partir de 1954, os *radioisótopos* passaram a ser produzidos em escala apreciável, nos reatores, iniciando-se a fase de produção de fontes radioativas de alta intensidade que têm um grande número de aplicações industriais.

Os trabalhos baseados no emprego dos radioisótopos tem hoje enorme aplicação. As experiências multiplicaram-se em muitos setores e, não é exagero dizer que os *radioisótopos* têm trazido uma verdadeira revolução em todos os domínios das atividades humana, nos quais a experimentação desempenha papel preponderante.

No campo industrial, a gamagrafia onde o radioisótopo desempenha papel importante na inspeção de componentes , no sentido de verificar a sanidade interna dos materiais e sua conformidade com o grau de qualidade requerido pelas normas e códigos de projeto.



Técnicos preparando a radiografia de uma junta soldada circular de uma tubulação numa vala, antes desta ser liberada.

2. Unidades Especiais de Medidas em Radioproteção

Além das unidades que conhecemos do Sistema Internacional (SI) ,existem algumas unidades especiais derivadas , que foram definidas com finalidade de facilitar os estudos em física nuclear e radioproteção, e que o leitor deve estar familiarizado para melhor entendimento das questões relativas a parte técnica e das normas básicas da radioproteção , como seguem.

2.1 Atividade de uma Fonte Radioativa:

A atividade de um radioisótopo é caracterizada pelo número desintegrações ou transformações nucleares que ocorrem em um certo intervalo de tempo. Como descrito em 3.2 , a atividade é proporcional ao número de átomos excitados presentes no elemento radioativo, e podemos expressá-la através da fórmula semelhante à eq.4 do Decaimento Radioativo:

$$A = \lambda \cdot N, \text{ ou seja:}$$

$$A = A_0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \quad (1)$$

onde A_0 = atividade inicial do elemento radioativo.

A = atividade do elemento radioativo após decorrido um certo intervalo de tempo.

λ = constante de desintegração característica do material radioativo

t = tempo decorrido.

Como demonstrado no Decaimento Radioativo, a atividade de um certo elemento diminui progressivamente com o passar do tempo, porém nunca se torna igual a zero.

A unidade padrão de atividade é o **Becquerel**, que é definida como sendo a quantidade de qualquer material radioativo que sofre uma desintegração por segundo ou ainda que 1 Becquerel é equivalente a 1 átomo que se desintegra em 1 segundo.

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ dps.}$$

$$1 \text{ kBq} (1 \text{ kilobecquerel}) = 10^3 \text{ dps.} \quad 1 \text{ TBq} (1 \text{ terabecquerel}) = 10^{12} \text{ dps.}$$

$$1 \text{ MBq} (1 \text{ megabecquerel}) = 10^6 \text{ dps.} \quad 1 \text{ GBq} (1 \text{ gigabecquerel}) = 10^9 \text{ dps.}$$

(ver ao final do livro um resumo de todas estas unidades)



unidade antiga : 1 Curie * (Ci) = $3,7 \times 10^{10}$ dps ou s^{-1}

$$\begin{aligned} 1 \text{ Ci} &= 3,7 \times 10^{10} \text{ Bq} \text{ ou } 1 \text{ Ci} = 37 \text{ GBq.} \\ \text{portanto} \quad 1 \text{ Bq} &= 27 \text{ pCi. ou } 1 \text{ nCi} = 37 \text{ Bq} \text{ ou } 1 \mu\text{Ci} = 37 \text{ kBq} \\ 1 \text{ mCi} &= 37 \text{ MBq} \text{ ou } 10 \text{ Ci} = 37 \text{ TBq} \end{aligned}$$

2.2 Atividade Específica de uma Fonte Radioativa:

A atividade específica determina a concentração de átomos excitados numa substância radioativa. Determinamos a atividade específica de um certo elemento dividindo a sua atividade por sua massa. Normalmente a atividade específica é medida em Curies* / Grama ou Bq / Grama. Essa medida é importante porque determina as dimensões físicas da fonte de radiação. Fontes confeccionadas com elementos de alta atividade específica possuem dimensões menores que as feitas com elementos de baixa atividade específica. Esse fato implica num aumento de qualidade radiográfica, melhorando as condições geométricas da exposição.

2.3 Energia das Radiações Emitidas:

A energia dos Raios X ou gama, emitidos por um aparelho ou um elemento radioativo, são características que definem a **qualidade** do feixe de radiação. A maior ou menor energia das radiações proporcionam um maior ou menor poder de penetração nos materiais e seus efeitos ao interagir com a matéria.

A unidade mais usada para medir a energia das radiações é o **elétron-volt** (eV). Um elétron-volt representa a energia gerada por um elétron ao ser acelerado por uma diferença de potencial de 1 volt. Assim sendo, $1 \text{ eV} = 1,6 \times 10^{-19}$ Joules

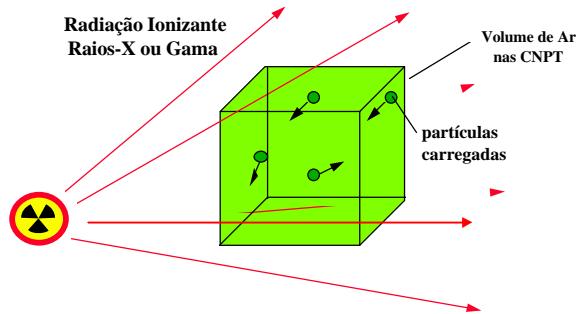
Normalmente são empregados múltiplos dessa unidade, da seguinte forma:

$$\begin{aligned} \text{quiloelétron-volt} &= 1 \text{ keV} = 1.000 \text{ eV} \\ \text{megaelétron-volt} &= 1 \text{ MeV} = 1.000.000 \text{ eV} \end{aligned}$$

2.4 Exposição (X):

A exposição à radiação é determinado pela razão entre o número de cargas elétricas de mesmo sinal produzidos no ar, pela unidade de massa de ar. Assim a unidade de medida de Exposição será **C/kg**. A exposição radiológica está associada aos efeitos das radiações sobre os seres vivos.

* Em homenagem aos dois cientistas Pierre e Marie Curie descobridores da radioatividade em 1934



A unidade antiga de exposição era o Roentgen * (R) , usada para radiação X ou Gama , no ar , e valia:

$$1 \text{ R} = 2,58 \times 10^{-4} \text{ C/kg.}$$

2.5 Taxa de Exposição:

É a razão entre exposição radiológica pela unidade de tempo. É freqüentemente usada para medir campos de radiação no ambiente de uma instalação radioativa no intuito de prevenção e controle da exposição, e portanto sua unidade será: ***C/kg . h***

A unidade antiga de taxa de exposição era o R/h , usada para radiação X ou Gama no ar , e valia:

$$1\text{R/h} = 258 \text{ mC/kg.h}$$

2.6 Dose Absorvida:

A Dose de radiação eletromagnética é definida como sendo a energia absorvida por unidade de massa . Assim , a unidade de medida será ***ergs / g ou Joule / kg***. Na unidade usual a dose absorvida é o ***Gray (Gy)*** .

* Em homenagem ao cientista W.C. Roentgen , pesquisador e descobridor dos Raios X em 1895

$$1 \text{ J} / \text{kg} = 1 \text{ Gray (Gy)}$$

Nas unidades antigas a dose era medida em rads , que valia:
 $1 \text{ rad} = 100 \text{ ergs/g}$ ou seja $1 \text{ Gy} = 100 \text{ rads}$

A título de exemplo, para uma massa de 1 g de água , exposta a $2,58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$ (1 R) de radiação X ou Gama , a dose absorvida será de aproximadamente 9,3 mGy (0,93 rads).

2.7 Dose Equivalente:

A dose absorvida , como definida em 2.6 , é insuficiente para predizer a severidade ou a probabilidade de um efeito deletério na saúde do indivíduo, resultante da irradiação sob condições não especificada. Portanto em proteção radiológica é conveniente uma grandeza que relate melhor a dose com os efeitos deletérios da radiação sobre o ser humano.

Esta quantidade é denominada de **dose equivalente** “H” que é a dose absorvida modificada pelos fatores de ponderação “Q” que pode variar de 1 a 20 e é denominado **Fator de Qualidade** ,que para Raios-X e Gama é igual a unidade ,”N” são outros fatores modificadores especificados por normas internacionais , e que na atualidade é assumido como unitário.

No sistema atual , a unidade de dose equivalente é o **Sievert (Sv)** = 1 Joule / kg .

$$H = D \times Q \times N$$

Nas unidades antigas a dose equivalente era medida em Rem *
e valia: $1 \text{ Rem}^* = 100 \text{ ergs/g}$ ou seja $1 \text{ Sv} = 100 \text{ Rem}$.

Na rotina diária em proteção radiológica, usa-se com frequência submúltiplos do Sievert , tais como:

$$1 \text{ mSv} = 100 \text{ mRem} \quad 1 \text{ nSv} = 0,1 \mu\text{Rem}$$

$$1 \mu\text{Sv} = 0,1 \text{ mRem}$$

Apenas para informação

1 Sv -----> 25,8 mC/kg
1 mSv ---> 25,8 µC/kg

Para Raios X e gama

* Rem correspondia à abreviação de “Roentgen Equivalent Man “ ou seja os efeitos da exposição quando liberada no homem

Fatores de Ponderação “Q”

<u>Radiação Interna ou Externa</u>	<u>Fator Q</u>
Para Raios X , Gama e elétrons	1
Neutrons, Prótons, partículas de resto de massa maior que uma unidade de massa atômica de energia desconhecida	10
Partículas α e múltiplas partículas carregadas com energia desconhecida	20

Fonte: Recommendation of the ICRP Publication Nr. 26 - Jan./77

2.8 Taxa de Dose Equivalente :

É a razão da dose equivalente pela unidade de tempo. É freqüentemente usada para medir campos de radiação no ambiente da instalação radioativa , no intuito de prevenção e controle da *dose* , e portanto sua unidade será: *Sv/h*

A maioria dos equipamentos medidores de radiação modernos, tem sua escala calibrada nesta unidade, para facilitar a conversão de unidades de taxa de dose equivalente e a comparação com os máximos permitidos.

Por esta razão é freqüente a confusão entre *taxa de dose equivalente* com *taxa de exposição* . Assim , a grandeza mais importante a ser medida é a taxa de dose equivalente , pois é esta que iremos comparar , e estabelecer os limites de aceitação dos níveis de radiação, com base nas normas de Radioproteção.



Antoine Henry Becquerel desenvolveu seu interesse na ciência por sua família de cientistas.Becquerel trabalhando com sais de urânio descobriu a radioatividade e a emissão espontânea de radiação deste material. Demonstrou também certas semelhanças entre estas emissões e os Raios X, mas que poderiam ser defletidas por campos magnéticos.Pela sua descoberta ganhou o Prêmio Nobel de Física em 1903.

3. Radiação e Radioatividade

Define-se “Radioatividade” como sendo a emissão expontânea de radiação corpuscular e eletromagnética ,por um núcleo atômico que se encontra num estado excitado de energia. Existem três tipos diferentes de radiação, como segue:

- Partículas Alfa (α)
- Partículas Beta (β)
- Raios Gama (γ)

As partículas “**Alfa**” são constituídas de dois neutrons e dois prótons, caracterizando um núcleo atômico de Hélio. Devido ao seu alto peso e tamanho, elas possuem pouca penetração e são facilmente absorvidas por poucos centímetros de ar.

As partículas “**Beta**” são constituídas por elétrons, que possuem velocidades próximas da luz, com carga elétrica negativa. Possuem um poder de penetração bastante superior às radiações Alfa, podendo ser absorvidas por alguns centímetros de acrílico ou plásticos, na sua grande maioria.

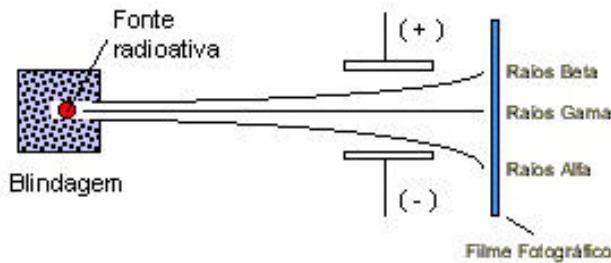
A título de exemplo mostramos no quadro abaixo algumas fontes emissoras de radiação Beta e as espessuras de materiais capazes de bloquear tais radiações.

Máxima Penetração das Radiações Beta nos Materiais

Radioisótopo	Energia	Penetração Máxima em milímetros			
		Ar	Plástico	Madeira	Alumínio
Promécio-147	(0,23 MeV)	400	0,6	0,7	0,26
Tálio-204	(0,77 MeV)	2400	3,3	4,0	1,50
Fósforo-32	(1,71 MeV)	7100	-	-	-
Estrôncio-90	(2,26 MeV)	8500	11,7	14,0	5,2
Ytrio-90	(2,26 MeV)	8500	11,7	14,0	5,2

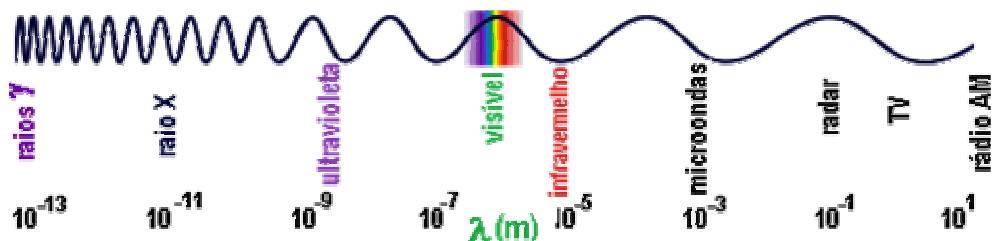
Fonte: Manual on Gamma Radiography , IAEA

As radiações X e Gama são de natureza ondulatória, ao contrário das demais que tem características corpusculares. Devido a isto, possui um alto poder de penetração nos materiais. E possível separar os três tipos de radiação descritos através da aplicação de um campo elétrico ou magnético, numa amostra como mostrado na figura a seguir.



Esquema de separação das radiações alfa, beta e gama.

As propriedades das radiações eletromagnéticas, Raios X e Gama, são dependentes de seu comprimento de onda (ou energia) que por sua vez definem o tipo de radiação. As radiações eletromagnéticas, com seus respectivos intervalos de comprimento de onda estão descritas na figura abaixo.



Obs: Esta divisão não é rigorosa quanto aos valores limites citados, podendo variar em outras fontes consultadas.

Outras grandezas relativas às ondas eletromagnéticas são: *frequência e energia*. Podemos relacionar a energia com comprimento de onda ou com frequência. A equação que relaciona a energia com o comprimento de onda é a equação de **Planck***:

$$E = \frac{h \cdot c}{\lambda} \quad (2)$$

onde: c = velocidade da luz.

E = energia (Joule).

h = constante de Planck (6.624×10^{-34} Joule x segundo).

λ = comprimento de onda.

* Max Planck (1858 - 1947) - Físico alemão autor da teoria dos quanta, que muito contribuiu para o estudo da física.



A informação mais importante que tiramos da equação de Planck é que, quanto menor o comprimento de onda, maior é a energia da radiação. Em termos práticos, radiações de Raios X ou Gama com menores energias, são mais fáceis de serem blindadas e pessoas protegidas.

Exemplo de aplicação:

Qual a energia de uma radiação eletromagnética com comprimento de onda igual a 0,1 Angstrom?

Resposta:

sendo $c = 300\ 000\ km/s = 3 \times 10^8\ m/s$ e $1\ \text{Å} = 10^{-10}\ m$

$$E = 6,624 \times 10^{-34} \times 3 \times 10^8 / 10^{-9} = 1,987 \times 10^{-14}\ \text{Joule}$$

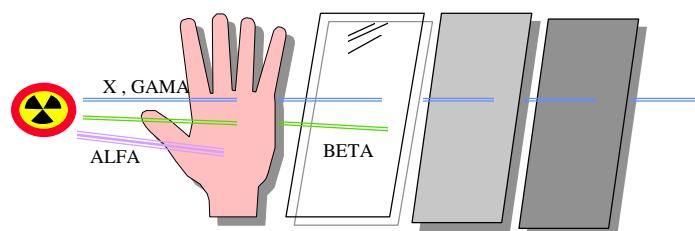
como $1\ \text{Joule} = 6,242 \times 10^{12}\ \text{MeV}$ (No sistema SI)

$E = 0,124\ \text{MeV}$ ou $124\ \text{keV}$

Como vimos, então, as radiações X e gama são semelhantes à luz e às ondas de rádio, diferindo apenas no que se refere ao seu comprimento de onda. Por possuírem comprimento de onda muito curto, e consequentemente alta energia, os Raios X e gama apresentam propriedades e características que as distinguem das demais ondas eletromagnéticas.

3.1 Características das Radiações:

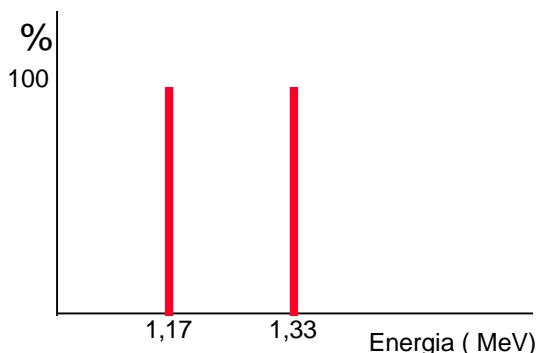
As radiações gama são aquelas que são emitidas do núcleo do átomo, o qual se encontra num estado excitado de energia, o que diferencia significativamente das radiações X, as quais são emitidas das camadas eletrônicas dos átomos. Essas emissões não ocorrem de forma desordenada, mas possuem um “padrão” de emissão denominado espectro de emissão.



Características de Penetração das Radiações Ionizantes

3.1.1 Espectro de emissão das Radiações Gama.

As radiações gama, provenientes dos elementos radioativos naturais e artificiais, são emitidas com intensidades e energias bem definidas, caracterizando um espectro discreto de emissão, em outras palavras, os raios gama que saem do núcleo do átomo, possuem energias bem determinadas e características do radioisótopo considerado.

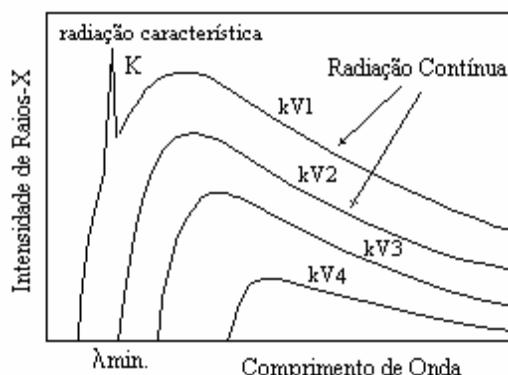


As radiações emitidas pelo radioisótopo Co-60, representa uma das energias mais penetrantes e perigosas entre as fontes comercialmente utilizadas. São capazes de atravessar facilmente 100 mm de aço ou 60 cm de concreto. Por estas razões a manipulação destas fontes requerem planejamento, treinamento, procedimentos, instalações adequadas .

Espectro de emissão dos raios gama, emitido pelo Cobalto-60

3.1.2 Espectro de emissão das Radiações X.

Os fenômenos envolvidos na geração dos Raios X, dão origem a uma radiação que possui infinitas energias, dentro de um limite mínimo e um máximo. Isto caracteriza um espectro de emissão contínua , neste intervalo. Em razão das transições eletrônicas que ocorrem nas camadas orbitais do alvo, é possível verificar no espectro, radiações características de emissão dessas camadas. Observe na figura a radiação característica da camada K da órbita do elétron.



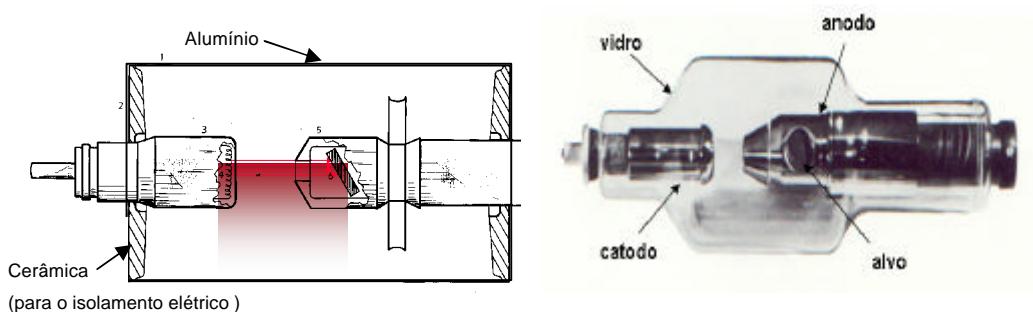
Espectro contínuo completo, característico de emissão dos Raios X, para cada voltagem

Os Raios X, destinados ao uso industrial e médico, são gerados numa ampola de vidro, denominada tubo de Coolidge, que possui duas partes distintas: *o ânodo e o cátodo*.

O ânodo e o cátodo são submetidos a uma tensão elétrica da ordem de milhares de volts, sendo o polo positivo ligado ao ânodo e o negativo no cátodo. O ânodo é constituído de uma pequena parte fabricada em tungstênio, também denominado de alvo, e o cátodo de um pequeno filamento, tal qual uma lâmpada incandescente, por onde passa uma corrente elétrica da ordem de miliamperes.

Quando o tubo é ligado, a corrente elétrica do filamento, se aquece e passa a emitir espontaneamente elétrons que são atraídos e acelerados em direção ao alvo. Nesta interação, dos elétrons com os átomos de tungstênio, ocorre a desaceleração repentina dos elétrons, transformando a energia cinética adquirida em Raios X.

Outros fenômenos de interação dos elétrons acelerados com as camadas eletrônicas dos átomos de tungstênio, também são responsáveis pela emissão dos Raios X.



Esquema de tubos convencionais de Raios X Industrial. O tubo da esquerda é um tubo cerâmico e o da direita de vidro.

Os Raios X, são gerados nas camadas eletrônicas dos átomos por variados processos físicos. Caracteriza-se por apresentar um espectro contínuo de emissão ao contrário das radiações gama. Em outras palavras, os Raios X emitidos pelo aparelho apresentam uma variedade muito grande de comprimento de onda ou seja que a energia varia de uma forma contínua, como descrito em 3.1.2.

3.2 Fontes Radioativas :

Com o desenvolvimento dos reatores nucleares, foi possível a produção artificial de isótopos radioativos através de reações nucleares de ativação.

O fenômeno de ativação, ocorre quando elementos naturais são colocados junto ao núcleo de um reator nuclear e portanto, irradiados por neutrons térmicos, que atingem o núcleo do átomo, penetrando nele. Isto quebra de equilíbrio energético no núcleo, e ao mesmo tempo muda sua massa atômica, caracterizando assim o isótopo. O estabelecimento do equilíbrio energético do núcleo do átomo, é feito pela liberação de energia na forma de Raios gama.

Um átomo que submetido ao processo de ativação, e portanto seu núcleo se encontra num estado excitado de energia passa a emitir radiação. O número de átomos capazes de emitir radiação, diminui gradualmente com o decorrer do tempo. A esse fenômeno chamamos de **Decaimento Radioativo**.

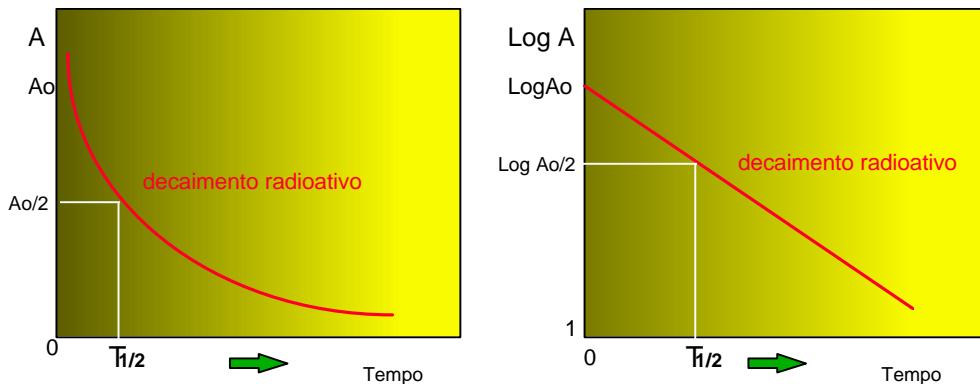


Tabela 1 - Esquema do Decaimento Radioativo característico de qualquer fonte gama.

Uma característica importante do Decaimento Radioativo é que ele não se processa na mesma velocidade para diferentes elementos. Por exemplo, uma amostra de Co-60 podemos dizer que os átomos se desintegram mais lentamente que no caso de uma amostra de Ir-192. Com base nesses dados podemos expressar matematicamente o Decaimento Radioativo pela seguinte equação diferencial:

$$dN = -No \cdot \lambda \cdot dt \quad (3)$$

Observe que a relação demonstra que o número de átomos “N” que se desintegram dentro de um certo intervalo de tempo é proporcional a “ λ ”, “No” e “t”. Nessa equação a letra lambda “ λ ” representa uma grandeza denominada de **Constante de Desintegração**, que significa a razão que a desintegração se processa. A Constante de Desintegração é uma característica conhecida de cada elemento radioativo , natural ou artificial.

Resolvendo a equação diferencial (3) chegamos então à expressão matemática de Lei do Decaimento Radioativo:

$$N = N_0 e^{-\lambda \cdot t} \quad (4)$$

onde
 N_0 = número inicial de elétrons excitados.
 N = números de átomos excitados após transcorrido um certo intervalo de tempo.
 e = base dos logaritmo neperiano.
 λ = constante de desintegração, característica do material radioativo.
 t = tempo transcorrido.

É importante observar-se, na eq.4 , que o decaimento obedece a uma lei exponencial. Isso significa que o número de átomos radioativos "N" nunca se tornará zero, embora assuma valores progressivamente menores. Em outras palavras, isso significa que um material radioativo sempre estará emitindo alguma radiação, não importando quanto tempo tenha transcorrido desde a sua formação.

Em termos práticos , o uso no número de átomos "N" na eq.4 em geral são números muito grandes que inviabiliza o cálculo para fins de radioproteção. Assim , como definido em 2.1 , $A = \lambda \cdot N$, podemos substituir "N" na eq.4 , obtendo uma equação mais simples (eq.1), e mais prático para seu uso.

$$A = A_0 e^{-\lambda \cdot t} \quad \text{já discutido em 2.1}$$

3.2.1 Meia Vida:

Quando produzimos uma fonte radioativa, colocamos em estado excitado, um certo número “No” de átomos na fonte. Vimos através da Lei do Decaimento Radioativo que esse número de átomos excitado diminui com o passar do tempo, segundo as características do elemento radioativo.

Portanto, após passado um certo intervalo de tempo, podemos ter no material radioativo exatamente a metade do número inicial de átomos excitados.

A esse intervalo de tempo, denominamos **Meia-Vida** do elemento radioativo. Como a taxa em que os átomos se desintegram é diferente de um elemento para outro elemento a *Meia Vida* também será uma característica conhecida de cada elemento radioativo.

A *Meia - Vida* é representada pelo símbolo “T_{1/2}” e pode ser determinada pela seguinte equação:

$$T_{1/2} = \frac{0,693}{\lambda} \quad (5)$$

onde:

$T_{1/2}$ = meia-vida do elemento.

λ = constante de desintegração radioativa

O valor da meia-vida é conhecido e tabelado para todos os radioisótopos, assim se torna fácil o cálculo da atividade de uma fonte gama , através da eq.1

Exemplo: Uma fonte de Cobalto-60 foi adquirida com atividade de 1850 GBq (50 Ci) . Após decorrido 20 anos, qual atividade da fonte ?

Resposta:

Como a meia-vida do Co-60 é 5,3 anos, a constante de desintegração radioativa será calculada pela eq.(5).

$$\lambda = \frac{0,693}{5,3} = 0,13 \text{ anos}^{-1}$$

Aplicado a eq.(1) temos: $A = 1850 \cdot e^{-0,13 \cdot 20 \text{ anos}} = 137 \text{ GBq}$

É interessante sabermos que a desintegração radioativa é processo probabilístico , ou seja, não podemos prever quando um determinado átomo vai sofrer seu processo de desintegração ou transmutação, mas podemos determinar a duração média de um núcleo instável através do que denominamos de **vida-média** dos átomos de uma mesma espécie nuclear, calculado pelo inverso da meia-vida.

$$t = \frac{T_{1/2}}{0,693}$$

3.2.2 Cálculo de Taxa de Dose a partir de uma Fonte Radioativa:

Para fontes radioativas ideais , ou seja , aquelas cujas dimensões possam ser consideradas desprezíveis em relação à distância entre ela e o ponto considerado para a medida da dose , a equação , fruto da observação , que se constitui fundamental é enunciada como: "o dose-rate" de uma fonte gama puntiforme num dado ponto ,é diretamente proporcional à atividade da fonte e inversamente proporcional ao quadrado da distância entre a fonte e o ponto considerado" ,e matematicamente escreve-se:

$$P = \Gamma \cdot \frac{A}{d^2} \quad (6)$$

onde: " Γ " é uma constante característica de cada fonte radioativa, e seu valor pode ser encontrado em tabelas ,podendo ser determinada experimentalmente ou matematicamente.Seu nome é "Fator característico da emissão gama da fonte" ou simplesmente "Fator Gama".

A = atividade da fonte e d = distância da fonte ao ponto considerado

Em termos práticos , sabemos que as fontes industriais são de dimensões bastante reduzidas podendo ser consideradas puntiformes a partir de distâncias de alguns centímetros

**EXEMPLO DE UMA TABELA DE DECAIMENTO RADIOATIVO PARA
UMA FONTE DE Ir-192 INDUSTRIAL**

IPEN-CNEN/SP INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES							
TABELA DE DECAIMENTO PARA FONTE DE Ir ¹⁹²							
USUÁRIO	Nº FONTE: IrS 3402 (X-54) GAMMAMAT LOTE 111 CAN/IPEN						
UNIDADE : Ci							
DATA	DOM	SEG	TER	QUA	QUI	SEX	SAB
25/05/2000							
26/05/2000	122.53	121.39	120.27	119.15	118.05	116.95	115.87
01/06/2000	113.53	112.55	111.68	110.86	110.06	109.57	108.55
11/06/2000	107.55	106.56	105.66	104.58	103.50	102.57	101.50
18/06/2000	100.76	99.83	98.90	97.98	97.07	96.17	95.28
25/06/2000	94.40	93.52	92.64	91.80	90.95	90.10	89.27
02/07/2000	88.44	87.62	86.81	86.00	85.21	84.42	83.63
09/07/2000	82.86	82.09	81.33	80.58	79.83	79.09	78.35
16/07/2000	77.63	76.91	76.20	75.49	74.79	74.10	73.41
23/07/2000	72.73	72.05	71.39	70.72	70.07	69.42	68.78
30/07/2000	68.14	67.51	66.88	66.26	65.55	65.04	64.43
06/08/2000	63.84	63.24	62.66	62.08	61.50	60.93	60.37
13/08/2000	59.81	59.25	58.70	58.16	57.62	57.09	56.56
20/08/2000	56.03	55.51	55.00	54.48	53.98	53.48	52.99
27/08/2000	52.50	51.91	51.42	50.93	50.45	50.01	49.51
03/09/2000	49.18	48.63	48.17	47.71	47.26	46.94	46.64
10/09/2000	46.08	45.55	45.23	44.81	44.42	43.98	43.77
17/09/2000	43.17	42.77	42.41	41.98	41.59	41.20	40.82
24/09/2000	40.44	40.07	39.70	39.33	38.96	38.60	38.25
01/10/2000	37.89	37.54	37.19	36.85	36.51	36.17	35.83
08/10/2000	35.50	35.17	34.84	34.52	34.20	33.88	33.57
15/10/2000	33.26	32.92	32.64	32.34	32.04	31.75	31.45
22/10/2000	31.16	30.87	30.58	30.30	30.02	29.74	29.47
29/10/2000	28.19	28.92	28.55	28.39	28.12	27.86	27.61
05/11/2000	25.35	26.10	26.85	26.60	26.35	26.11	25.86
12/11/2000	23.64	23.95	23.65	24.29	24.69	24.46	24.23
19/11/2000	22.09	22.48	22.89	23.34	23.13	22.97	22.70
26/11/2000	20.67	21.08	20.88	20.81	20.67	20.47	20.27
03/12/2000	21.07	21.58	21.08	20.58	20.20	20.11	19.93
10/12/2000	19.74	19.56	19.38	19.20	19.02	18.84	18.67
17/12/2000	18.50	18.32	18.15	17.99	17.82	17.65	17.49
24/12/2000	17.33	17.17	17.01	16.85	16.69	16.54	16.39
31/12/2000	16.23	16.08	15.93	15.79	15.64	15.50	15.35
07/01/2001	15.21	15.07	14.93	14.79	14.65	14.52	14.38
14/01/2001	14.25	14.12	13.99	13.86	13.73	13.60	13.47
21/01/2001	13.35	13.23	13.10	12.98	12.86	12.74	12.62
28/01/2001	12.51	12.39	12.28	12.16	12.05	11.94	11.83
04/02/2001	11.72	11.61	11.50	11.39	11.29	11.18	11.08
11/02/2001	10.98	10.89	10.78	10.68	10.58	10.48	10.38
18/02/2001	10.29	10.20	10.09	10.00	9.91	9.82	9.73
25/02/2001	9.64	9.55	9.46	9.37	9.28	9.20	9.11
04/03/2001	9.03	8.94	8.86	8.78	8.70	8.62	8.54
11/03/2001	8.46	8.38	8.30	8.22	8.15	8.07	8.00
18/03/2001	7.92	7.85	7.78	7.71	7.63	7.56	7.49
25/03/2001	7.42	7.35	7.29	7.22	7.15	7.09	7.02
01/04/2001	6.96	6.89	6.83	6.76	6.70	6.64	6.58
08/04/2001	6.52	6.46	6.40	6.34	6.28	6.22	6.16
15/04/2001	6.10	6.05	5.99	5.94	5.88	5.83	5.77
22/04/2001	5.72	5.67	5.61	5.56	5.51	5.46	5.41
29/04/2001	5.36	5.31	5.26	5.21	5.16	5.11	5.07
06/05/2001	5.02	4.97	4.93	4.88	4.84	4.79	4.75
13/05/2001	4.70	4.66	4.62	4.58	4.53	4.49	4.45
20/05/2001	4.41	4.36	4.05	4.01	4.00	4.01	4.01
27/05/2001	4.13	4.09	4.05	4.01	3.98	3.90	3.90

RESPONSÁVEL:
DEP. de APLICAÇÕES na ENGENHARIA e na INDÚSTRIA

1. VIA - USUÁRIO
2. VIA - LABORATORIO DE PRODUÇÃO DE FONTES SELADAS

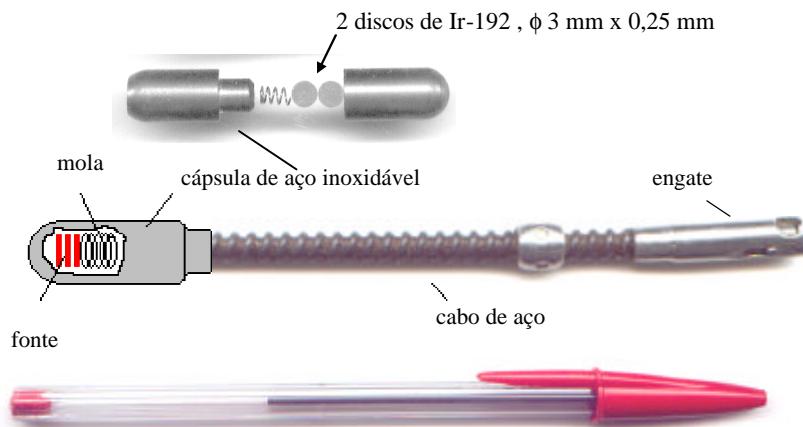
3.2.3 Fontes Seladas Industriais de Raios Gama:

As fontes usadas em gamagrafia (radiografia com raios gama), requerem cuidados especiais de segurança pois, uma vez ativadas, emitem radiação constantemente , por muito tempo.

As fontes radioativas para uso industrial, são encapsuladas em material austenítico, de maneira tal que não há dispersão ou fuga do material radioativo para o exterior.

Um dispositivo de contenção, transporte e fixação por meio do qual a cápsula que contém a fonte selada, está solidamente fixada em uma ponta de uma cabo de aço flexível, e na outra ponta um engate, que permite o uso e manipulação da fonte, que é denominado de “porta fonte”. Devido a uma grande variedade de fabricantes e fornecedores existem diversos tipos de engates de porta-fontes.

Estas fontes **não** podem ser reutilizadas ou reativadas após sua atividade tornar-se resídual , devendo ser armazenada em local especial ou devolvida ao fornecedor, como lixo radioativo. As fontes com meia-vida longa , como Co-60, devem sofrer testes periódicos de fuga de material radioativo para fora da cápsula de aço inoxidável, em razão do desgaste da espessura da parede da cápsula, causado pelo uso contínuo. Os equipamentos que utilizam tais fontes são descritos no item 6.2.



Características das fontes radioativas seladas industriais para gamagrafia comparadas com as dimensões de uma caneta.

Embora apenas poucas fontes radiativas seladas sejam atualmente utilizadas pela indústria moderna, daremos a seguir as principais que podem ser utilizadas assim como as suas características físico-químicas:

(a) **Cobalto - 60** (Z = 27) - Ponto de fusão: 1.480 °C

O Cobalto-60 é obtido através do bombardeamento por nêutrons do isótopo estável Co-59. Suas principais características são:

- Meia - Vida = 5,3 anos
- Energia da Radiação = 1,17 MeV e 1,33 MeV
- Fator Gama (Γ) = 9,06 $\mu\text{C/kg.h}$ / GBq a 1 m ou 1,35 R/h.Ci a 1m ou 0,351 mSv/h.GBq a 1m

(b) **Irídio - 192** (Z = 77) - Ponto de fusão: 2.350 °C

O Irídio-192 é obtido a partir do bombardeamento com nêutrons do isótopo estável Ir-191. Suas principais características são:

- Meia - Vida = 74,4 dias
- Energia da Radiação = 0,137 a 0,65 MeV
- Fator Gama (Γ) = 3,48 $\mu\text{C/kg.h}$ / GBq a 1 m ou 0,50 R/h.Ci a 1m ou 0,13 mSv/h . GBq a 1m

(c) **Selênio - 75** (Z = 34) - Ponto de fusão: 221 °C

- Meia-vida = 119,78 dias
- Energia das Radiações = de 0,006 a 0,405 MeV
- Faixa de utilização mais efetiva = 4 a 30 mm de aço
- Fator Gama (Γ) = 1,39 $\mu\text{C/kg.h}$ / GBq a 1 m ou 0,203 R/h.Ci a 1m ou 0,053 mSv/h.GBq a 1 m

(d) **Césio - 137** (Z = 55)

O Cs-137 é um dos produtos da fissão do Urânio-235. Este é extraído através de processos químicos que o separam do Urânio combustível e dos outros produtos de fissão. Suas principais características são:

- Meia - Vida = 33 anos
- Energia de Radiação = 0,66 MeV
- Fator Gama (Γ) = 2,30 $\mu\text{C/kg.h}$ / GBq a 1 m ou 0,33 R/h.Ci a 1m ou 0,0891 mSv/h .GBq a 1m

(e) **Amerício-241** (Z = 95)

O Am-241 é uma fonte emissor alfa e Gama na forma sólida, ponto de fusão de 1176 °C usada em medidores fixos e portáteis para controle de densidade de produtos para indústria de papel e outros setores, detektore de fumaça.

- Meia - Vida = 432,2 anos
- Energia de Radiação = 27 keV a 60 keV (36%)
- Fator Gama (Γ) = 1,39 $\mu\text{C/kg.h}$ / GBq a 1 m ou 0,203 R/h.Ci a 1m ou 0,053 mSv/h .GBq a 1m

Fontes com características físicas similares às descritas acima , também são muito utilizadas em outras aplicação. Por exemplo, para medição de espessura de materiais diversos (papel , chapas de aço , etc..), ou mesmo para medição de densidades de compostos ou de nível em silos e similares.

Além dessas fontes de radiação, que podem ser usadas, há uma grande variedade de elementos porém seu uso, é muito restrito, devido à dificuldade de extração, baixa atividade específica , baixa comercialização

Tabela 2 - Outros Radioisótopos

ELEMENTO RADIOATIVO	MEIA VIDA	ENERGIA DE RADIAÇÃO GAMA	Fator Gama $\mu\text{C/kg.h} / \text{GBq a } 1\text{ m}$
Európio Eu -152	127 dias	0,122 a 1,405 MeV	4,04
Yterbio - Yb-169	32 dias	0,063 a 0,308 Mev	0,855
Prata Ag - 111	270 dias	0,53 a 1,52 MeV	0,14
Promécio-147	2,6 anos	emissor beta	-
Kriptônio-85	10,76 anos	emissor beta	-

Exemplos práticos de aplicação da eq.6

1. Qual será a taxa de dose equivalente a 5 m de distância de uma fonte de Ir-192 com atividade de 400 GBq ?

Solução:

A taxa de dose pela eq.6 será:

$$P = \Gamma \cdot \frac{A}{d^2} = 0,13 \cdot \frac{400}{5^2} \text{ mSv/h}$$

$$P = 2,08 \text{ mSv/h}$$

2. A taxa de dose de 1 mGy/h é medida a 15 cm de uma fonte radioativa de Cs-137 . Qual é a atividade da fonte ?

Solução:

$$1 \text{ mGy/h} = 1 \text{ mSv/h}$$

Pela eq.6:

$$1 \text{ mSv/h} = \Gamma \cdot \frac{A}{d^2} = 0,0891 \cdot \frac{A}{0,15^2} \text{ mSv/h}$$

$$A = \frac{1 \times 0,0225}{0,0891} = 0,25 \text{ GBq}$$

3. Uma taxa de dose de $780 \mu\text{Gy} / \text{h}$ é devida a uma fonte de Co-60 com 320 GBq. A que distância estaria esta fonte?

Solução:

$$0,78 \text{ mSv/h} = \Gamma \cdot \frac{A}{d^2} = 0,351 \cdot \frac{320}{d^2}$$

$$d = [0,351 \times 320 / 0,78]^{1/2} = 12 \text{ metros}$$

4. Uma fonte de Ir-192 com atividade de 1,3 TBq será utilizada. A que distância a taxa de dose será reduzida para $7,5 \mu\text{Gy} / \text{h}$?

Solução:

$$7,5 \mu\text{Gy} / \text{h} = 0,0075 \text{ mSv/h}$$

$$0,0075 \text{ mSv/h} = \Gamma \cdot \frac{A}{d^2} = 0,13 \cdot \frac{1,3 \times 10^3}{d^2}$$

$$d = [0,13 \times 1300 / 0,0075]^{1/2} = 150 \text{ metros}$$



É importante observar que quanto mais próxima estiver uma fonte radioativa maior será a taxa de dose de radiação recebida. Assim, **nunca** se deve segurar uma fonte radioativa com a mão, pois nesse caso a distância entre a fonte e a mão será zero, e a dose recebida será infinitamente grande.

Para o caso de resgate de fontes, o técnico deverá se utilizar de uma garra de no mínimo 1 metro de comprimento ou maior dependendo da atividade da fonte, para garantir sua segurança.

EXEMPLO DE UM CERTIFICADO DE FONTE SELADA PARA USO INDUSTRIAL

**COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEA/SP)
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES (IPEN)**

CERTIFICADO DE FONTE RADIOATIVA SELADA

CARACTERÍSTICAS DA FONTE SELADA

Usuário : Lote 1 : 111CAN/IPEN
Lote 2 :
N. de Série : IrS 3402 (X-54)
Radionuclídeo : IRÍDIO
Atividade : 4.662 TBq (126 Ci)
Tamanho focal 1: (Ø 2.7 X 0.25 mm) Medida em: 25/05/2000
Tamanho focal 2: Discos 17
Discos

TESTES EFETUADOS (ISO 4826)

Livre de Contaminação Superficial: Teste de esfregaço
Data: 25/05/2000
Resultado: < 5,0 nCi

Livre de Vazamentos: teste de imersão a 100°C (Imersão em água em ebulição)
Data: 25/05/2000
Resultado: < 5,0 nCi

Responsável: *CH*
Data : 25/05/2000

Observações

1. Vida útil recomendada : 10 meses.
2. Serviços de manutenção só serão feitos dentro do prazo correspondente a vida útil recomendada e somente se o defeito apresentado não decorrer de mau uso da fonte.

1. VIA - USUÁRIO
2. VIA - PROTEÇÃO RADIOLÓGICA (NP)
3. VIA - LABORATÓRIO DE PRODUÇÃO DE FONTES SELADAS (TE)

Exemplo

O certificado da fonte é um documento importante que comprova o número de registro da fonte, a atividade inicial, os testes que foram realizados e o tamanho focal.

3.2.4 Cálculo de Doses de Radiação Emitida por Equipamento Gerador de Radiação Ionizante:

O cálculo de doses devido às radiações emitidas por equipamentos de radiação ionizante é extremamente complexo devido aos vários tipos de aparelhos e fatores existentes , modelos , fabricantes , e filtração inerente do tubo, circuito elétrico, etc.... Portanto, cada fabricante deve fornecer tabelas específicas de seus aparelhos fabricados que estabelecem a dose de radiação a uma distância padronizada. Entretanto, podemos estimar genéricamente para qualquer aparelho uma relação matemática que estabelece a Dose-Rate de radiação “D“ em função do número atômico do alvo do tubo de Raios X (para tungstênio Z=74), da voltagem “V” do tubo, da corrente “I” , de uma constante de proporcionalidade “C” e a distância “d” considerada:

$$D = \frac{C \times Z \times I \times V}{d^2} \text{ Sv/min.} \quad (\text{Referencia Dr. David Dugdale.})$$

Exemplo de aplicação:

1. Calcular a taxa de exposição devido a um equipamento de radiação ionizante cujo ânodo de tungstênio (Z=74) opera com 50 kV e 10 mA a uma distância de 1 m.

Dado $C = 2,7 \times 10^{-5}$ Sv/mA a 1 m, para $V = 50$ kV

Solução: Substituindo os valores da fórmula , temos:

$$D = \frac{2,7 \times 10^{-5} \times 74 \times 10 \times 50}{1^2} = 1 \text{ Sv/min.}$$

2. Calcular a taxa de exposição devido a um equipamento de radiação ionizante cujo ânodo de tungstênio (Z=74) opera com 50 kV e 10 mA a uma distância de 10 cm.

Dado $C = 2,7 \times 10^{-5}$ Sv/mA a 1 m , para $V = 50$ kV

Solução: Substituindo os valores da fórmula , temos:

$$D = \frac{2,7 \times 10^{-5} \times 74 \times 10 \times 50}{(0,1)^2} = 100 \text{ Sv/min.}$$

4. Interação da Radiação com a Matéria

4.1 Efeitos Físicos de Absorção e Espalhamento da Radiação:

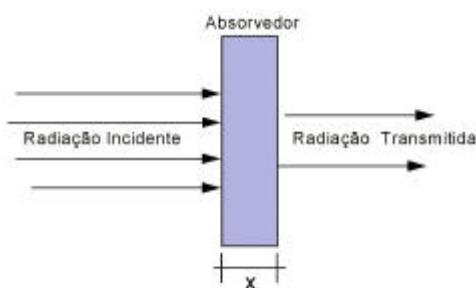
Já vimos anteriormente que a radiação eletromagnética tem a propriedade de atravessar a matéria sólida que é opaca à luz. Vimos também que a medida que o feixe de radiação atravessa um certo material sua intensidade diminui.

Experimentalmente, sabe-se que a intensidade de um feixe que penetra na matéria diminui conforme a equação:

$$I = I_0 e^{-\mu \cdot x} \cdot B(\mu, x) \quad (7)$$

onde: “ I_0 ” é a intensidade da radiação que incide sobre uma barreira; “ e ” a base dos logaritmos neperianos; “ x ” é a espessura atravessada pela radiação na matéria e “ I ” é a intensidade do feixe que emerge pelo lado oposto da barreira e “ μ ” é o coeficiente de absorção linear, relacionado com o número atômico “ Z ” e a densidade específica (ver tabela 3), e $B(\mu, x)$ é um efeito de “Build-up” responsável pelo aumento da intensidade devido ao espalhamento na barreira, e que neste trabalho consideraremos como sendo unitário.

Vimos anteriormente, que a quantidade de radiação absorvida por um material se torna maior a medida que aumentamos a espessura desse material.



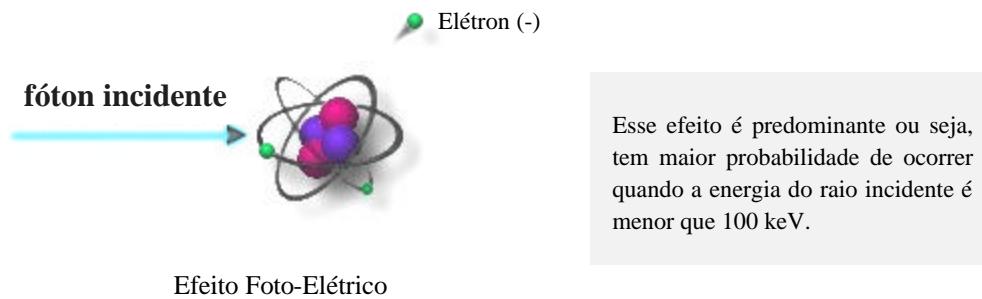
Quanto maior a espessura de um material, maior a quantidade de radiação que ela absorve, ou seja, menor a intensidade do feixe que atravessa o material. Um fato interessante é que a intensidade de radiação que emerge do lado oposto a barreira nunca é completamente eliminada, por maior que seja a espessura utilizada. Como a absorção obedece a uma lei exponencial, a intensidade diminui, porém nunca se anula completamente.

Anteriormente vimos, também, que a capacidade de absorção varia de material para material. Isso se explica através de coeficiente de absorção “ μ ”, que é uma característica de cada material em particular. Esse coeficiente é determinado experimentalmente e depende, principalmente de duas características: do material (densidade “ d ”) e da energia da radiação.

Isso explica, por exemplo, porque uma certa espessura de alumínio absorve menos que chumbo. Observando uma barreira feita de chumbo ($Z = 82$ e $d = 11,348 \text{ g/cm}^3$) e uma barreira feita de alumínio ($Z = 13$ e $d = 2,78 \text{ g/cm}^3$), para uma radiação de energia aproximadamente 0,409 Mev (vide tabela 3), notaremos que o coeficiente “ μ ” de atenuação do chumbo é dez vezes mais elevado que a do alumínio, para esta faixa de energia. A radiação interage com a matéria através de três processos principais: o efeito fotoelétrico, o espalhamento Compton e a formação de pares como segue:

4.1.1 O Efeito Foto-Elétrico:

O efeito *foto elétrico* ocorre quando um raio X ou gama incide sobre um elétron, transferindo-lhe toda a sua energia e desse modo, arrancando-o do átomo e ganhando energia cinética.

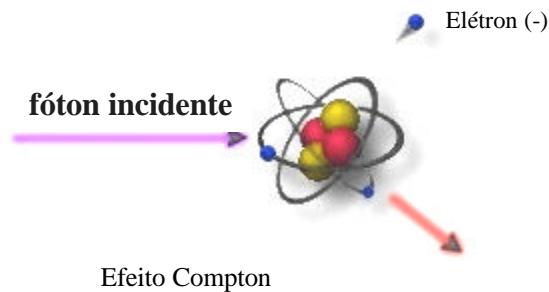


4.1.2 Efeito Compton*

Quando a radiação possui uma energia maior do que 100 keV o efeito predominante é o espalhamento *Compton*. Nesse efeito o raio incidente cede parte da sua energia a um elétron do átomo que ganha velocidade, porém, ainda resta uma certa quantidade de energia em forma de radiação, do raio incidente, que percorre dentro do material em outra direção e com uma energia menor. Esta radiação é denominada “espalhada” ou “dispersa”.

Este efeito é o grande responsável pelo “desvio” das radiações ao interagirem com paredes, anteparos, blindagens. Para fins de proteção radiológica, este efeito tem muita importância pois as radiações espalhadas são imprevisíveis, impossíveis de serem calculadas com precisão, numa instalação.

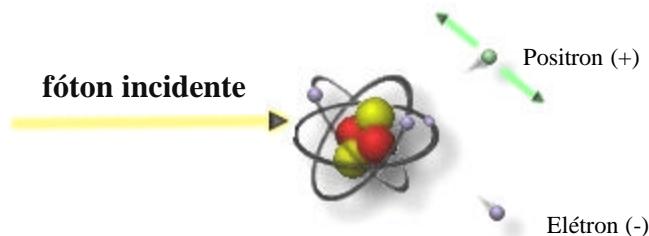
* Artur Holly Compton (1892 - 1962) - Físico americano descobriu o efeito em 1921 que levou seu nome



4.1.3 Efeito Produção de Pares:

Quando o raio incidente possui uma energia maior ou igual a 1,02 MeV pode ocorrer o processo de **produção de pares**.

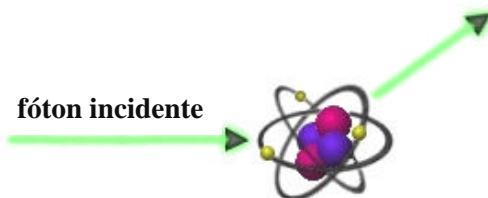
Neste caso, ao passar perto de um núcleo atômico o fóton produz um par de partículas: um elétron e um pósitron, ambos espalhados a uma certa velocidade. Posteriormente o pósitron se desintegra gerando dois fótons com energia de 0,51 MeV cada. Além da energia da radiação, certas características do material tais como: número atômico e massa atômica, afetam a probabilidade de ocorrência deste fenômeno de interação da radiação com a matéria.



Efeito produção de pares.

4.1.4 Espalhamento Coerente ou Espalhamento Thomson

Quando o fóton incidente penetra no núcleo do átomo, é absorvido e re-emitido em outra direção, sem absorção da energia do fóton incidente. É o efeito responsável pelo desvio de parte do feixe de radiação primária.



Concluímos portanto que a probabilidade de ocorrência de um dos efeitos citados acima , depende do nível de energia das radiações incidentes , que pode ser visualizado no gráfico a seguir.

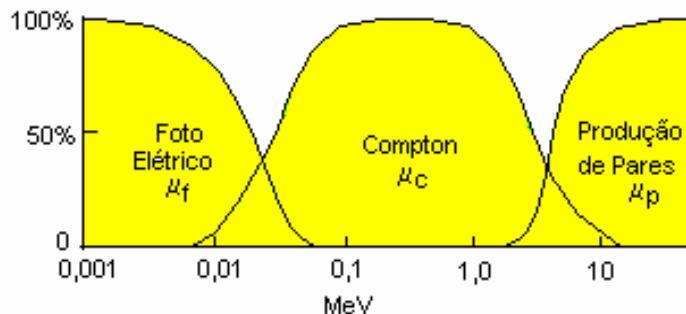


Gráfico mostrando que a probabilidade de ocorrência de cada um dos efeitos, foto-elétrico, Compton e Produção de Pares, são dependentes da energia .

(Gráfico típico para gases, exceto hidrogênio)

As fontes de radiação usados na indústria produzem, em sua maioria, efeitos foto-elétrico e Compton.

4.2 Coeficiente de Atenuação Linear:

Levando-se em conta que a interação da radiação com a matéria ocorre de uma forma diferente conforme a energia que a mesma possui, verificamos que o coeficiente de atenuação apresenta valores diferentes para diferentes energias de radiação.

Tabela 3 - Valores do Coeficiente de Atenuação Linear " μ "

Energia (MeV)	Alumínio (cm ⁻¹)	Chumbo (cm ⁻¹)	Concreto (cm ⁻¹)	Aço (cm ⁻¹)	Urânio (cm ⁻¹)	Tijolo (cm ⁻¹)
0,102	0,444	60,2	0,390	2,700	19,82	0,369
0,150	0,362	20,87	0,327	1,437	45,25	0,245
0,200	0,358	5,00	0,29	1,08	21,88	0,200
0,300	0,278	4,00	0,25	0,833	8,45	0,169
0,409	0,247	2,43	0,224	0,720	4,84	0,149
0,500	0,227	1,64	0,204	0,65	3,29	0,135
0,600	0,210	1,29	0,189	0,600	2,54	0,125
0,800	0,184	0,95	0,166	0,52	1,78	0,109
1,022	0,165	0,772	0,150	0,460	1,42	0,098
1,250	0,148	0,620	0,133	0,410	1,00	0,088
1,500	0,136	0,588	0,121	0,380	0,800	0,080
2,000	0,177	0,504	-	-	-	-

Nota: os valores desta tabela podem variar, em função da literatura consultada.

Ir-192

Co-60

Portanto podemos concluir duas regras simples:

- quanto mais alta a espessura, a densidade e o número atômico de um certo material, maior será a quantidade de radiação eletromagnética capaz de ser absorvida ;
- quanto maior a energia de radiação eletromagnética incidente , menor será a quantidade de radiação absorvida pelo material.

Outra regra prática que devemos conhecer, é para a determinação do coeficiente de atenuação, conhecendo-se as densidades de dois materiais diferentes. Sejam $d(1)$ a densidade de um material, e $d(2)$ e $\mu(2)$ respectivamente a densidade e o coeficiente de atenuação para uma determinada energia. O coeficiente de atenuação $\mu(1)$, para a mesma energia poderá ser encontrado pela relação seguinte:

$$\mu(1) \times d(2) = \mu(2) \times d(1) \quad (8)$$

Exemplo de aplicação: Sendo $\mu(1) = 0,15 \text{ cm}^{-1}$ e $d(1) = 2,3 \text{ g/cm}^3$ respectivamente o coeficiente de atenuação e a densidade do concreto, determine o coeficiente de atenuação $\mu(2)$ para o aço, de acordo com a eq. (8).

$$\mu(2) = 7,8 \times 0,15 / 2,3 = 0,51 \text{ cm}^{-1}$$

4.3 Camada Semi Redutora ou Meia Espessura (HVL) :

A camada semi-redutora ou meia espessura ou ainda em inglês “Half Value Layer - HVL” , é definida como sendo a espessura de um material capaz de absorver metade da intensidade de radiação medida sem barreira, é simbolizada por “ $X_{1/2}$ ”. O conhecimento desse valor se torna prático para o cálculo imediato da espessura do material necessário para reduzir o nível da radiação num local a ser protegido a níveis recomendados.

A camada semi redutora é inversamente proporcional ao coeficiente de atenuação linear, e é calculado pela relação:

$$\text{HVL ou } X_{1/2} = \frac{0,693}{\mu} \quad (9)$$

Assim sendo , como o coeficiente de atenuação linear é conhecido e tabelado (ver tabela 3) , a camada semi-redutora também é conhecida , para os materiais mais comuns , como segue na tabela 4.

Tabela 4 - Alguns valores de $X_{1/2}$ ou HVL e TVL para alguns materiais

FONTE DE RADIAÇÃO	Alumínio 2,3 g/cm³ (cm)		Chumbo 12 g/cm³ (cm)		Concreto 2,3 g/cm³ (cm)		Aço 7,8 g/cm³ (cm)	
	HVL	TVL	HVL	TVL	HVL	TVL	HVL	TVL
Raios X 100 kVp	10,24	34,00	0,026	0,087	1,65	5,42	-	-
Raios X 200 kVp	2,20	7,32	0,043	0,142	2,59	8,55	-	-
Raios X 250 kVp *	-	-	0,088	0,29	0,28	0,94	-	-
Raios X 300 kVp *	-	-	0,147	0,48	0,31	1,04	-	-
Raios X 400 kVp *	-	-	0,25	0,83	0,33	1,09	-	-
Iridio 192	3,66	12,16	0,55	1,90	4,30	14,00	1,30	4,30
Cobalto 60	5,36	17,80	1,10	4,00	6,30	20,30	2,00	6,70
Césio 137	4,17	13,85	0,65	2,20	4,90	16,30	1,60	5,40

Fonte: IAEA , Manual on Gamma Radiography , e NCRP

* valores aproximados obtidos para voltagem de pico de um tubo direcional para uso médico

Nota: TVL = camada décimo redutora, espessura de material capaz de reduzir 10 vezes a intensidade de radiação

Sendo “n” o número de camadas semi-redutoras (HVL) , e “Io” a intensidade inicial de radiação, sem barreiras, podemos estabelecer uma relação entre “n” e I conforme segue:

n (Nr. de HVL)	I (intensidade de radiação)
1	$I = Io / 2^1$
2	$I = Io / 2^2$
3	$I = Io / 2^4$
n	$I = Io / 2^n$

Assim , podemos escrever uma expressão matemática bastante útil , como segue:

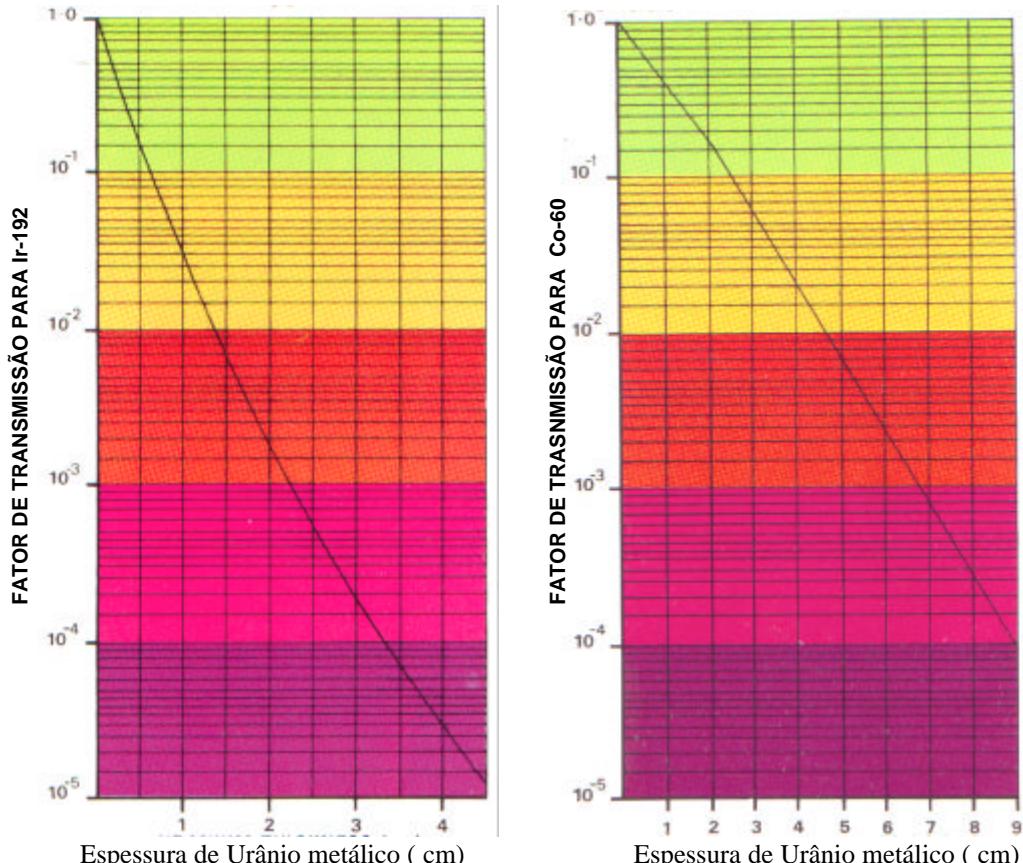
$$I = \frac{Io}{2^n} \quad \text{ou} \quad 2^n = \frac{Io}{I}$$

Algumas literaturas denominam a razão “ Io/I ” como sendo **Fator de Redução**, e apresentam um gráfico do fator de redução em função da espessura necessária de vários materiais , para se obter a redução requerida. O inverso do fator de redução “ I/I_o ” é denominado **Fator de Transmissão**.

4.4 Camada Décimo Redutora (TVL):

É a espessura particular de material capaz de reduzir 10 vezes a intensidade de radiação. Ver tabela 4 , alguns exemplos. Pode ser determinado pela relação:

$$TVL = \frac{2,30}{\mu}$$



(Fonte: BNFL - British Nuclear Fuels Ltd - England)

Os gráficos acima se referem aos fatores de transmissão atribuídas à liga metálica de Urânio (também conhecido como Urânio exaurido), para energias provenientes de fontes de Ir-192 e Co-60. Segue abaixo algumas propriedades da liga metálica de Urânio:

- Composição principal: de 66 % a 88% de compostos de Urânio
- Ponto de Fusão da liga metálica: 1.130 °C (Urânio) , com 8% Mo/Urânio - 1.200 °C
- Densidade específica: 19,04 g/cm³ (Urânio), com 8% Mo/Urânio - 17,80 g/cm³
- Taxa de corrosão na água do mar a 25 °C: 40,5 mm/ano (Urânio), com 8% Mo/Urânio – 6,0 mm/ano
- Taxa de corrosão na água pura a 25 °C: 3,30 mm/ano , com 8% Mo/Urânio - 0,48 mm/ano
- Taxa de corrosão no ar com 50% de umidade a 50 °C: 0,27 mm/ano (Urânio), com 8% Mo/Urânio - 0,21 mm/ano
- Teste de impacto (Charpy - entalhe em V): 17,626 Nm (Urânio), com 8% Mo/Urânio - 8,135 Nm

Exercícios Resolvidos de aplicação de barreiras para Fontes Gama.

- Uma instalação radioativa dotada de paredes de concreto com espessura de 20 cm, foi construída para operar com aparelhos de Raios X com até 300 kV. Devido às necessidades da empresa, uma fonte de Ir-192 com 30 Ci de atividade será utilizada em substituição ao aparelho de Raios X. O levantamento radiométrico resultou em uma taxa de dose a 2 m da parede do lado externo em $40 \mu\text{Sv/h}$. Qual deve ser a espessura do revestimento de chumbo do lado interno, necessário para reduzir a taxa de dose para $20 \mu\text{Sv/h}$?

Solução:

O histórico da situação descreve muitos dados que não necessitam ser considerados na solução do problema. Os dados importantes são: A taxa de dose externa de $40 \mu\text{Sv/h}$, a fonte de radiação de Ir-192, o limite de dose que se pretende de $20 \mu\text{Sv/h}$ e o material a ser usado para blindagem (chumbo).

Partindo da equação (7) temos que:

$$I = I_0 e^{-\mu \cdot x} \quad \text{ou podemos reescrever de outra forma:}$$

$$X = 1/\mu \cdot \ln [I_0/I] \quad \text{espessura da blindagem , onde}$$

$$\mu = 1,29 \text{ cm}^{-1} \quad (\text{ver tabela 3})$$

$$I_0 = 40 \mu\text{Sv/h}$$

$$I = 20 \mu\text{Sv/h}$$

$$X = 1/1,29 \cdot \ln [40/20] = 0,54 \text{ cm} \quad \text{ou} \quad \mathbf{X = 5,4 \text{ mm de Pb}}$$

- Qual a espessura da liga de urânio metálico necessária para blindar um container de resgate ou transporte, projetado para uso com fontes de Ir-192 com até 100 Ci de atividade?

Solução:

Devemos considerar que as normas de transporte regulamentam uma taxa de dose máxima de 2 mSv/h a 1 metro de distância (veja tabela no item 6.2) enquanto que a fonte de Ir-192 com 100 Ci ou 3700 GBq possui uma intensidade de radiação a 1 metro de distância de :

$$P_0 = 0,13 \text{ mSv/h/GBq} \text{ a } 1\text{m} \times 3700 \text{ GBq} \dots P_0 = 481 \text{ mSv/h}$$

$$P = 2 \text{ mSv/h}$$

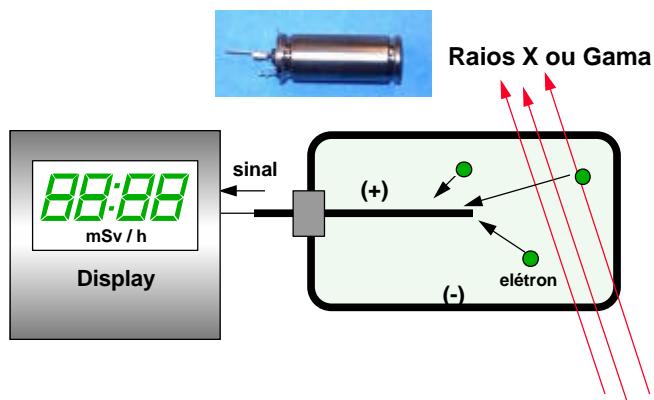
$$\text{Fator de Atenuação} = P / P_0 = 4 \times 10^{-3} \quad - \text{Consultando o gráfico temos que:} \quad \mathbf{X = 26 \text{ cm}}$$

5. Métodos de Detecção da Radiação:

Uma forma que permite detectar as radiações, e medir sua intensidade, são os detetores eletrônicos conhecidos como os Geiger-Muller, Câmara de Ionização, Contadores Proporcionais. Tais detetores funcionam basicamente com sensores que contém um gás ou uma mistura de gases, que se ionizam pela passagem da radiação. Esta ionização dá origem a uma corrente elétrica , que é coletada por um eletrodo, após amplificação por circuitos especiais, é registrada no display do aparelho , em forma de intensidade de radiação. Geralmente a detecção é efetuada no detector , porém associado a um sistema de registro eletrônico, capaz de “contar” cada sinal (ionização) provocado pela passagem da radiação pelo mesmo. Portanto o detector é um dispositivo capaz de transformar a energia recebida pela radiação em impulsos elétricos mensuráveis.

5.1 Detetores Geiger-Muller

Descritos pela primeira vez por H.Geiger e W.Muller em 1928 , constituem de uma câmara contendo mistura gasosa geralmente álcool etílico e halogênios , com volume variando conforme sua aplicação , produzem pulsos elétricos com amplitudes constantes, independentes da energia ou da natureza da radiação que iniciou o processo de ionização no interior da câmara. A propagação da ionização pelo volume gasoso se processa em microsegundos , onde os elétrons são coletados pelo ânodo , que conduz o pulso elétrico para o amplificador. Nestes detectores , variações da tensão no tubo , por exemplo por problemas da condição de carga da bateria não acarreta variações nas leituras obtidas.



Detector Gasoso tipo Geiger Muller e Câmara de Ionização

A característica da qualidade principal dos detetores Geiger Muller (GM) é que a resposta desses detetores são independentes da fonte de radiação que está sendo medida, ou seja independe da energia das radiações detectadas.

O tempo morto do detector, que corresponde ao tempo ao qual o detector leva para recombinar eletricamente o gás interno após cada ionização , ficando insensível a novas medidas. Este tempo pode ser de 100 a 400 μ s.

Quando o detector é colocado num campo de radiação superior à capacidade de medição, ocorre a saturação do detector (excesso de ionização no interior da câmara), e o sistema de monitoração fica inoperante.

O detector G.M é o mais importante para fins de utilização em proteção radiológica , dado suas características de robustez, estabilidade , portabilidade , leituras com precisão aceitável e independente de pressão e temperatura.

São exemplos de aparelhos detetores de radiação que utilizam o G.M:

- monitores de área
- detetores portáteis de radiação
- integradores eletrônicos
- medidores de nível
- detector sonoro (Bip)



Monitor sonoro e dosímetro digital de leitura direta, opera com detector Geiger Muller

(Foto do detector Graetz modelo EDW-150)



Detector Geiger Muller digital, atua numa faixa de energia de 40 keV até 3 MeV com precisão de $\pm 20\%$, possui escalas automáticas de 1 μ Sv/h até 9,99 mSv/h , com peso de 500 gramas

(Foto do detector Graetz modelo X 5 DE)



Medidor e Monitor de área sonoro e luminoso, opera com detector Geiger Muller

(Foto MRA)

5.2 Câmaras de Ionização:

São detetores usados para medir pequenas intensidades de radiação ionizantes. A variação da tensão na câmara de ionização , pressão ou temperatura , acarreta variações nas leituras do aparelho.O sinal proveniente da câmara deionização produzida pela passagem da radiação, é de pequena intensidade e proporcional a energia das radiações absorvidas no meio gasoso da câmara de ionização. Deste modo é possível discriminar as radiações segundo suas energias.

O material que constitue fisicamente as paredes da câmara influencia a performance da mesma , podendo ser classificadas como: equivalente-ar , construídas com baquelite ; equivalente-tecido, construídas em nylon com polietireno, carbono , fluoreto de cálcio e sílica. Quanto ao volume da câmara, esta se relaciona com a sensibilidade desejada.

São exemplos de detetores de radiação que utilizam a câmara de ionização:

- dosímetros de bolso de leitura direta (canetas dosimétricas)
- monitores de áreas , em instalações nucleares

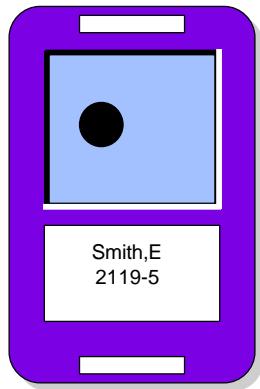


Dosímetros de Leitura Direta com escala leitura analógica graduada na faixa de 0 a 200 mR ou 0 a 500 mR. Utiliza como detector uma pequena câmara de ionização disposta na parte central do dosímetro. Sua utilização é muito útil em situações onde o conhecimento imediato da dose recebida é fator para tomada de decisão.

5.3 Dosímetros de Leitura Indireta

São detetores que possuem a propriedade de acumular efeitos físico-químicos proporcionais à quantidade de exposição às radiações recebida , num intervalo de tempo. Assim portanto, estes detetores possuem a finalidade de *registrar* as doses recebidas por trabalhadores, durante um período de tempo.

Podem ser do tipo filmes fotográficos (similar ao utilizado pelos dentistas) , que enegrecem proporcionalmente à quantidade de radiação recebida , assim como os chamados TLD "Dosímetros Termoluminescentes" que contém um cristal , geralmente sulfato de lítio , que armazena a quantidade de radiação recebida , e libera proporcionalmente esta resposta na forma de fluorescência , quando aquecido na faixa de temperatura de 200 °C.



Dosímetro de Leitura Indireta (TLD ou Filme Badge) fornecido por uma instituição credenciada e licenciada pelo Órgão Oficial (CNEN) , sendo seu uso obrigatório para todo pessoal que trabalha profissionalmente com materiais radioativos ,e permite estabelecer registros dosimétricos do trabalhador , assim como sua vida radiológica.



Posição correta do uso do dosímetro de leitura indireta

5.4 Dosímetros híbridos de leitura direta e Indireta

Com o desenvolvimento da tecnologia digital, hoje dispomos de dosímetros eletrônicos diminutos capazes de registrar doses desde da ordem da radiação de fundo até altas doses, com absoluta precisão e com informações informatizadas capaz de registrar a distribuição da dose no tempo decorrido, com até meses de integração.

É o caso dos dosímetros eletrônicos pessoais, nas dimensões de um cartão de crédito , que contém um minúsculo detetor no estado sólido ligado a um circuito especial de contagem microprocessada com uma memória não volátil , e ainda um display de cristal líquido para leitura de funções e da dose integrada. Pode ser ajustado para indicar doses acumuladas de 1 μSv até 10 Sv ou ainda taxa de dose desde 1 $\mu\text{Sv/h}$ até 1 Sv/h. Fornece um histórico detalhado das doses recebidas , tais como : os valores das doses diárias nos últimos 3 meses ; ou mensais dos últimos 5 anos , ou outros ajustes que o usuário pode necessitar , por um leitor especial conectado a um computador. Opera na faixa de energia de 60 keV até 1,25 MeV com precisão de $\pm 15 \%$.



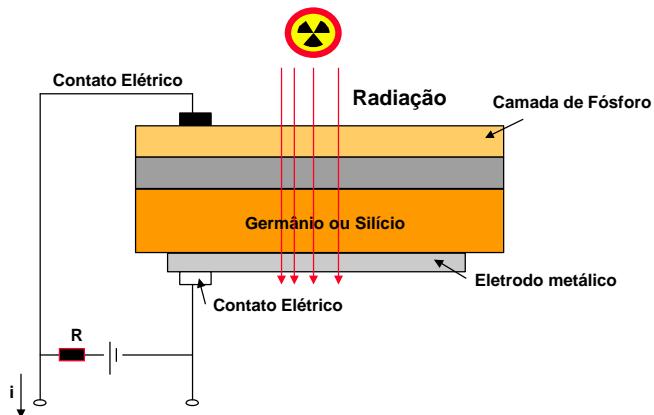
(Foto extraída do catálogo da Dosicard)

A foto ao lado representa um dosímetro pessoal eletrônico digital de leitura direta do tamanho de um cartão de crédito, que registra a dose acumulada por longos períodos ,até um ano de operação contínua de 8 horas por dia. Os resultados das doses acumuladas poderão ser lidas diretamente no display de cristal líquido ou no módulo de leitura acoplado no computador e impressora. O detetor é identificado pela seta no cartão.

Este sistema foi desenvolvido para a dosimetria de pessoal que trabalha diretamente numa instalação radioativa , tendo como principal vantagem a rapidez de processamento e registro das doses , assim como os parâmetros que cercam a dose recebida , fator este importante para casos de acidentes , onde o valor da dose e tempo de exposição constituem informações básicas para tomada de decisão quanto a acompanhamento médico.

5.5 Detetor de Estado Sólido

A captura da imagem na forma de um sinal elétrico é feita através de detetores de radiação no estado sólido que tornam possível converter a radiação ionizante em sinal elétrico, conforme mostrado na figura a seguir:



Esquema de um detector no estado sólido de germânio ou silício. São muito sensíveis, e o sinal elétrico que sai do detector é proporcional ao fóton de radiação que atingiu o detector. É uma das formas eficazes de transformar a exposição à radiação em sinal elétrico.

Os detetores de estado sólido são formados pela parte superior que contém um material a base de fósforo que emite luz (cintilação) pela passagem da radiação, que por sua vez incide no núcleo do detector que por efeito foto-elétrico emite elétrons, dando origem a uma corrente elétrica no terminal do detector, que é proporcional ao fóton de radiação de entrada. Esta corrente elétrica pode ser usada para gerar imagens em TV, gravação em vídeo, digitalização e outros.

5.6 Calibração dos Instrumentos:

Como sabemos, os detetores de radiação ocupam uma posição importante na radioproteção, pois é somente através deles que podemos saber se estamos num campo de radiações ionizantes ou não , e também avaliar, medir, e quantificar as doses de radiação. Sendo assim a acuidade das medidas, a verificação do funcionamento do sistema de detecção, são atividades obrigatórias do técnico em radioproteção.

Portanto, calibrações periódicas, em geral a cada ano como determinado pela Autoridade Regulatória – CNEN, devem ser feitas por instituições credenciadas, devendo emitir um certificado de calibração que devem conter no mínimo as seguintes informações:

- marca, tipo e modelo do aparelho calibrado ;
- número de série ;
- escalas calibradas ;
- tipos das fontes de radiação utilizadas na calibração , e sua rastreabilidade com padrão nacional ;
- data da calibração ;
- resultados das leituras obtidas e os fatores de calibração ;
- responsável pela calibração.

Como a periodicidade das calibrações são relativamente longas , o técnico deve se certificar que **a cada uso** o aparelho se encontra em condições de uso, do ponto de vista de funcionamento e que as características da calibração ainda permanecem. Assim, o técnico deve implementar um sistema de verificação do aparelho, utilizando micro fontes radioativas de Cs-137 ou Co-60 , com pequenas atividades (da ordem de microcuries) , para efetuar estas verificações , e registrar-as de forma sistemática.

Procedimento de rotina para aferição/teste do medidor de radiação. A fonte de aferição é aproximada do detector e é feita a verificação se ele responde adequadamente à radiação.



A fonte de aferição de Cs-137 com atividade aproximada de 4 μCi é aproximada do medidor que mostra uma leitura de 5,85 $\mu\text{Sv/h}$

As medidas efetuadas e registradas no display dos medidores podem não corresponder à leitura real da medida , por erros inerentes aos aparelhos. Assim o técnico deve corrigir as leituras efetuadas utilizando para isto o certificado de calibração que deve trazer a magnitude do erro cometido para cada uma das escalas do aparelho.

Os aparelhos portáteis modernos para monitoração rotineira, destinados à proteção radiológica, possuem suas escalas calibradas em taxa de dose , ou seja em $\mu\text{Sv/h}$ ou mSv/h no entanto equipamentos velhos ainda podem ser encontrados operando , e possuem escalas antigas calibradas em mR/h ou R/h .



Conjunto de sondas , cabos e detektors de radiação para múltiplas aplicações em radioproteção. As sondas e detektors de radiação são fabricadas para atender os variados tipos de radiações e intensidades diferentes. Os cabos e prolongamentos existentes tem a finalidade de proteger o operador quando das medidas a serem efetuadas.



A foto ao lado apresenta uma câmara de ionização para medida de taxa de doses absorvidas na faixa de 0,1 a 100 mGy/h. Possui um volume de ar de 515 m³ com paredes de 7 mg/cm² equivalente ao tecido. Opera na faixa de energia de 8 keV até 2 MeV.

(Foto extraída do catálogo da Graetz)

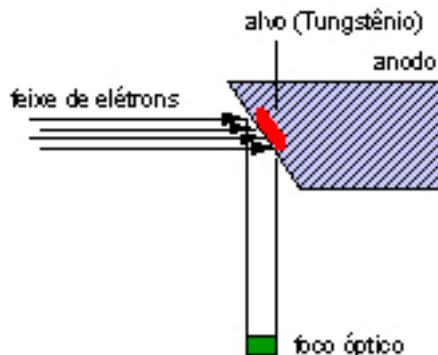


Monitoração de um irradiador gama industrial com detetor GM à esquerda , medidor de radiação típico GM à direita.

6. Equipamentos e Aplicações Principais das Radiações para Uso Industrial

6.1 Equipamentos Geradores de Radiação Ionizante

Os equipamentos de radiação ionizante são produzidos com ampolas especiais. Os tamanhos das ampolas ou tubos são em função da tensão máxima de operação do aparelho. Do ponto de vista da sua utilização, uma atenção especial deve ser dada ao alvo, contido no ânodo. Sua superfície é atingida pelo fluxo eletrônico, proveniente do filamento, e denomina-se foco térmico. É importante que esta superfície seja suficiente grande para evitar um superaquecimento local, que poderia deteriorar o ânodo, e permitir uma rápida transmissão do calor.



Define-se “carga focal” como sendo a carga em Watts por milímetro quadrado (por exemplo: 200 W/mm²) na área focal. Nas áreas focais de pequenas dimensões, podem ser aplicadas uma carga relativamente mais elevada queas grandes; esta diferença é devida a diferença no modo de transmissão do calor, a partir do centro.

Para obter-se imagens com nitidez máxima, as dimensões do foco óptico devem ser as menores possíveis. As especificações de aparelhos geralmente mencionam as dimensões do foco óptico.

O calor que acompanha a formação de Raios X é considerável, como exemplo podemos citar que para 100% de energia elétrica colocada no sistema (ampola), 99% resultará em calor gerado no ânodo e apenas 1% se converterá em Raios-X, e portanto é necessário especial atenção aos sistemas e métodos para refrigerar o ânodo. Esta refrigeração pode ser feita de diversas maneiras:

- a) Refrigeração por irradiação: Neste caso o bloco de tungstênio, que compõe o alvo, se aquece e o calor se irradia pelo ânodo.

- b) Refrigeração por convecção: O calor irradiado pelo ânodo, se transmite ao prolongamento de cobre, o qual está imerso em óleo ou gás, que se refrigera por convecção natural, ou por circulação.
- c) Refrigeração por circulação forçada de água: A refrigeração descrita em (b), é limitada, principalmente se o aparelho for operado continuamente, exposto ao sol. Neste caso, a circulação de água por uma serpentina interna à unidade geradora, é eficaz, permitindo o uso do aparelho por longos períodos de uso.

Sabemos que os Raios X são gerados quando elétrons em alta velocidade são desacelerados no material do alvo. Essa desaceleração se faz por meio de colisão dos elétrons com o material do alvo. O caso mais simples ocorre quando um elétron se choca diretamente com o núcleo de um átomo do alvo. A energia adquirida pelo elétron, no campo elétrico entre o cátodo e o ânodo será dada pela relação seguinte:

$$E = \frac{1}{2} m \cdot v^2 = e \cdot V \times 10^7 \quad (10)$$

onde:
 V = diferença de potencial aplicada entre cátodo e ânodo (em Volts)
 m = massa do elétron ($9,1 \times 10^{-28}$ g)
 v = velocidade do elétron quando atinge o alvo (ânodo)
 e = carga do elétron ($1,6 \times 10^{-19}$ C)

Portanto quando um elétron se choca com o núcleo de um átomo do alvo e transforma toda a sua energia em radiação X, podemos determinar o comprimento de onda da radiação gerada pela eq. 10.

$$\lambda = \frac{12.412}{V} \text{ Angstrons} \quad (11)$$

onde: V = diferença de potencial aplicada em Volts.
 λ = comprimento de onda (1 Angstrom = 10^{-8} cm)

O comprimento de onda encontrado é chamado de comprimento de onda mínimo, (λ_{\min}) pois representa a onda de maior energia que pode ser emitida.

Assim, para uma tensão máxima de 60 kV, o comprimento de onda mínimo será de 0,2 Angstrom; e para 120 kV será de 0,1 Angstrom.

Nota-se que esse comprimento de onda depende da voltagem aplicada ao tubo. Assim, quando aumentamos a voltagem no tubo, estamos criando radiação com o menor comprimento de onda, ou seja, radiação de maior energia.

Apenas uma parcela muito pequena dos elétrons que atingem o alvo troca toda a sua energia através do choque com o núcleo. A maior parte dos elétrons incidentes choca-se com outros elétrons orbitais, transferindo-lhes parte de sua energia. Portanto, quando esses elétrons chegam a se chocar contra o núcleo de um átomo, já perderam parte de sua energia, gerando portanto, Raios X de maior comprimento de onda, ou seja, de menor energia. Dessa forma, os Raios X emitidos por uma determinado equipamento apresentam uma grande variedade de comprimento de onda, a partir do comprimento de onda mínimo.

6.1.1 Influências da Corrente e da Tensão

O conceito de qualidade de radiação está ligado à energia do feixe de Raios X. Quando aumentamos a voltagem do aparelho, aumentando a energia do feixe de radiação gerado, estamos aumentando a qualidade da radiação, com consequente aumento do poder de penetração da mesma.

Os equipamentos de radiação ionizante de alta energia, geralmente produzidos com voltagem superiores a 120 kV, são também chamados de raios “duros”. Os Raios X gerados com tensão inferiores a 50 kV são chamados Raios X “moles”.

O conceito de intensidade de radiação se refere à “quantidade” de Raios X produzidos, ou, de uma forma mais correta ao número de “quantidade” produzidos.

Quando aumentamos a corrente do filamento fazemos com que ele se aqueça mais, liberando um número maior de elétrons. Isso fará com que ocorra um aumento na intensidade da radiação gerada, sem implicar em aumento na qualidade dessa mesma radiação. Em outras palavras, nós conseguimos aumentar a intensidade sem aumentar a energia do feixe de radiação.

O aumento da intensidade verificada, quando aumentamos a tensão do tubo pode ser explicado pela própria fórmula expressa o rendimento (R), de produção de Raios X:

$$R = 1,4 \times 10^{-9} \cdot Z \cdot V \quad (12)$$

onde: Z = número atômico do alvo no ânodo;
 V = voltagem aplicada no tubo;

Através da eq. 12, notamos que o rendimento, ou seja, a porcentagem de energia dos elétrons que se transforma em Raios- X, aumenta proporcionalmente ao aumento da tensão. Em geral o rendimento de um tubo, é da ordem de 1 %. O aumento do rendimento implica em um aumento de intensidade.

Devemos lembrar que o aumento de intensidade não se explica somente pelo aumento do rendimento, mas também por outros fatores .

De uma forma prática dizermos que a energia da radiação se relaciona com a capacidade de penetração nos materiais , enquanto que a intensidade se relaciona com a exposição.



Equipamentos de radiação ionizante
industrial, de até 300 kV



Inspeção radiográfica de soldas em tubos



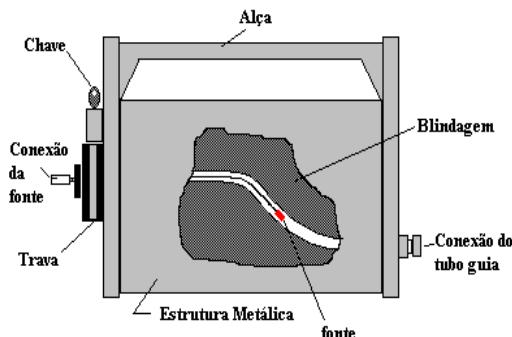
Equipamento gerador de radiação ionizante industrial , direcional, pesando 24 kg e a mesa de comando 13 kg ,
tamanho focal 1,5 mm , com tensão de 20 a 200 kV e corrente de 0,5 a 10 mA.
(extraído do catálogo da Seifert/GE Eresco 200 MF)

6.2 - Equipamentos de Raios-Gama:

São equipamentos portáteis, compostos por um irradiador e acessórios , projetados a permitir a manipulação da fonte radioativa à distância , com segurança , para fins de gamagrafia industrial.

O irradiador , dispõe de uma blindagem , construída numa liga metálica de urânio exaurido, mais eficiente que o chumbo , pesando em torno de 35 kg. Para a condução da fonte , o equipamento é dotado de conduítes metálicos em forma de espiral , flexíveis e resistentes (tubo guia) , que são conectados na parte frontal do irradiador. O controle do conjunto fonte e conexão (porta-fonte) é feito através de um cabo de aço reforçado , conectado ao comando.

Todos esses acessórios (tubo guia e cabo de comando) são acionados mecanicamente e manualmente o que torna simples sua operação, dispensando energia elétrica para seu funcionamento.



Irradiador Gama para Radiografia Industrial

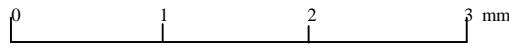


Operação de conexão da fonte de Ir-192



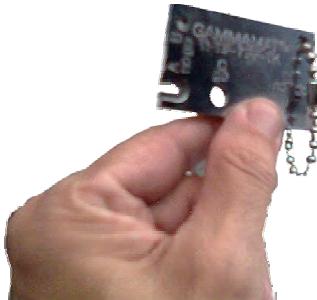
Equipamento de gamagrafia contendo uma fonte de Ir-192 com 0,67 TBq de atividade, que causou um acidente em Cochabamba/ Bolivia em 2002. A foto mostra o irradiador acoplado com o cabo de comando pois os operadores não conseguiram desconectá-lo e embarcaram o equipamento num onibus com 55 passageiros para remete-lo ao escritório da empresa responsável. Ninguém percebeu que a fonte estava exposta durante o transporte .

Relat. IAEA Nr. 04-00368



Exemplo de uma conexão de cabo de comando desgastado pelo uso. Veja a esfera de conexão e pescoço de ligação. (imagem ampliada)

As conexões do cabo de comando e do porta fonte sofrem desgaste pelo uso e portanto requerem testes frequentes para verificar se estão em condições adequadas para operação. Assim devem ser utilizados gabaritos de teste que são fornecidos pelos fabricantes dos irradiadores. As fotos abaixo ilustram exemplos desses acessórios de segurança.



O gabarito de teste possui um furo por onde a esfera da conexão do comando não pode passar. Caso isso aconteça, existe desgaste da esfera e deve ser substituída. Este acessório deve sempre acompanhar irradiador e usado antes da operação.

Uma característica importante dos irradiadores, que diz respeito à blindagem, é a sua capacidade. Como sabemos, as fontes de radiação podem ser fornecidas com diversas atividades e cada elemento radioativo possui uma energia de radiação própria. Assim cada blindagem é dimensionada para conter um elemento radioativo específico, com uma certa atividade máxima determinada.

Portanto, é sempre desaconselhável se usar um irradiador projetado para um determinado radioisótopo, com fontes radioativas de elementos diferentes e com outras atividades que aquela especificada.

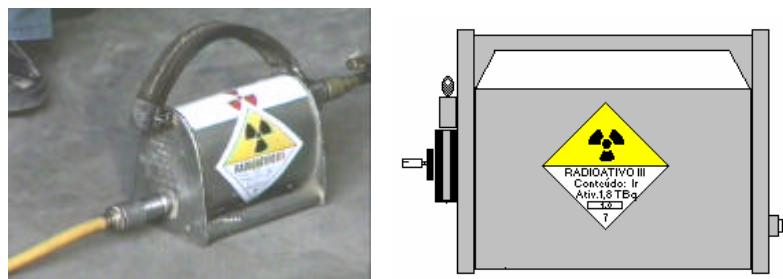
O nível de radiação na superfície externa dos irradiadores são determinados por normas internacionais , que também estão harmonizadas com as normas da CNEN, e deve ser uma das bases para o projeto do equipamento.

Categorias de Transporte de Blindagens, contendo Material Radioativo

Categoria de Etiquetas para Transporte de Blindagens ou Irradiadores	Máxima Taxa de Dose Permitida ($\mu\text{Sv/h}$ ou $\mu\text{Gy/h}$)	
	na superfície da blindagem	a 1 m da superfície
II	500	10
III	2000	100

Fonte: IAEA , Manual on Gamma Radiography.

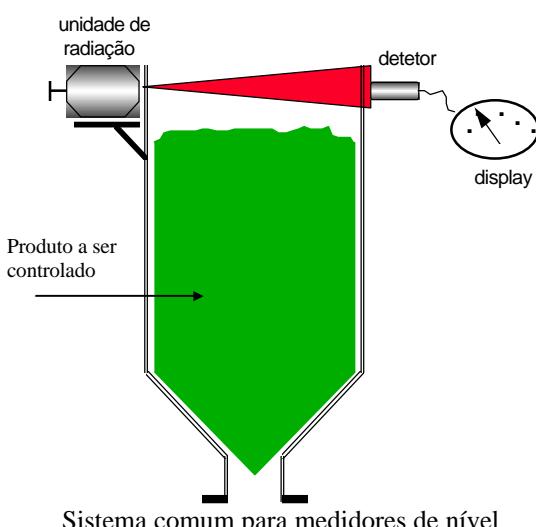
Assim sendo, os equipamentos acima descritos , não podem ser armazenados em locais quaisquer , mas em casamatas blindadas , no subsolo ou em locais que permitam o total controle tanto das radiações produzidas como o acesso a estes equipamentos. Em qualquer caso, o equipamento deve estar sob a responsabilidade da empresa proprietária .



Irradiadores com etiqueta de Categoria III

6.3 Equipamentos Medidores Nucleares para Medição de Nível , Controle de Espessuras ou Densidades

Esses equipamentos são projetados de forma mais simples , pois sua função é unicamente abrigar a fonte radioativa selada em seu interior. A fonte fica presa internamente à blindagem , de modo a proporcionar um feixe de radiação dirigido sob ângulo definido no projeto , em direção a um detetor do tipo G.M , que ligado a circuitos especiais , oferecerá uma leitura ou registro da intensidade de radiação no display do aparelho.



Sistema comum para medidores de nível

Em geral os medidores de nível , e de espessuras, são dotados de fontes radioativas com meia-vida muito longa , como Cs-137 ou Co-60 , com atividades da ordem de milicuries , sendo sua operação bastante segura,uma vez que a fonte radioativa não opera fora da blindagem. Entretanto, operações de manutenção dos equipamentos, estocagem e controle de fontes com baixa atividade podem ser responsáveis por acidentes causados por pessoas sem treinamento ou conhecimento básico das regras de segurança radiológica para estes tipos de aparelhos.

Outras aplicações radioativas são largamente empregadas para controlar espessuras de materiais como papel , chapas de aço , ou ainda para controlar densidades de produtos industriais. Todas essas aplicações utilizam fontes com meia-vida longa e de baixa atividade o que otimiza os sistemas de radioproteção.

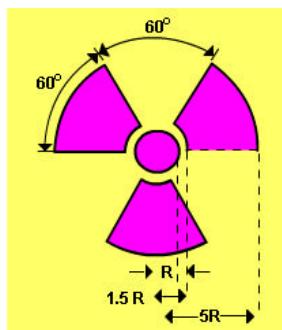


Controlador de Espessura de papel usando fonte de Promécio-147 (vide seta)

A foto acima apresenta a seção de controle da espessura de papel produzida numa máquina de fabricação de papel. A unidade de controle, mostrada pela seta, desliza por toda a largura do papel produzido, para controle total . O controle da espessura é feita através da radiação beta produzido pela fonte de Promécio-147 ou ainda Kriptônio-85

6.4 Armazenamento , Transporte e Sinalização dos Equipamentos de Radiação:

As blindagens e equipamentos que contenham fontes de radiação são projetados de modo a permitir uma fuga de radiação para o exterior de modo a tornar seguro seu transporte , operação e manutenção. Quando o equipamento não está em uso , deve ser guardado em local longe de outros materiais perigosos,como produtos inflamáveis, explosivos ou corrosivos , devidamente sinalizado com placas de aviso “RADIAÇÃO” .



Símbolo internacional de presença de radiação com suas cores e dimensões oficiais.



Novo símbolo de radiação proposto pela ISO

Um novo símbolo, conforme a figura acima, foi publicado pela ISO como padrão 21482, e suplementa o atualmente em uso. O trifólio conhecido, não possui um significado para a população como um todo, somente aqueles que já possuem um conhecimento prévio deste, que representa a presença de radiação ionizante. O novo símbolo é um esforço de muitos anos da IAEA para desenvolver um símbolo universal que possa ser entendido por todos, ou em outras palavras, “Perigo – Fique Distante”. O novo símbolo foi desenvolvido por especialistas em fatores humanos, artistas gráficos, e especialistas em radioproteção. Muitos possíveis símbolos foram testados pelo Instituto Gallup em crianças de 11 países do mundo todo, com diferentes graus de escolaridade, e este foi o que mais obteve sucesso na mensagem desejada. O símbolo é entendido pela IAEA para uso em fontes de categoria 1,2 e 3 definida como capazes de causar morte ou sérios danos. O símbolo deve ser fixado no dispositivo de irradiação. O símbolo não se aplica para portas ou blindagens de transporte. No futuro próximo, muitos fabricantes de fontes, para irradiadores industriais e outros concordarão em usar o novo símbolo, pois estratégias nesse sentido já estão sendo tomadas pela IAEA. Detalhes poderão ser encontrados em www.iso.org

As taxas de doses do lado externo do local de armazenamento deve ser mantida tão baixa quanto razoavelmente possível ou praticável , menor que 7,5 $\mu\text{Sv/h}$ ou preferencialmente, menor que 2,5 $\mu\text{Sv/h}$. O local deve ser trancado , para prevenir a entrada de pessoas não autorizadas. Periodicamente , quando as fontes não estão em uso, uma verificação deve ser feita para garantir que elas ainda estão estocadas de forma segura.

O transporte de material radioativo deve seguir os procedimentos recomendados pelas normas do Ministério de Transportes, CNEN no sentido de prevenir e minimizar os efeitos em casos de acidentes envolvendo o veículo e motorista.

As etiquetas de transporte devem ser fixadas nos vidros lateral e traseiro do veículo de transporte, contendo o símbolo internacional de radiação e o número da ONU correspondente ao tipo de material transportado.

Os containers e blindagens transportadas devem estar adequadamente fixadas no veículo de transporte, em local segregado do motorista e passageiros, devidamente etiquetados e identificados de modo a permitir identificação do proprietário , radioisótopo , atividade , e índice de transporte.

O índice de transporte é a máxima taxa de dose a 1 metro da superfície do container ou blindagem medida em $\mu\text{Sv/h}$ e dividido pelo fator 10 arredondando este valor para mais até a primeira casa decimal. Por exemplo se 11,3 $\mu\text{Sv/h}$ é a máxima taxa de dose a 1 m da superfície do container, seu índice de transporte será 1,2 .



Operação de monitoração de um equipamento para gamagrafia industrial utilizando um detetor G.M , projetado para uso com fontes de Irídio-192 com até 100 Curies de atividade. A monitoração deve ser feita após cada operação do aparelho para a certificação de que a fonte se encontra no interior do irradiador, na posição correta no centro do mesmo , e que não existe vazamento de radiação em excesso em nenhum ponto da superfície do irradiador.



A placa de sinalização de veículo deve ser afixada nas laterais externas do veículo, nas dimensões 25 x 25 cm, amarela



Rótulo de transporte que deve ser fixada no embalado (container ou irradiador) que identifica o material radioativo, a atividade e o índice de transporte, nas dimensões 10 x 10 cm. O índice de transporte "IT" é a máxima taxa de dose a 1 metro da superfície do container ou blindagem medida em $\mu\text{Sv}/\text{h}$ e dividido pelo fator 10. O índice máximo aceitável é de 10.

Categorias de Embalados

Índice de Transporte (IT)	Nível de Radiação Máximo em qualquer ponto da Superfície do Embalado (mSv/h)	Rotulação
0	$\text{NRM} \leq 0,005$	I - Branca
$0 < \text{IT} \leq 1$	$0,005 < \text{NRM} \leq 0,5$	II - Amarela
$1 < \text{IT} \leq 10$	$0,5 < \text{NRM} \leq 2$	III - Amarela

Fonte: Norma CNEN NN-5.01 e IAEA , Manual on Gamma Radiography.

A SEGUIR, ALGUMAS RECOMENDAÇÕES PARA A VERIFICAÇÃO DO TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS.

(Extraído do "Guia Prático de Segurança Radiológica para Contratação dos Serviços de Radiografia Industrial" Editado pela CNEN / PETROBRAS - Set./2001)

1. O veículo que transporta o irradiador contendo a fonte radioativa está em boas condições de conservação e sinalizado com rótulos e painéis de segurança nas laterais e na traseira?



2. O veículo que transporta o irradiador contendo a fonte radioativa dispõe dos seguintes equipamentos de emergência: cordas, blindagens, pinças de no mínimo 1 metro de comprimento, recipientes de chumbo, sinais luminosos e placas de sinalização?
5. O veículo que transporta o irradiador contendo a fonte radioativa tem a seguinte documentação da carga: ficha e envelope de emergência, ficha de monitoração da carga e do veículo e da declaração do expedidor ?



Envelope de Transporte que contém a ficha de emergência e a declaração da ONU.

6. O irradiador contendo a fonte radioativa é acondicionado em caixa metálica fixada no veículo, mantida trancada e contendo o símbolo internacional de radiação e sinalizada com os dizeres "perigo radioativo", contém fonte radioativa , deve ser manuseada somente por pessoas que receberam instruções e treinamento adequados, nome da firma, telefone, pessoa de contato ?

<ul style="list-style-type: none"> • PERIGO RADIOATIVO • CONTÉM: Material radioativo deve ser manipulado somente por pessoas que receberam treinamento adequado. • NOME DA EMPRESA • TELEFONE PARA CONTACTO



Caixa metálica que contém o irradiador Fixação da caixa metálica no veículo

-
7. Os dados das placas de identificação da fonte e do irradiador afixadas ao irradiador estão legíveis e há correspondência entre as informações contidas nestas placas com os dados correspondentes contidos no relatório de vistoria?

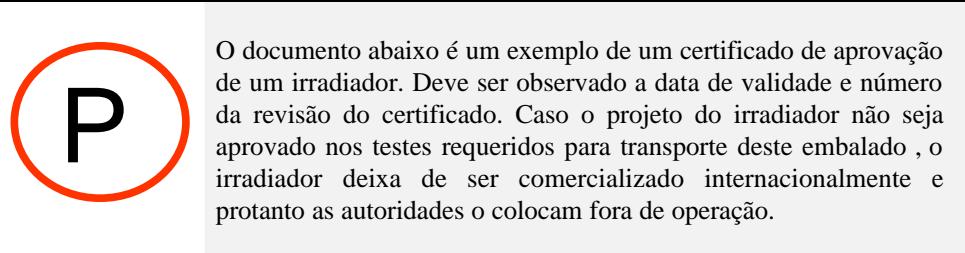


Placa de Identificação do Irradiador

Os irradiadores constituem embalados tipo B(U) para transporte e portanto devem ter um certificado de aprovação com validade internacional (ver exemplo a seguir)

Observe que o irradiador da figura acima trata-se do Tech/Ops 660, cujo certificado do container B(U) Tipo B perdeu a validade, sendo considerado seu uso não autorizado. Temporariamente a Autoridade Regulatória – CNEN permitiu seu uso, temporariamente, desde que este fosse transportado dentro de uma caixa metálica, como já é rotina no Brasil esse procedimento (vide item 6 acima).

Com relação ao certificado B(U), emitido ou reconhecido pela IAEA, é interessante sempre verificar qual a última revisão válida do tipo, modelo e marca do irradiador em uso na empresa. Esses equipamentos são testados periodicamente por organizações internacionais reconhecidas pela IAEA com finalidade de garantir que com o tempo o sistema da blindagem e contenção da fonte radioativa, ainda é eficaz. Não confundir o certificado B(U) com o relatório de vistoria do irradiador.



Free translation made by MDS Nordin S.A - only the German version is binding		Page 2 of the certificate D/2013/B(U)-85 (Rev.11)	
BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ	Owner of approval:	MDS Nordin S.A. Zoning Industriel Avenue de l'Esperance B-6220 Fleurus, Belgium	
Certificate of Approval	Documents:	D/2013/B(U)-85	
D/2013/B(U)-85 (Rev. 11)	Marking of the Package design:	D/2013/B(U)-85	
Authorisation Certificate for a Package Model for radioactive material	Validity of the certificate:	until December 31, 2009	
Based on the application by MDS Nordin S.A, Fleurus of May 23, 2006 (ref VM-060286), the container specified by the manufacturer as GammaMat TI-FF has been approved as package design of the Type B(U) for the carriage of radioactive materials for transportation by road, rail, sea, inland waters and air according to the following regulations:	Authorised contents:	0,75 TBq of Cs-137 or 0,75 TBq of Ir-192 or 3,7 TBq of Yb-169 or 3,7 TBq of Tm-170 all in Special Form	
Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, 1996 Edition (As amended 2003), International Atomic Energy Agency (IAEA), No. TS-R-I & II.	Packaging design:	According to test certificate by BAM of 10 th September 1981 (ref no. 1.2/11716) in connection with experts' opinion of 8 th December 1989 (ref no. 1.52 Ma/so), and the letter from BAM of 9 th December 1992 (ref no. 9.31/Nz), of 23 rd February 1996 (ref no. III.33/Nz), of 2 nd December 1998 (ref: III.32/Nz), of 22 nd November 2000 (ref: III.32/Nz), of 2 nd February 2001 (ref: III.32/Nz) the design GammaMat TI-FF fulfills the requirements for a Type B(U) Package (IAEA Regulations 1985 Edition - as amended 1990). With comments of the BAM of 04.03.2004 (ref: III.32/Dau) and of 19.12.2006 (ref: III.3/21210) we confirm that the requirements for the further usage as a type B(U) shipment package are as per the temporary arrangement, § 817, the regulations for the safe transport of radioactive material, 1996 edition 5 (As Amended 2003), International Atomic Energy Agency (IAEA), No. TS-R-I fulfilled.	
European agreement of September 30 th 1957 on the international transport of dangerous goods by road (ADR) (BGBl. 1969 II S. 1439), last amended by the 17 th ADR modification of August 27 th , 2004 (BGBl. 2004 II S. 1274), Appendix A and B.	Description of the packaging:	The shielding of depleted uranium is firmly incorporated in a cylindrical stainless steel shell furnished with handle and base. A universally enclosed guide channel adapted to be opened by a switch button including a safety lock, serves to receive the radioactive source on its source-holder. The switch button is covered by a protective cap.	
Decree for the International Transport of Dangerous Goods by Rail (RID), appendix I to appendix B of the Agreement on the International traffic by Rail (COTIF agreement) of May 9 th , 1980 (BGBl. 1985 II S.130), last amended by the 12 RID modification of September 28 th , 2004 (BGBl. 2004 II S. 1434).	The design model GammaMat TI-FF has been approved in various versions VA, version 102.10, version 102.11 and version 102.13.		
International Maritime Dangerous Goods Code (IMDG-Code), Amendment 32-04,			
International Civil Aviation Organisation – Technical Instructions for the Safe Transport of Dangerous Goods by Air, Edition 2005/2006.			
Regulations on the national and border crossing transport of dangerous goods by road and by railways (GGVSE) of January 3 rd 2005 (BGBl. I S.37), last amended by article 484 of the new adaptation of competence regulation of October 31 st 2006 (BGBl. I S.2407).			
Regulations on the Transport of Dangerous Goods by vessel (GGVSee) of January 6 th 2006 (BGBl. I S.139), last amended by article 518 of the new adaptation of competence regulation of October 31 st 2006 (BGBl. I S.2407).			
Regulations on the Transport of Dangerous Goods on inland water (GGV-InnSch), of January 31 st , 2004 (BGBl. I S. 136), last amended by article 506 of the new adaptation of competence regulation of October 31 st 2006 (BGBl. I S.2407).			
Decree on Transport by air – version published on March 27 th , 1999 (BGBl. I S. 610), last amended by decree of July 27 th 2005 (BGBl. I S. 2275) in connection with the ICAO Dangerous Goods Instructions (ICAO Technical Instructions).			
in connection with the rules of the Federal Ministry of Traffic (BMVBW) of November 17 th 2004 (VKB1 book 23, p. 594, 2004) and February 20 th 1991 (VKB1 book 4, page 231, 1991).			
It is confirmed that Bundesamt für Strahlenschutz (BAM) at Salzgitter, is the authorized administration appointed by the Federal Ministry of Traffic, according to chapter 7.9 of the IMDG - Code, German.			

Certificado de aprovação B(U) Tipo B número D/2013/B(U)-85 Rev.11 do irradiador
Sauerwein Modelo TI-FF , valido até 31.Dez.2009

8. O irradiador tem relatório de vistoria dentro do prazo de validade (12 meses).

Veja abaixo, um exemplo de relatório de vistoria de irradiador industrial.

SERVIÇO PÚBLICO FEDERAL
COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR
SÃO PAULO

FORMULÁRIO PADRÃO PARA FICHA DE EMERGÊNCIA

(Extraído da Norma ABNT)

FICHA DE EMERGÊNCIA		
Expedidor:	Nome Apropriado para o Embarque: MATERIAL RADIATIVO, EMBALADO TIPO B (U), não fissil (Iridio – ^{192}Ir)	Nº de Risco: 70 Nº da ONU: 2916 Classe ou Subclasse: 7 Descrição da Classe: Materiais Radioativos
Telefone:		
Aspecto:	Embalado metálico, blindagem interna revestida de aço inoxidável.	
EPI:	Deve-se limitar o tempo de permanência próximo ao embalado, procurando manter distância do mesmo devido ao risco de exposição à radiação externa.	
RISCOS		
Fogo:	Não inflamável. Há baixa probabilidade de vazamento de material radioativo durante o incêndio. Restrição, aquecimento ou reação química com outras substâncias, não fazem cessar a emissão de radiação. A radiação não afeta a inflamabilidade ou outras propriedades dos materiais. Os embalados "Tipo B" são projetados para suportar o envolvimento total em chamas, a temperaturas de 800°C, durante pelo menos 30 minutos.	
Saúde:	Os embalados "Tipo B" podem conter grandes quantidades de material radioativo. No entanto, devido ao projeto do embalado, não são esperadas liberações de material que ofereçam risco à saúde em acidentes de transporte. Os embalados não danificados são seguros. No entanto, o conteúdo dos embalados danificados pode causar danos severos devido exposição à radiação externa. Não são esperados riscos de contaminação e de exposição interna. Os rótulos de risco indicam os níveis de radiação externa nos embalados somente quando não danificados. "Radioativo I Branca" indica níveis baixos de riscos de radiação mais altos. O índice de transporte (IT), indicado nos rótulos de risco identifica o nível máximo de radiação a um metro do embalado.	
Meio Ambiente:	Não se espera que ocorra contaminação radioativa em caso de perda de blindagem e selagem, nem que os produtos gerados no controle de incêndios causem poluição.	
EM CASO DE ACIDENTE		
Vazamento:	Isolar e sinalizar imediatamente a área afetada com distância de no mínimo 50 metros de raio, manter as pessoas afastadas. Entrar na área de isolamento somente para salvar vidas ou combater incêndio; limitar a permanência ao mínimo indispensável. Dano no recipiente externo poderá não afetar o recipiente interno primário. Comunicar imediatamente _____ pelo telefone _____.	
Fogo:	Combater o fogo a maior distância possível. A presença de material radioativo não altera a eficácia das técnicas de controle de incêndios. Não mover os embalados danificados e não danificados da área de fogo antes da chegada de técnicos. Incêndios de pequenas proporções: pó químico, CO ₂ , neblina de água, halon ou espuma. Incêndios de grandes proporções: neblina de água em grande quantidade.	
Poção:	Isolar a área afetada. Não se espera que ocorra contaminação radioativa em caso de perda de blindagem e selagem.	
Envolvimento de Pessoas:	Não se espera que pessoas expostas aos materiais radioativos sob forma especial estejam contaminadas. Dar prioridade para resgatar, salvar vidas, primeiros socorros, controle de incêndio e outros riscos, do que medir os níveis de radiação. Utilizar tratamento adequado à natureza do ferimento. Não retardar os cuidados e transporte de pessoas gravemente feridas. Se a vítima não estiver respirando, aplicar respiração artificial. Administrar oxigênio se houver dificuldade de respiração.	
Informações ao Médico:	Informar que as vítimas podem ter sofrido exposição externa à radiação. Os problemas médicos apresentam prioridade sobre as precauções radiológicas. Comunicar _____ pelo telefone _____.	
Nome do Fabricante ou Importador:		

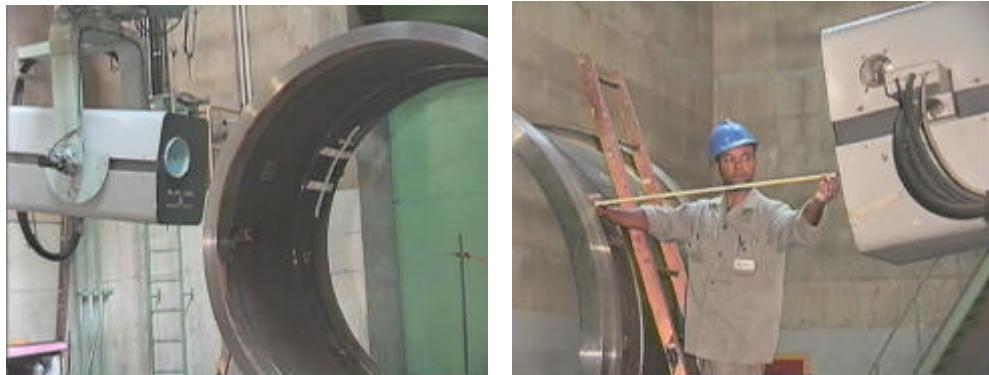
**FORMULÁRIO PADRÃO PARA DECLARAÇÃO DO EXPEDIDOR PARA
TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS - ONU**
(Extraído da Norma CNEN NN-5.01)

DECLARAÇÃO DO EXPEDIDOR DE MATERIAIS RADIOATIVOS (ONU - CLASSE 7)							Número ONU		
2. Remessa dentro das limitações prescritas para <input type="checkbox"/> Veículo de passageiro e carga <input type="checkbox"/> Veículo apenas de carga									
NATUREZA E QUANTIDADE DO CONTEÚDO							3. Número de embalados <input type="text"/>		
4. Radionuclídeo	5. Forma	6. Atividade	7. Categoria	8. Índice de transporte	9. Tipo				
Nome ou símbolo do principal conteúdo radioativo <input type="text"/>	<input type="checkbox"/> BAE - I <input type="checkbox"/> BAE - II <input type="checkbox"/> BAE - III <input type="checkbox"/> OCS - I <input type="checkbox"/> OCS - II <input type="checkbox"/> Outras formas (Especificar)	Forma química e estado físico <input type="text"/> (Em bequerel)	I - Branco II - Amarelo III - Amarelo sob uso exclusivo	<input type="checkbox"/> Apenas para categorias de rótulo amarelo	<input type="checkbox"/> Excepcional EI - I EI - II EI - III Tipo A Tipo B(U) Tipo B(M)				
10. Material Fissíl <input type="checkbox"/> Material não Fissíl <input type="checkbox"/>									
Informações especiais de manuseio:									
11. Certificados adicionais obtidos pelo expedidor <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> Certificado para mat. radioativo sob forma especial <input type="checkbox"/> Certificados de aprovação de projeto de embalado <input type="checkbox"/> Certificado de aprovação normal de transporte <input type="checkbox"/> Certificado de aprovação especial de transporte 							Marca de identificação da autoridade competente (País/número/código)		
12. "Atesto que os intens e materiais contidos nesta expedição estão precisa e completamente descritos acima pelos respectivos nomes para transporte, bem como devidamente classificados, acondicionados, marcados e rotulados, encontra-se, sob todos aspectos, em condições apropriadas para transporte por (*) de acordo com os regulamentos e normas governamentais e internacionais aplicáveis."									
13. Nome e endereço completo do expedidor				14. Nome e título da pessoa que assina a declaração					
<input type="text"/>				<input type="text"/>					
Data:				Assinatura					
15. Destinatário				Endereço:					
Aviso: A inobservância dos preceitos contidos no decreto Nº 88.821, de 6 de outubro de 1983, e na resolução CNEN-05/81 sujeita o infrator a penalidades legais. Esta declaração só terá validade se assinada pelo expedidor da carga no país.									

6.5 Equipamentos Aceleradores Lineares

Os aceleradores de partículas , em geral , são equipamentos dotados de sistemas especiais que aceleram partículas carregadas, como por exemplo elétrons a grandes velocidades, que se chocam contra um alvo com pequeno ponto focal, liberando altas energias de radiação eletromagnética (Raios X) até 4 MeV para os aparelhos industriais, capazes de atravessar com facilidade 100 mm até 300 mm de aço.

É nesta faixa de espessura que estes equipamentos possuem sua maior eficiência, devido a alta qualidade da imagem radiográfica produzida quando comparado ao sistema de Cobalto-60. Possuem um ponto focal menor que 2 mm.



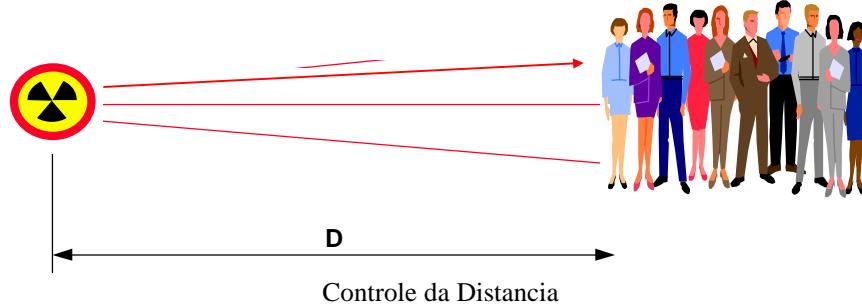
Fotos de um acelerador linear usado para radiografia industrial de peças com espessura de 20 a 300 mm de aço.

Estes equipamentos não são portáteis e necessitam de instalação adequada, tanto do ponto de vista de movimentação do aparelho como das espessuras das paredes de concreto requeridas, que podem alcançar cerca de 1 metro. Sistemas de cameras internas de segurança e monitores de área, completam a proteção radiológica.

7. Controle das Radiações Ionizantes

7.1 Distância

A proteção contra as radiações ionizantes , usando-se a distância como fator de redução da exposição é o meio mais prático , baixo custo e mais rápido numa situação normal ou de emergência.



7.1.1 Lei do Inverso do Quadrado da Distância:

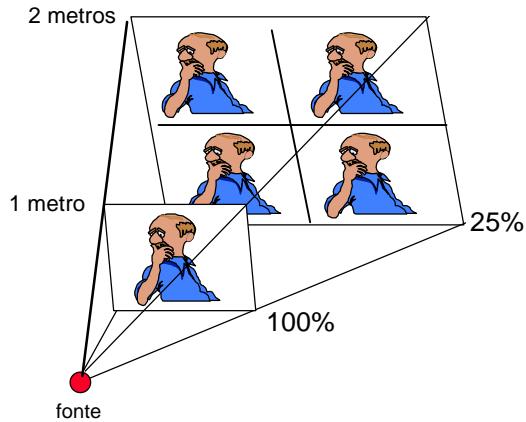
A intensidade de radiação emitida pela fonte de Raios-X ou Gama , diminui à medida que nos afastamos da mesma, e consequentemente a exposição radiológica e a dose de radiação diminui na mesma proporção. Esse fenômeno é explicado pela **Lei do Inverso do Quadrado da Distância** , assim , pequenos afastamentos de uma fonte de radiação , pode causar grande redução na intensidade da radiação.

Sabemos , que a radiação se espalha após ser emitida pela fonte, portanto o mesmo número de raios gerados diverge, ocupando áreas cada vez maiores. Desse modo, uma pessoa próxima da fonte de radiação, recebe uma quantidade maior de raios, porque recebe um feixe de radiação mais concentrado.

Algebraicamente, a Lei do Inverso do Quadrado da Distância , pode ser escrita como segue:

$$\frac{I(1)}{I(2)} = \frac{[D(2)]^2}{[D(1)]^2} \quad (13)$$

onde: $I(1)$ = intensidade da radiação a uma distância $D(1)$
 $I(2)$ = intensidade da radiação a uma distância $D(2)$



A Lei do Inverso do Quadrado da Distância, deve ser sempre utilizada como forma de proteção, pois consiste num meio rápido, barato, seguro e de fácil aplicação, especialmente em áreas abertas, sem proteção física.

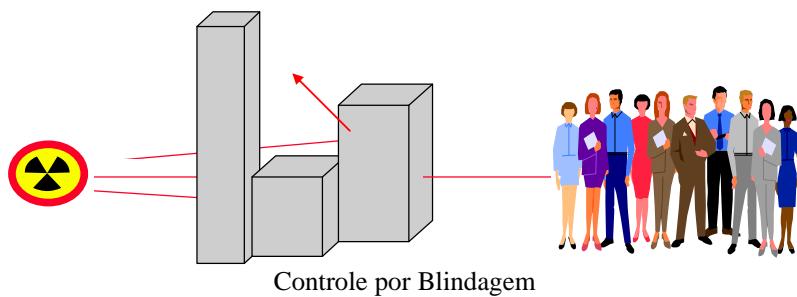
Podemos notar que se dobrarmos a distância , a intensidade de radiação será reduzida para $\frac{1}{4}$ de intensidade original. Portanto, a exposição radiológica é proporcional à intensidade da radiação, ou em outras palavras , podemos dizer que ao dobrar a distância em relação a fonte, da exposição será 4 vezes menor.

Por exemplo: Se a taxa de dose a 1 metro é 400 $\mu\text{Sv/h}$; a medida a 2 metros será 100 $\mu\text{Sv/h}$; a medida a 10 metros será 4 $\mu\text{Sv/h}$ e a 20 metros será de 1 $\mu\text{Sv/h}$.

A distância representa um poderoso método para proteção radiológica, quando da ocorrência de acidentes, pois é de simples entendimento , e fácil aplicação.

7.2 Blindagem

Outro modo de se proteger contra as radiações ionizantes, é o uso de **blindagem**. é um método mais complicado pois envolvem custos mais elevados , áreas para construção , aprovação do projeto pelo orgão competente , porém é um meio eficaz que permite o trabalho utilizando fontes com altas intensidades de radiação , com um máximo de segurança radiológica.



7.2.1 Cálculo de Blindagens:

Para Fontes Gama:

Vários são os métodos de cálculo para uma blindagem de proteção. Um dos métodos mais simples , que pode ser utilizado para solução de problemas de emergência , é o citado em 4.3 , usando o conceito de camada semi redutora.

Para se estimar a espessura "x" de uma parede , capaz de reduzir a intensidade de radiação de um valor inicial "Io" para um valor final "I" , que deve ser conhecido ou normalizado , pode ser utilizada a eq.14:

$$x = 1 / \mu \cdot \ln [Io/I + \ln B(\mu,x)] \quad (14)$$

onde: μ = coeficiente de atenuação linear

$B(\mu,x)$ = fator de "Build up", que depende da energia das radiações a serem blindadas e do material. Este fator pode ser obtido por gráfico específicos. Para o propósito deste trabalho não será detalhado os cálculos de barreira utilizando o fator de correção "B".

Exemplo de Aplicação:

Calcular a espessura necessária de concreto para proteger operários a um nível de 2,5 mR/h de uma fonte de Co-60 com 30 Ci de atividade, a uma distância de 30 m . (considerar o fator "B" =1)

Solução:

A 30 m de distância , a fonte radioativa de Co-60 com 30 Ci ,produzirá uma intensidade de radiação conforme a eq.(6) de:

$$Io = \frac{\Gamma \times A}{d^2} = \frac{1,35 \times 30}{(30)^2} = 0,045 \text{ R/h}$$

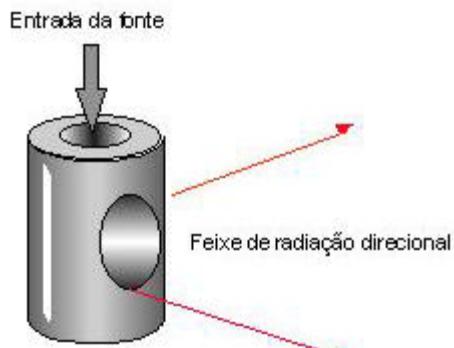
Dados:

$$Io = 45 \text{ mR/h}$$

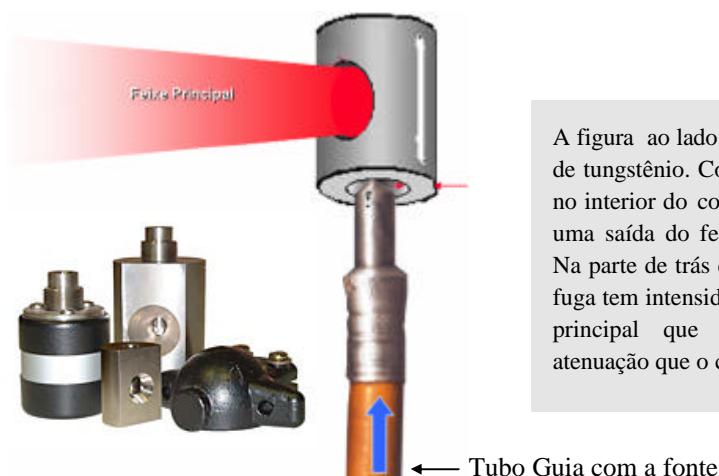
$$I = 2,5 \text{ mR/h} \text{ (conforme o enunciado do problema)}$$

$$\mu = 0,121 \text{ cm}^{-1} \text{ (da tabela 3)}$$

A primeira aproximação da barreira será: $x = [1 / 0,121] \cdot \ln [45 / 2,5] = 24,0 \text{ cm}$



Acessório para exposição com fontes radioativas denominado **colimador** pois dirige o feixe de radiação para o local pré determinado. É construído em tungstênio, capaz de atenuar a intensidade de radiação num fator de redução de 1/16, 1/50 a 1/120 dependendo do modelo. É indispensável quando o planejamento da exposição ocorre em áreas livres , ou zona urbana.



A figura ao lado mostra o uso do Colimador de tungstênio. Com o terminal do tubo guia no interior do colimador, que proporcionará uma saída do feixe de radiação principal . Na parte de trás do colimador a radiação de fuga tem intensidade bem menor que o feixe principal que dependerá do fator de atenuação que o colimador foi fabricado.

Exemplo de aplicação do uso de colimador:

Um serviço de gamagrafia a fonte radioativa foi exposta no local para monitoração da área. O técnico responsável mediou uma taxa de dose de $12 \mu\text{Sv/h}$. Se ele usar um colimador com fator de redução de 1/16, qual será a nova taxa de dose no local ?

Solução:

$$12 \mu\text{Sv/h} / 16 = \mathbf{0,75 \mu\text{Sv/h}}$$

Para Equipamentos Geradores de Radiação:

O cálculo para barreira de proteção contra Raios X , é bastante complexo , pois os parâmetros envolvidos são os mais variados , tais como:

- tipo do aparelho (direcional ou panorâmico) ;
- tensão aplicada no tubo ;
- corrente aplicada no tubo;
- fabricante do aparelho , ou projeto elétrico do aparelho ;
- filtros inerentes ao tubo e unidade geradora ;
- tipo do tubo de Raiox-X e ânodo ;
- feixe útil , radiação de fuga ou retroespalhada;
- distâncias

Assim sendo , o cálculo de espessura para paredes de proteção , deve ser avaliada com base em gráficos ou tabelas fornecidas pelo fabricante do equipamento , que deve informar as taxas de doses envolvidas em função da tensão e corrente aplicadas. Algumas literaturas trazem cálculos aproximados da espessura necessária da parede de proteção em função da voltagem máxima aplicada no aparelho e tipo de material absorvedor , no entanto tais cálculos não levam em consideração os fatores acima descritos.

A título de ilustração, apresentamos abaixo um quadro elaborado por um fabricante de equipamentos de Raios-X industrial * , que determina a espessura de material necessário para uma dose de radiação de 1mSv (100 mRem) por semana, considerando que o aparelho de Raios-X funcionará 40 horas por semana na máxima voltagem nominal .

Espessura de Proteção para Raios-X *

Tipo de Radiação	Feixe Primário + Secundário (Para aparelhos Raios-X direcional)					
	Dose / semana		1 mSv (100 mRem)			
Tipo do Aparelho kV / mA	a 2 metros		a 4 metros		a 8 metros	
	chumbo mm	concreto mm	chumbo mm	concreto mm	chumbo mm	concreto mm
150 / 10	3,7	305	3,1	260	2,5	220
150 / 10 (PC)	4,6	350	3,8	300	3,1	250
200 / 10 a 14	6	400	5	350	4	300
300 / 10 (PC)	19	500	15,6	440	12,2	380
320 / 14	21,2	520	17,7	460	14,2	400

Fonte: *Publicação Balteau - Informations Nr.13 , published by industrial X-ray division , Bélgica
PC = potencial constante , Concreto: densidade 2,35 g /cm³

Cálculo de espessura de parede para Raios-X também é objeto na publicação do NCRP* Report Nr.51 , que descreve os métodos de cálculo para gerador de Raios-X e Aceleradores com energias na faixa de 0,1 a 100 MeV , levando em consideração os fatores de **Ocupação “T”** da área de trabalho , que podem assumir valores de 1 ; 1/4 e 1/16 dependendo do grau de ocupação da área.

A tabela abaixo extraída da recomendação da NCRP 49 atribui alguns valores T para diversas áreas.

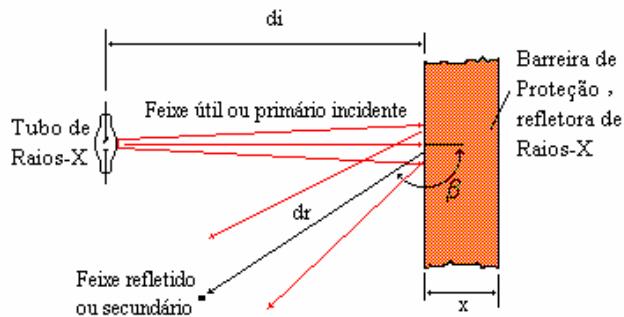
Fatores de Ocupação “T” – NCRP 49

Escritórios, lojas, alojamentos, áreas de recreação para crianças, locais ocupados nas construções adjacentes	1
Lavanderias	-
Salas de espera com recepcionista*	-
Salas de tratamento e exame de pacientes	-
Cozinhas	-
Cafeterias	-
Corredores	1/4
Salas de repouso de funcionários	1/4
Lavabos e banheiros	1/4
Áreas de vendas sem vendedores	-
Almoxarifados	-
Áreas externas com bancos ou cadeiras	-
Áreas externas de fluxo de pedestres ou veículos	1/16
Estacionamentos sem manobristas	1/4
Áreas de carga e descarga de veículos sem manobristas	-
Sótão	-
Salas de espera sem recepcionista	1/16
Escadarias	1/16
Elevadores sem ascensoristas	1/16
Portarias	1/16

* limitado somente à recepcionista

** limitado somente ao corpo de enfermagem, não ao paciente ou aos familiares

O fator de **Carga de Trabalho “W”** do aparelho que é o grau de utilização do aparelho dado na unidade Sv. m² / semana ou mA.min./semana. O fator de uso “U” é relacionado com o feixe de Raios X incidente da parede em estudo, que pode assumir U=1 quando o feixe primário incide na parede, U=1/4 para piso e teto , U=1/16 para paredes atrás do aparelho gerador de raios X.



A radiação refletida na parede de acordo com NCRP^{*} Nr.51, tem a mesma energia que o feixe de raios-X incidente nesta, para energias menores que 500 keV.

As paredes de proteção são calculadas através de gráficos específicos encontrados na referida publicação que leva em consideração: a distância do ponto a ser protegido à distância "d", a máxima dose aceitável "P", os fatores de carga "W", de uso "U" e de ocupação "T", expressa pela fórmula:

$$K_{ux} = \frac{P \cdot d^2}{WUT}$$

O valor de K_{ux} determina a espessura da parede para vários materiais mais comuns, por método gráfico.

O presente trabalho não tratará do desenvolvimento desses cálculos por sua complexidade, estando fora do escopo do mesmo, porém o leitor poderá consultar a literatura mencionada caso seja de sua necessidade.



Foto de uma instalação aberta para radiografia de tubos de aço com espessuras de 20 até 50 mm, usando de Raios X e Ir-192.

- NCRP - National Council on Radiation Protection and Measurements

A foto acima ilustra uma instalação de radiografia industrial, com proteção de paredes móveis construídas em concreto baritado, com espessura de 60 mm. A blindagem biológica permite a proteção adequada dos funcionários da fábrica, não ligados à atividade radiográfica, como caldeireiros, soldadores, etc..

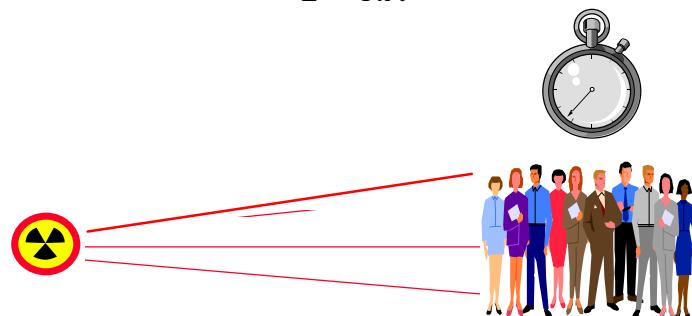


A foto ilustra outras medidas de radioproteção além das paredes de concreto, que são: a espessura de aço do tubo a ser radiografado assim como o posicionamento e direcionamento do feixe de radiação que sai do aparelho de gamagrafia , para o solo.

7.3 Tempo de Exposição:

O controle do tempo de exposição da fonte de radiação , é um fator associado à carga de trabalho do equipamento.Se condições de trabalho não permitem reduzir a taxa de exposição ambiental , a carga de trabalho consiste na ferramenta indispensável para compensar a dose recebida por trabalhadores. A exposição pode ser assim expressada como sendo o produto entre o tempo de exposição (t) e a intensidade de radiação no local (I) :

$$E = I \times t$$



Controle do Tempo de Exposição

Exemplo:

Um operador fica numa área de radiação de 0,2 mSv/h por 2 horas. Qual a dose de radiação que recebeu?

$$E = 0,2 \times 2 = 0,4 \text{ mSv}$$

7.4 Limites Primários Anuais de Doses Equivalentes

Os Limites Primários Anuais de Doses Equivalentes são valores normativos reguladas no Brasil pela Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN, que através da norma NN-3.01 estabelece tais limites para os indivíduos expostos às radiações ionizantes , e que são mostradas no quadro abaixo.

É importante salientar que as doses que estão estabelecidas no quadro, são aquelas derivadas da exposição provocadas por instalações radioativas onde é utilizado radioisótopos ou aparelhos de Raios-X, não devendo ser levado em conta outras exposições devidas à tratamentos, radiodiagnóstico, radiação ambiental, exames clínicos e outros.

Assim sendo, as doses limites recomendadas devem ser consideradas como sendo o acréscimo de dose que o indivíduo ou trabalhador está sujeito decorrente de seu trabalho diretamente ou indiretamente associado ao uso e manuseio das fontes de radiação ionizante para fins industriais.

	As doses efetivas especificadas na norma CNEN NN-3.01 [a] , para o corpo todo , são:
	Para IOE (indivíduos Ocupacionalmente Expostos)20 mSv por ano [b]
	Para membros do público 1 mSv por ano [c]

[a] Para fins de controle administrativo efetuado pela CNEN, o termo dose anual deve ser considerado como dose no ano calendário, isto é, no período decorrente de janeiro a dezembro de cada ano.

[b] Média ponderada em 5 anos consecutivos, desde que não exceda 50 mSv em qualquer ano.

[c] Em circunstâncias especiais, a CNEN poderá autorizar um valor de dose efetiva de até 5 mSv em um ano, desde que a dose efetiva média em um período de 5 anos consecutivos, não exceda a 1 mSv por ano.

O quadro acima estabelece os limites primários de dose de radiação recomendados para todas as pessoas IOE (profissionais, operadores , inspetores, técnicos, etc..), assim como indivíduos do público , sujeitos à irradiação de corpo inteiro.

Observe que os limites são acumulativos durante qualquer período de um ano, e portanto a medida da taxa de exposição ou taxa de dose instantânea , num curto intervalo de tempo , pode não refletir o valor anual real que o indivíduo estará sujeito.

Assim sendo, em termos práticos ,é possível dividir os valores limites anuais pelo tempo de trabalho profissional, segundo nossas leis trabalhistas, que representam em média **2000 horas** por ano.

Desta forma é possível estabelecer o que denominamos ***Limites Derivados do Trabalho***, que podem ser utilizados para efeito de planejamento , e controle de áreas.

Porém é importante, sabermos que ultrapassar tais limites não significa superdosagem , ou mesmo risco radiológico.

Tais limites (não obrigatórios), aplicáveis para indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE), poderão ser os que seguem:

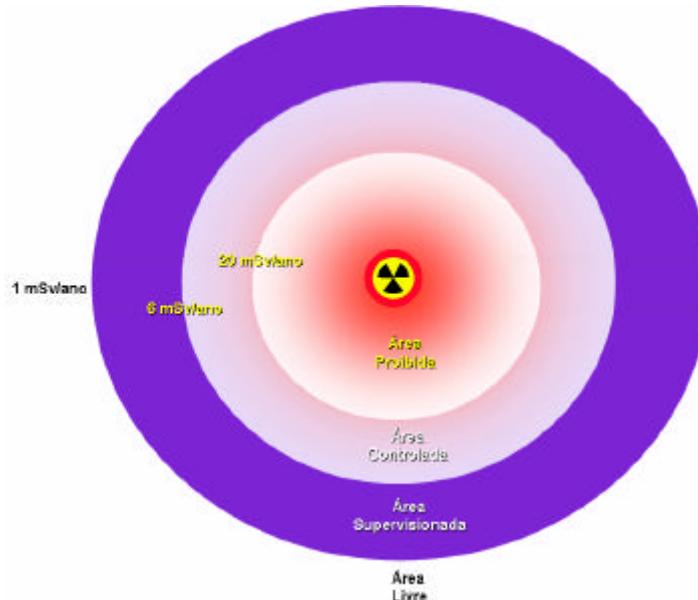
- 10 $\mu\text{Sv}/\text{h}$
- 0,08 mSv / dia ou 80 $\mu\text{Sv}/\text{dia}$
- 0,4 mSv / semana ou 400 $\mu\text{Sv}/\text{semana}$
- 1,6 mSv / mês

Exemplo de aplicação:

Um serviço envolvendo uma fonte de radiação deverá ser efetuado no prazo máximo de 6 meses. O nível de radiação no local de trabalho é de 32 $\mu\text{Sv}/\text{h}$, pergunta-se quantas horas por dia no máximo os trabalhadores poderão operar ?

Solução: Sendo 0,08 mSv ou 80 μSv a dose máxima por dia , de acordo com o limite derivado do trabalho então o tempo máximo de trabalho será:

$$t = \frac{80}{32} = 2,5 \text{ horas de trabalho por dia}$$



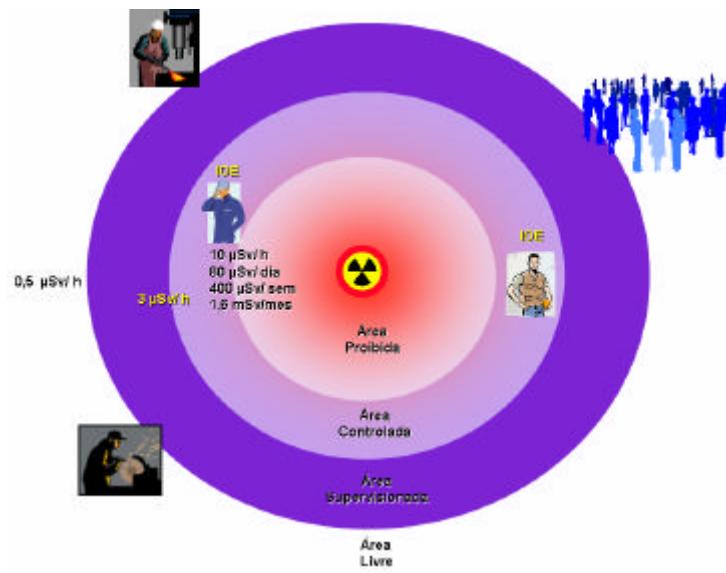
Classificação de Áreas conforme CNEN NN-3.01 Posição Regulatória PR-3.01/004

A norma NN-3.01 e sua posição regulatória **PR-3.01/004** estabelecem uma classificação diferente de locais de trabalho com finalidade de assegurar que os indivíduos expostos sob condições controladas , observem os limites a que estão sujeitos. Assim, classificamos como **Área Controlada** a condição de trabalho em que os indivíduos podem receber uma dose equivalente entre a dose limite para IOE (20 mSv/ano) e 3/10 desta mesma dose limite (6 mSv/ano), devendo estar sinalizada. Classificamos como **Área Supervisionada** a condição de trabalho em que a dose equivalente pode estar entre 3/10 da dose equivalente para os IOE (6 mSv/ano) e a dose para o público (1 mSv/ano), devendo estar sinalizada. Classificamos como **Área Livre** como aquelas áreas onde a dose máxima recebida é menor ou igual a 1 mSv/ano.

Para indivíduos que trabalham em áreas controladas, necessariamente devem receber tratamento especial do ponto de vista da radioproteção, como por exemplo: utilização de dosímetros de leitura indireta , treinamento supervisionado , qualificação , exames clínicos periódicos.

Os indivíduos que necessitam trabalhar em áreas supervisionadas ,e portanto a exposição radiológica não faz parte de sua atividade principal ,neste caso esses indivíduos requerem um treinamento específico para familiarizar com os procedimentos de radioproteção (placas de aviso , sinais de acesso, áreas proibidas, etc..) porém a limitação de dose para estes indivíduos são os mesmos que para o público (1 mSv/ano) .

Pessoas que trabalham ou permanecem em locais classificados como área livre, não requerem nenhuma regra especial de segurança, sob o ponto de vista da radioproteção.



Classificação de Áreas conforme CNEN NN-3.01 levando em conta uma carga de trabalho de 2000 horas por ano, para efeito de planejamento geral.

7.5 Plano de Radioproteção

Para se assegurar que as doses recebidas pelos indivíduos estejam dentro dos limites aceitáveis e que as classificações das áreas dentro da instalação radioativa sejam observadas, é necessário que seja feito um **planejamento** do ponto de vista da radioproteção. Este planejamento é elaborado pelo responsável da instalação radioativa e aprovado pela direção da instalação, e recebe o nome de **Plano de Radioproteção**, devendo conter todos os itens relativos à segurança radiológica. A título de orientação, segue abaixo o conteúdo mínimo de um Plano de Radioproteção para as várias áreas no setor industrial.

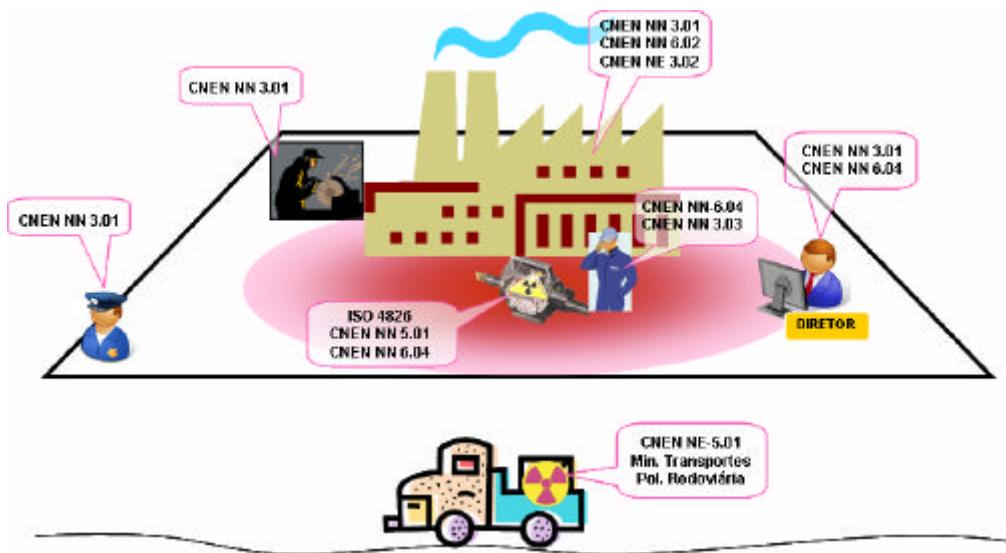
Esse roteiro é aplicável em técnicas analíticas, aplicações como espectroscopia por Raios X, difratômetros, fluorescência por Raios X e outros equipamentos assemelhados e para medidores nucleares.

- Dados cadastrais: nome da organização, nome do titular, endereço, nome dos SPR's, CNPJ
- Descrição da Instalação: principal atividade no uso de fontes de radiação ionizante
- Descrição do Setor de Radioproteção: relação do pessoal, descrição detalhada dos medidores e monitores de radiação, inventário de fontes e equipamentos emissores de radiação
- Controle e Segurança: descrever os sistemas de segurança com fotos, sinalização
- Programa de Controle dos instrumentos de medição: plano de calibração e testes dos instrumentos de medição da radiação
- Programa de monitoração de área, levantamento radiométrico, periodicidade, registros
- Classificação das áreas
- Programa de treinamento
- Instruções de radioproteção
- Dosimetria pessoal – laboratório contratado
- Exames médicos
- Armazenamento dos equipamentos : local e controles efetuados
- Programa de transporte de fontes
- Programa de emergência: auditorias, investigação de acidentes
- Planta da instalação
- Termo de responsabilidade do Diretor da Instalação

Algumas vezes o planejamento da radioproteção deve ser feito de modo a atender a uma situação específica transitória, como por exemplo trabalhos com fontes radioativas em obras de campo ou em zonas urbanas. Neste caso o conteúdo do Plano deve ser aquele determinado pela autoridade regulatória competente.

Para serviços de radiografia e gamagrafia, título de orientação, segue abaixo o conteúdo mínimo de um Plano de Radioproteção conforme orientação da CNEN (http://www.cnen.gov.br/seguranca/requerimentos/Plano_radiografia.pdf)

- Dados cadastrais: nome da organização, nome do titular, endereço, nome dos SPR's , CNPJ
- Descrição da Instalação: principal atividade no uso de fontes de radiação ionizante
- Descrição do Setor de Radioproteção: relação do pessoal, descrição detalhada dos medidores e monitores de radiação, inventário de fontes e equipamentos emissores de radiação
- Relação dos IOE's
- Descrição dos medidores de radiação
- Descrição dos irradiadores de gamagrafia
- Descrição e composição do kit de emergência
- Inventário de fontes e equipamentos geradores de Raios X
- Controle e Segurança: descrever os sistemas de segurança com fotos, sinalização
- Programa de Controle dos equipamentos do setor de radioproteção: plano de calibração e testes dos instrumentos de medição da radiação, teste de fuga nos irradiadores
- Programa de monitoração de área, levantamento radiométrico, periodicidade, registros, monitoração dos irradiadores, no transporte
- Função, Descrição e Classificação das áreas
- Programa de treinamento e Reciclagem dos IOE's
- Instruções fornecidas aos IOE's
- Programa de monitoração individual
- Exames médicos dos IOE's
- Local de Armazenamento de fontes radioativas
- Programa de transporte de material radioativo
- Programa de emergência: auditorias, investigação de acidentes
- Programa de registros da Instalação
- Planta da instalação com localização das fontes



Quadro Explicativo das Aplicações das Normas CNEN em Função das Atividades de uma Empresa

7.6 Roteiro para Rotina de Radioproteção em Gamagrafia

P O roteiro abaixo é um guia sequencial sugerido para antes do início dos serviços de gamagrafia.

Fase sequencial de verificação antes o serviço	Meios de verificação
1.Verificação da condição geral de operação do equipamento	Relatório de vistoria atualizado do irradiador e acessórios emitido pelo IPEN .
2.Assegurar-se de que a fonte radioativa está no irradiador correto	Relatório de vistoria atualizado do irradiador e acessórios, verificando se o número da fonte corresponde à identificação do irradiador
3.Assegurar-se de que o medidor de radiação disponível está operando corretamente	Fazer o teste de bateria e de aferição, usando uma fonte de baixa atividade de Cs-137 ou Co-60 específica para isso. O certificado de calibração também deve estar atualizado. Registrar essa atividade.

Fase sequencial de verificação antes do serviço	Meios de verificação
4. Assegurar-se de que não há vazamentos de radiação ou falha na blindagem do irradiador	Uso do medidor portátil de radiação, monitorando se os níveis de radiação ao redor do irradiador são aceitáveis. Registrar essa atividade
5. Assegurar-se de que o tubo guia está em perfeita condição de operação	Fazer inspeção visual no tubo guia. Defeitos como: cortes, emendas temporárias, ruptura do espiral de aço interno, amassamentos e outros, não são aceitáveis
6. Assegurar-se de que as conexões do cabo de comando e do porta fonte estão em condições de segurança	Realizar os testes com o “gabarito de teste”, também conhecido como No-Go Gage. Registrar essa atividade
7. Assegurar-se de que o cabo de comando está operando corretamente.	Fazer teste de funcionamento do comando. A operação deve ser macia sem esforços. Caso contrário necessita de reparos ou limpeza
8. Assegurar-se de que os engates rápidos estão funcionando bem	Fazer teste de funcionamento dos engates rápidos. Eles não podem soltar-se facilmente
9. Assegurar-se de que o sistema de travamento do irradiador e a chave/fechadura, estão funcionando bem	Fazer teste de funcionamento do travamento. A operação deve ser macia sem esforços. Caso contrário necessita de reparos ou limpeza
10. Assegurar-se de que placas de sinalização e cordas para isolamente da área, estão disponíveis	Fazer verificação visual desses acessórios, devem estar em bom estado

Dependendo da empresa onde os serviços serão executados, outros documentos, verificações e acessórios, poderão ser necessários.

8. Efeitos Biológicos das Radiações Ionizantes

Introdução

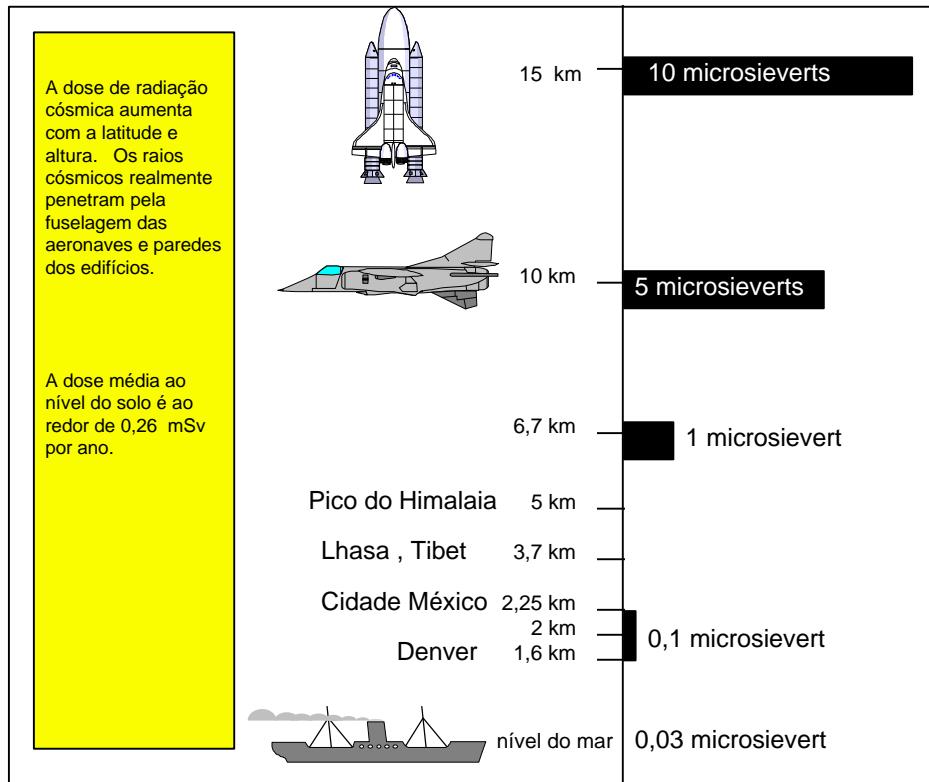
Todos nós estamos sujeitos à exposição às radiações , e para a maioria das pessoas a própria natureza é uma das principais fonte de radiação (ver o quadro abaixo). A *radiação cósmica* atinge a atmosfera da Terra , proveniente do Sol e fontes de energia de nossa galáxia. Aquelas emitidas pelo Sol são mais intensas durante as explosões solares , mas outras apesar de menos intensas ,são bastante constantes em número. A Terra tem como blindagem natural a sua atmosfera , que retém parte da radiação , e a distribuição da dose de radiação recebida pelas pessoas aumenta com a latitude e altitude. A média global de dose de radiação devido à radiação cósmica ao nível do mar é da ordem de **0,26 mSv/ano**

Da mesma forma , a *Crosta da Terra* é feita de alguns materiais que são naturalmente radioativos, o urânio e tório,por exemplo, está contido nas rochas, no solo , muitas vezes em baixa concentração. Tais materiais são matéria prima para construção de casas, edifícios , e assim as radiações gama emitidas por esses elementos são fontes de exposição para nosso corpo, dentro de casa como fora dela. A dose de radiação varia de acordo com as áreas de extração das rochas e solo, porém representam em média anual uma dose de **0,07 mSv/ano** Assim podemos citar outras fontes de radiação natural que o ser humano está sujeito desde que nasceu e que convive por toda sua existência , como o *radon* , gas radioativo dispersado na atmosfera, responsável por uma dose média anual de **0,20 mSv/ano** ; materiais radioativos presentes nos alimentos e na água ,como *Potássio-40* , responsável por uma dose anual de **0,40 mSv/ano** , radiação devido à precipitação de elementos na atmosfera (fall-out radioativo) responsável por uma dose anual de **0,01 mSv/ano** ; indústria nuclear que libera pequenas quantidades de uma larga variedade de materiais radioativos sob a forma de líquidos e gases,responsáveis por uma dose anual de **0,008 mSv/ano** ; acidentes que liberam materiais radioativos para a atmosfera , tal como *Chernobyl* * na Ucrânia responsável por uma dose anual de **15 mSv**. Sendo assim a média anual de dose devido a todos essas fontes de radiação ao qual estamos sujeitos é aproximadamente **3,60 mSv.**

* Chernobyl se localiza no limite norte da Ucrânia , em uma região denominada Polinésia,a 130 km da cidade de Kiev mais importante da região .Na madrugada de 26 de Abril de 1986 , num sábado, teve início uma das maiores catástrofes nucleares conhecidas na história. Morreram , segundo as fontes oficiais, 31 pessoas em consequência direta das radiações emitidas após a explosão do reator nuclear da unidade 4 , que operava com 180 ton. de óxido de urânio , por falha do sistema de refrigeração causada por erro humano. O total de vítimas afetadas foram de 203 funcionários da usina nuclear, porém milhares de pessoas que residiam nas imediações da usina , também foram contaminadas , tendo perdido suas casas em razão do isolamento completo de toda a área .

Fonte: Revista Brasileira de Radiologia , volume 20 , número 4 - 1987

Distribuição da Dose Anual de radiação Cósmica em Função da Altitude



Fonte: IAEA

Os efeitos das radiações sobre o ser humano são classificados em dois grupos: Efeitos **estocásticos** que são aqueles que podem ocorrer com qualquer nível de dose sem nenhum limiar, como por exemplo efeitos hereditários , e seu grau de severidade é dependente da dose de exposição ; e os efeitos **não-estocásticos** que são aqueles que ocorrem a partir de um limiar de dose , com por exemplo catarata, danos celulares e outros.

Em poucas palavras, é reconhecido que exposições do ser humano a altos níveis de radiação pode causar dano ao tecido exposto , e os efeitos podem ser clinicamente diagnosticado no indivíduo exposto , que são chamados de efeitos determinísticos em razão de que uma vez a dose de radiação acima do limiar relevante tenha sido recebida, os efeitos ocorrerão e o nível de severidade dependerá da dose.

E QUANDO AS REGRAS DE SEGURANÇA NÃO SÃO OBSERVADAS ?



Assim como qualquer atividade profissional, o uso das radiações ionizantes exigem regras básicas de segurança. Quando um acidente ocorre numa atividade qualquer , o impacto social e ambiental podem ser contornados e comprometem uma pequena parte da população e do meio. Mas quando um acidente nuclear ocorre devido a negligência quanto às regras de segurança, consequências catástóficas para toda a sociedade e meio ambiente , poderão ter impactos importantes , capaz de comprometer nossas vidas assim como as gerações futuras.

8.1 - Efeitos das radiações sobre as células:

As radiações interagem com as células produzindo ionização e excitação dos átomos que constituem as ,mesmas. As moléculas podem receber diretamente a energia das radiações (efeito direto) ou por transferência de outra molécula (efeito indireto).

Como sabemos, as células possuem 80% de água , assim a radiólise (decomposição da molécula de água por ação da radiação) produz água oxigenada (elemento tóxico para as células), e radicais livres de oxigênio que podem formar outras substâncias nocivas às células.

Como efeitos diretos sobre as células temos:

- ação sobre a membrana celular: a radiação pode provocar mudanças na estrutura química da membrana celular provocando alteração na sua capacidade de permeabilidade seletiva
- ação sobre o DNA: é o DNA que reponde pela descendência dos indivíduos , e assim a interação da radiação pode provocar alterações na divisão celular e mutações genéticas

8.2 - Efeitos somáticos (não estocásticos)

Para a irradiação de partes do corpo , com doses de radiação localizadas ,os efeitos também tendem a ser localizados, ao contrário da irradiação do corpo todo onde os efeitos comprometem todo o organismo.

Irradiação de Partes do Corpo:

8.2.1 - Pele:

Após irradiação intensa há destruição das células, resultando numa eritematose e inflamatória uma ulceração superficial (radiodermite) , com limiar de dose acima de 3 Gy. A cicatrização se efetua pela multiplicação celular nas regiões vizinhas não irradiadas. Uma irradiação que tenha lesado também a derma, produz uma radiodermite profunda , com dificuldades de cicatrização , com doses acima de 15 Gy e necrose (morte celular) com doses acima de 20 Gy.

8.2.2 - Tecidos Hematopoiéticos (medula óssea):

Os tecidos hematopoiéticos são tecidos responsáveis por pela produção de glóbulos brancos e vermelhos do sangue, sob a ação da radiação sofrem uma diminuição da produção desses elementos, ou , dependendo da dose , uma total incapacidade de produção , ficando o indivíduo exposto ao risco de infecções, sem defesa às doenças. O limiar da síndrome nesses tecidos é estimado em 1 Gy , aparecendo sintomas de febre, leucopenia em 2 a 3 semanas

8.2.3 - Sistema Vascular:

As irradiações produzem lesões nos vasos sanguíneos , surgindo hemorragias.

8.2.4 - Sistema gastrointestinal (intestinos):

Reações inflamatórias , descamação do epitélio , resultando ulcerações no sistema. O limiar da síndrome no sistema gastro-intestinal é aproximadamente 3 Gy , com período de latência de 3 a 5 dias , ocasionando sintomas como vômitos, diarréia , desidratação , anorexia.

8.2.5 - Sistema Reprodutor:

No órgão reprodutor masculino , a irradiação pode provocar esterilidade temporária (doses da ordem de 3 Gy) ou esterilidade permanente (doses da ordem de 6 Gy) . No sistema reprodutor da mulher , os ovários são mais sensíveis às radiações , e podem provocar esterilidade com doses da ordem de 1,7 Gy que aparece aos 90 dias , podendo perdurar de 1 a 3 anos e doses acima de 3 Gy , esterilidade permanente.

Irradiação de Corpo Inteiro:

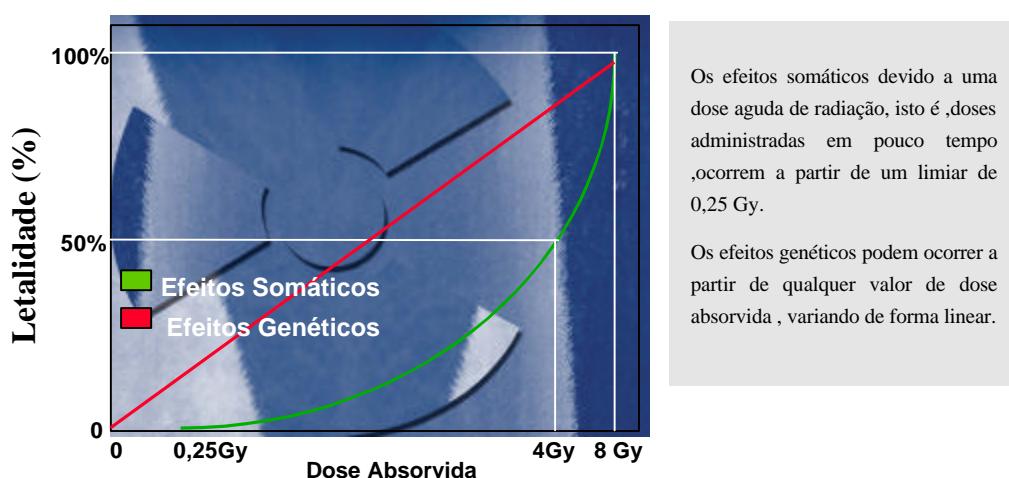
De um modo geral , a irradiação no corpo todo de forma aguda ,com doses acima de 0,25 Gy, podem provocar: Anorexia, náusea , vômito , prostração , diarréia , conjuntivite , eritema , choque , desorientação , coma e morte. Tais sintomas são denominados como Síndrome Aguda da Radiação (SAR) .

A exposição externa de corpo todo, de forma aguda , S.A.R ,consiste nos seguintes:

- Fase inicial: É a fase onde os efeitos físicos provocados pela exposição , se processa.
- Paríodo latente: É a fase em que as reações químicas, provocada pela exposição é processada.
- Fase Crítica: É a fase onde o indivíduo apresenta a sintomatologia dos efeitos da exposição.

Efeitos a longo prazo podem ser observados quando indivíduos são expostos a doses baixas por um longo período de exposição , manifestando-se anos mais tarde. É necessário enfatizar que nenhuma enfermidade é associada ou caracterizada como "**doença da radiação**" , o que se verifica é um aumento da probabilidade do aparecimento de doenças já conhecidas e existentes.

Para o propósito de proteção radiológica , o ICRP considera que o fator de mortalidade por câncer induzido por radiação é por volta de $10^{-2}/\text{Sv}$, tomada como uma média para ambos os sexos e todas as idades.



Nível de Exposição onde os Efeitos na Saúde em Adultos podem ocorrer

Dose Absorvida (Gy)	Efeitos Somáticos
0,5	Alterações no sangue
1,0	Limiar para o aparecimentos de vômitos
1,5	Limiar de mortalidade
3,2 a 3,6	DL50 (com cuidados mínimos de suporte)
4,8 a 5,4	DL50 (com tratamento médico de suporte)
> 5,4	DL50 (com tratamento de transplante de medula)

Fonte: NCRP Report 98 "Guidance on Radiation Received in Space Activities", NCRP, Bethesda(MD) (1989).

Síndrome Aguda da Radiação no Corpo Inteiro

Nível de Dose	Dose Absorvida (Gy)	Efeitos Somáticos
síndrome subclínico	< 2,0	subclínico
síndrome dos órgãos hematopoiéticos	2,0 a 4,0	Hemorragia , infecção
síndrome gastrointestinal	6,0 a 10,0	Letargia, diarréia, desidração, náusea, vômitos, degeneração do epitélio do intestino, morte em 10 a 14 dias
síndrome do sistema nervoso central	> 10,0	Agitação, apatia, desorientação, falta de equilíbrio, vômitos, convulsões, prostação, morte de 1 a 2 dias.

Fonte: NCRP Report 98 "Guidance on Radiation Received in Space Activities", NCRP, Bethesda(MD) (1989).

A título de exemplo , descrevemos abaixo os resultados do acidente ocorrido em São Salvador, em 05/02/89 onde numa firma de esterilização de produtos médicos, um operador notou que a fonte de Co60 com 180.000 Ci estava fora da posição de trabalho. Resolvendo chamar dois outros funcionários de limpeza para ajudá-lo a colocar a fonte no lugar.

(Fonte: Circular CNEN)

Resultados:

- Vítimas: 03
- Paciente A - dose absorvida 8,19 Gy , com sintomas de náuseas, vômitos, eritema após 3 dias , tendo de amputar a perna direita , vindo a falecer em 197 dias após.
- Paciente B - dose absorvida 3,58 Gy , com dor nos pés após 9 dias , tendo de amputar a perna esquerda, teve alta com 202 dias após .
- Paciente C - dose absorvida 2,96 Gy , com sintomas de náusea e vômito em 2 dias , voltando ao trabalho após 199 dias.

Concluímos que os efeitos apresentados pelas vítimas , são compatíveis com o quadro apresentado acima.

Efeitos da Exposição Aguda à Radiação dos Ovários em Mulheres

Dose Absorvida (Gy)	Efeitos nos Ovários
0,6	nenhum efeito
1,5	algum efeito de suspensão da ovulação em mulheres acima de 40 anos.
2,5 a 5,0	Em mulheres de 15 a 40 anos podem sofrer suspensão permanente da ovulação em 60% dos casos. Mulheres com idade acima de 40 anos, podem sofrer suspensão permanente da ovulação em 100% dos casos.
5,0 a 8,0	Em mulheres de 15 a 40 anos podem sofrer suspensão permanente da ovulação em até 70% dos casos.
> 8,0	Suspensão permanente da ovulação em 100% dos casos.

Fonte: Health Effects Model for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis. Part 2, Scientific Basis for Health Effects Models. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Report NUREG CR-4214, Rev. 1. Part II. Washington, D.C. NRC: 1989.

Efeitos da Irradiação Fracionada dos Testículos sobre o Esperma

Dose Absorvida (Gy)	Efeitos nos Testículos
0,1 a 0,3	oligospermia (baixa contagem do esperma) temporária
0,3 a 0,5	100% de aspermia (esterilidade) temporária em 4 a 12 meses pós exposição. Recuperação total em 48 meses.
0,5 a 1,0	100% de aspermia (esterilidade) temporária em 3 a 17 meses pós exposição. Recuperação total em 8 a 38 meses.
1,0 a 2,0	100% de aspermia (esterilidade) temporária em 2 a 15 meses pós exposição. Recuperação em 11 a 20 meses.
2,0 a 3,0	100% de aspermia (esterilidade) temporária em 1 a 2 meses pós exposição. Nenhuma recuperação observada em até 40 meses.

Fonte: Health Effects Model for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis. Part 2, Scientific Basis for Health Effects Models. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Report NUREG CR-4214, Rev. 1. Part II. Washington, D.C. NRC: 1989.

Efeitos da Exposição Aguda à Radiação na Pele

Limiar efetivo	Efeitos em Pouco Tempo		Efeitos Tardios
	Iritema (Gy)	Descamação (Gy)	Necrose (Gy)
10%	4,0	14,0	20,0
50%	5,0	75,0	25,0
90%	7,5	26,0	35,0

Fonte: Health Effects Model for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis. Part 2, Scientific Basis for Health Effects Models. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Report NUREG CR-4214, Rev. 1. Part II. Washington, D.C. NRC: 1989.

Doses Absorvidas em função das causas mais frequentes dos Acidentes Industriais Envolvendo fontes de Ir-192

Causas primárias dos Acidentes	Nr. de Acidentes Relatados	Dose Registrada (Sv) nos trabalhadores	Dose por Acidente (Sv)
Controle da Autoridade Oficial inadequado	05	9,04	1,81
Falha do Procedimento Operacional	14	270,49	19,32
Treinamento Inadequado	04	50,00	12,50
Manutenção Inadequada	03	27,90	9,30
Erro humano	04	0,82	0,21
Falha ou defeito do equipamento	04	7,73	1,93
Falha do projeto	03	115,27	38,42
Roubo e Violação da segurança	05	12,22	2,44

Fonte : IAEA - 1988

8.3 - Efeitos Genéticos (estocásticos)

Os efeitos genéticos das radiações podem ocorrer com qualquer nível de dose , seja ela crônica ou aguda,pois não há um limiar para que iniciem as alterações genéticas , a exemplo como ocorre nos efeitos somáticos. Sabe-se que quanto maior a dose, maior a probabilidade de ocorrência de mutações genéticas. As mutações dos genes podem ocorrer naturalmente, porém, se estes forem recessivos, não haverá efeitos sobre a característica associada a este gene.



Procedimento de monitoração de área contaminada com materiais radioativos, nas formas gasosa, líquida e pó.



9. Situações de Emergência com Irradiadores para Gamagrafia Industrial

A seguir iremos descrever algumas situações de emergências com irradiadores gama e cabo de comando mais comuns de ocorrer durante as operações de inspeção de gamagrafia, assim como as sugestões para a solução dessas emergências. Não é intenção do autor em assumir qualquer responsabilidade dos procedimentos aqui descritos nas situações de emergências criadas, mas cabe ao Supervisor de Radioproteção da empresa em desenvolver seus próprios procedimentos e instruções de emergências para seu pessoal operacional.



Situação 1

Sintoma: A manivela gira muito livremente ou está presa. A fonte está exposta e não pode ser recolhida.

Causa: Falha na conexão do porta-fonte, ou problema no terminal da mangueira. O final do cabo de aço passou através da catraca do controlo remoto (1).

Providências

Solte os parafusos que prendem a manivela à unidade de controle remoto e o final do cabo será exposto. Puxe o cabo para fora aproximadamente 500 mm. Recoloque o cabo na catraca e engate girando. Reaperte os parafusos. Recolha a fonte normalmente. Se encontrar alguma resistência, não force a manivela.

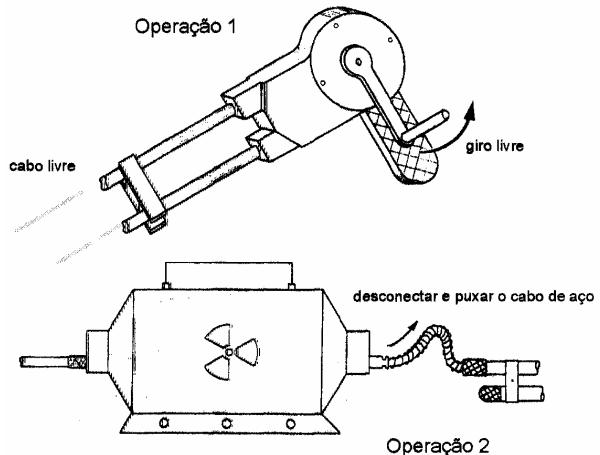
Gire para frente e para trás. O cabo, devido à abertura, pode esbarrar na saída.

Depois de recolher a fonte, inspecione o cabo flexível.

Se a fonte e o cabo foram ejetados para o chão, eles poderão estar sujos e o equipamento deverá ser limpo antes de ser novamente operado.

Podem ocorrer casos em que o final do cabo esteja muito longe da mangueira de comando para ser retirado, sendo então necessário desconectar a mangueira do irradiador retirar o cabo flexível da blindagem e puxá-lo (2).

Neste caso, verificar o nível de radiação por meio do detetor de radiação.



Esta operação pode ser feita rapidamente.,



Situação 2

Sintoma: Fonte exposta. Girando-se a manivela, o cabo movimenta mas não se nota alteração no nível de radiação detectado (1)

Causa: Conector danificado ou sujo ou ainda falta de conexão do cabo e comendo com a fonte

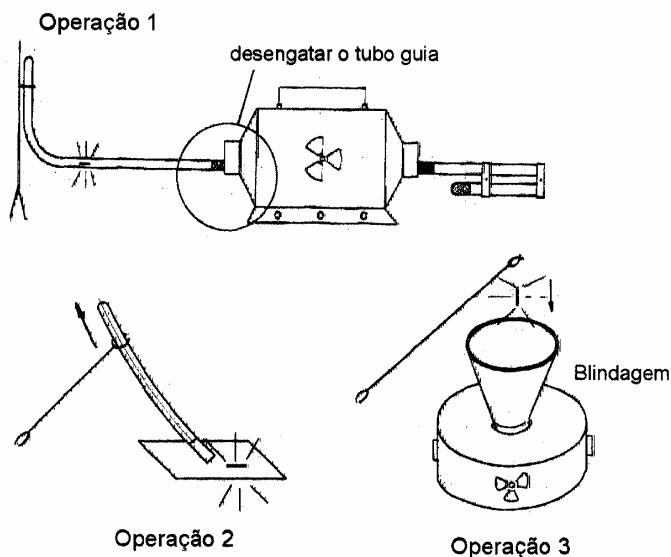
Providências:

Girando a manivela, expor o cabo e fazer a conexão por várias tentativas. Se isto falhar, desenroscar a mangueira e deixar o porta-fonte cair no chão, para que possa ser levantado e colocado no irradiador ou blindagem , como segue:

Movimentar a mangueira para trás de alguma blindagem ou, se não for possível, colocar uma blindagem entre a fonte e o operador, para que possa desenroscar a mangueira em condições seguras.

Depois que a mangueira for desenroscada levantá-la com uma pinça e a fonte cairá no chão (2). Um pedaço de papel no chão manterá o porta fonte limpo. Pegar o porta-fonte com uma pinça ou garra e depositá-lo no irradiador ou blindagem.

Depois, com o tampão, empurrar o porta fonte através do irradiador. Os níveis de radiação deverão voltar ao normal.



Situação 3

Sintoma: Girar a manivela do comando é difícil ou impossível

Causa: Acidente ou manuseio brusco.

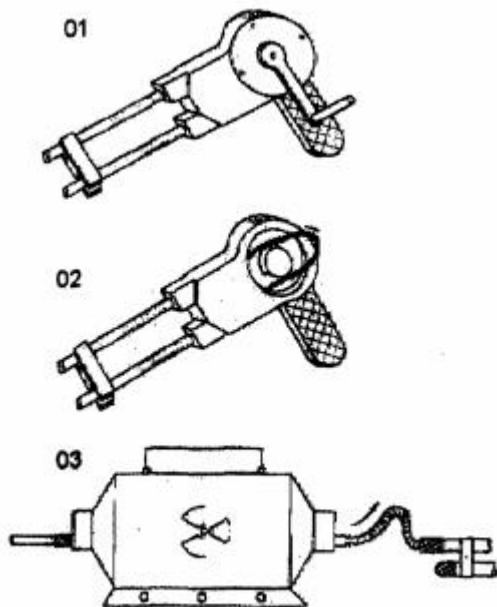
Providências:

Se girar a manivela é impossível e a fonte está exposta, remover a catraca da manivela e puxar o cabo para recolhimento da fonte manualmente. Um pano servirá de auxílio, quando segurar o cabo.

Não torcer o cabo, nem usar alicate para puxá-lo.

Se for impossível recolher a fonte por este método, desconectar o engate do irradiador e puxar o cabo manualmente (3).

Andar para trás, conforme for puxando o cabo, para manter a máxima distância da fonte.



Se for necessário trabalhar perto do irradiador, deve ser observado as recomendações para minimizar a exposição radiológica. Depois da fonte recolhida o tampão de proteção, deve ser recolocado.



Situação 4

Sintoma: A fonte está aparentemente recolhida mas no entanto existe radiação na área.

Causa: A fonte, ao retomar ao irradiador, sofre o impacto do "tarugo" que faz o travamento da mesma na fechadura. Após diversas exposições, o engate da fonte se quebra, não sendo percebido pelo operador. Quando o mesmo vai expor novamente, a fonte é "empurrada" pelo cabo de aço flexível do controle. No retorno, somente o cabo de aço do controle retoma, deixando a fonte no tubo guia.

A constatação pode ser através da leitura do monitor ou medidor de radiação que deverá indicar ou não o recolhimento da fonte em caso de dúvida, uma verificação dupla pode ser feita, desengatando-se o cabo de controle e observando-se visualmente a ausência da fonte,

Providência:

O operador se afasta do local, comunicando o fato imediatamente ao RIA ou ao SPR. A área continuará isolada e inacessível até que a situação volte à normalidade. Planejamento e recolhimento da fonte:

Com os dados levantados pelo operador, e com o auxílio do Supervisor de Radioproteção, o recolhimento deve ser planejado obedecendo aos seguintes critérios:

- localização de fonte

Para este propósito, pode-se encontrar duas situações:

- a) a fonte está no tubo guia, que está engatado no irradiador;
- b) a fonte caiu do tubo guia, porque o operador desengatou este,

Para a primeira situação, a fonte está localizada. Para a segunda avalia-se onde ocorreu a queda da fonte com o auxílio do detector de radiação,

Caso sua localização não seja precisa, ela será feita pelo método da triangulação, que consiste em descobrir o centro de um triângulo desenhado *em* um papel com o croqui do local. Os vértices do triângulo serão pontos onde uma certa taxa de exposição foi medida. A escolha da taxa de exposição deverá ser de tal maneira que possa se ter a máxima distância possível para uma boa localização da fonte.

- recolhimento

Se a fonte está no tubo guia, deverá o mesmo ser suspenso, bem acima do nível do irradiador, com o auxílio de uma barra com comprimento mínimo de 2 metros, procurando proteção atrás de blindagens, para que a fonte deslize em direção do irradiador, com o auxílio de uma garra com comprimento mínimo de 2 m, procurando proteção atrás de blindagens para que a fonte deslize em direção ao irradiador

Retirar o terminal do tubo guia, introduzindo neste último o cabo de aço flexível do controle (se disponível) ou um arame comprido até que o mesmo empurre a fonte para dentro do irradiador. Todas as operações devem ser monitoradas com um detector de radiação.

Se a fonte caiu fora do tubo guia, ela deverá ser recolhida dentro de uma blindagem de emergência ou no próprio irradiador, com o auxílio de uma garra especial.

Se a garra tem 2 metros, então a operação deverá ser executada com blindagens adicionais, protegendo a pessoa que utiliza a garra.

Após o recolhimento da fonte na blindagem ou irradiador:

- fazer o levantamento radiométrico da blindagem ou irradiados;
- liberar a área;
- avaliar as doses recebidas pelas pessoas envolvidas na ocorrência;
- enviar o equipamento com a fonte para manutenção
- fazer um relatório detalhando os fatos.



Situação 5

Sintoma: A fonte exposta não pode ser movimentada ou somente pode ser removida para frente da parte danificada e não através dela, não podendo ser recolhida normalmente.

Causa: Algum objeto pesado pode ter caído sobre o tubo guia, deformando-o.

Providência:

Movimentar a fonte com o controle para urna posição afastada da parte danificada. Colocar uma blindagem entre a fonte e o operador para que se possa trabalhar seguramente no local onde a mangueira está danificada, martelando a mangueira conforme figura, posição (2).

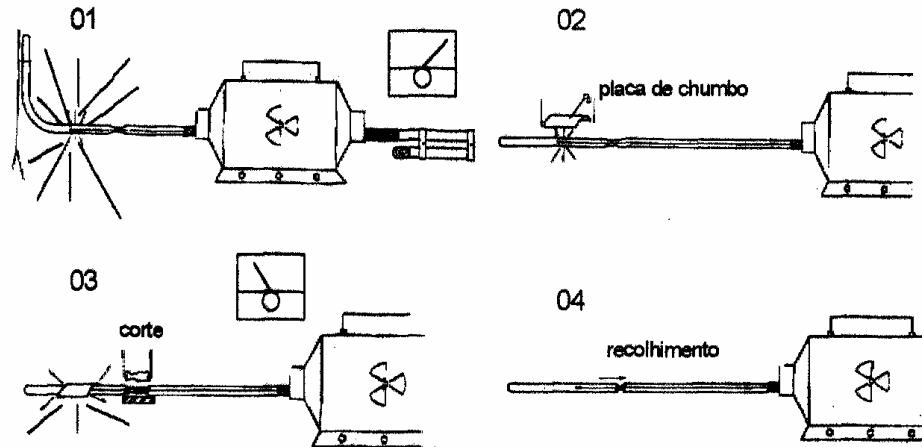
No caso de insucesso, a parte danificada deverá ser cortada. Cortar o plástico que envolve a mangueira na parte danificado (3)

Manter o cabo em urna tábua de modo que um lado da parte danificada possa ser preso.

Com dois pares de alicates, o cabo móvel do tubo será movimentado.

Tomar cuidado para não danificá-lo. Depois, alinhar e unir as extremidades da mangueira.

Elas não precisam estar engatadas. A fonte pode agora ser recolhida (4),



Situação 6

Sintoma: Quebra do engate rápido da mangueira do comando.

Causa: Manivela forçada ou manuseio brusco.

Providência:

Remover a mangueira. Tentar adaptar um engate, colocando uma nova mangueira.

Se o material de conserto ou reposição não estiver disponível, colocar blindagens que impeçam o cabo de sair do irradiador,



10. Exercícios Propostos

1. Entre as propriedades das radiações eletromagnéticas , podemos citar:
 - a) podem ser desviadas por um campo magnético
 - b) provocam efeitos sobre as células
 - c) podem ser facilmente bloqueadas pelos materiais
 - d) podem ser focalizadas através de lentes
2. Qual das afirmações abaixo é verdadeira ?
 - a) isótopos são elementos que possuem o mesmo número de prótons e diferente número de massa
 - b) isótopos são elementos que possuem o mesmo número de massa mas diferente número de prótons
 - c) radioisótopos são elementos que possuem em sua estrutura química átomos de rádio
 - d) os isótopos são sempre estáveis
3. A produção artificial de isótopos podem ser feitas através:
 - a) do bombardeio dos átomos de um elemento, com partículas alfa
 - b) do bombardeio dos átomos de um elemento com neutrons
 - c) do bombardeio dos átomos de um elemento com prótons
 - d) todas as alternativas são corretas.
4. A atividade de uma fonte radioativa representa:
 - a) o número de fótons por segundo que a fonte emite
 - b) o número de desintegrações radioativas que a fonte realiza na unidade de tempo
 - c) a energia com que as radiações são emitidas
 - d) as alternativas (a) e (b) são corretas
5. Uma fonte radioativa em que transcorreram duas meias vidas , então:
 - a) a atividade da fonte ficou reduzida à metade
 - b) a atividade da fonte ficou reduzida a $\frac{1}{4}$
 - c) a atividade da fonte ficou reduzida a $\frac{1}{3}$
 - d) a atividade da fonte ficou a $\frac{1}{8}$
6. A unidade de medida de atividade é o:
 - a) Bq
 - b) Mev
 - c) Ci
 - d) as alternativas (a) e (c) são corretas

7. Com relação a unidade de medida de atividade de uma fonte radioativa, podemos dizer:
 - a) $37 \text{ GBq} = 1 \text{ Ci}$
 - b) $1 \text{ Ci} = 3,7 \times 10^{10} \text{ d.p.s}$
 - c) $1 \text{ Bq} = 1 \text{ d.p.s}$
 - d) todas as alternativas são corretas
8. A energia das radiações emitidas por uma fonte radioativa é normalmente medida em:
 - a) Joules
 - b) kV
 - c) Roentgen
 - d) Mev
9. A dose absorvida de um orgão ou tecido exposto a $2,58 \times 10^{-2} \text{ C/kg}$ de Raios-X , será de aproximadamente:
 - a) 0,01 Gy
 - b) 1 Gy
 - c) 1 Sv
 - d) 100 R
10. A dose equivalente de uma pessoa exposta a $2,58 \times 10^{-2} \text{ C/kg}$ de Raios X será de aproximadamente de:
 - a) 0,01 Gy
 - b) 1 Gy
 - c) 1 Sv
 - d) 100 R
11. Quando aumentamos a tensão no tubo de Raios-X , a radiação emitida :
 - a) terá sua energia aumentada
 - b) terá seu comprimento de onda reduzido
 - c) terá sua freqüência aumentada
 - d) todas as alternativas são corretas
12. O metal caracterizado como "alvo" no tubo de Raios-X , é principalmente feito de :
 - a) zinco
 - b) chumbo
 - c) urânio metálico
 - d) tungstênio
13. A parte no tubo de Raios-X que emite as radiações denomina-se:
 - a) cátodo
 - b) janela
 - c) ânodo
 - d) filtro

14.O fenômeno que ocorre com os materiais radioativos , que no decorrer do tempo as radiações emitidas perde sua intensidade , de forma gradual , é denominado:

- a) Lei da constância radioativa
- b) Lei do Decaimento radioativo
- c) Lei ta Transmutação
- d) N.D.A

15.O período ao qual , a atividade de uma fonte radioativa leva para atingir a metade do valor inicial é denominado:

- a) vida-média
- b) HVL
- c) meia-vida
- d) meio-período

16.Uma fonte de Co-60 que tinha 3700 GBq em Abril/76 , qual era sua atividade em Abril/96 ?

- a) 134 GBq
- b) 2000 GBq
- c) 37 GBq
- d) 275 GBq

17.A vida-média dos átomos do Cs-137 é aproximadamente:

- a) 47,6 anos
- b) 33 anos
- c) 66 anos
- d) 69,3 anos

18.Uma empresa adquiriu uma fonte de Cs-137 em Março/ 96 , com atividade de 50 mCi. Sabendo que esta fonte não terá mais utilidade quando sua atividade atingir 5 mCi, quando a empresa teria que adquirir nova fonte:

- a) em Março/ 2000
- b) em Março / 2014
- c) em Março / 2010
- d) N.D.A

19.Qual a taxa de exposição devido a uma fonte de Cs-137 com 37 GBq , a 3 m de distância?

- a) 6,9 μ C/kg/h
- b) 2,3 kC/kg/h
- c) 9,5 kC/kg /h
- d) N.D.A

20.Qual das radiações abaixo é mais penetrante ?

- a) Raios-X de 200 kV
- b) Raios Gama devido à uma fonte de Cs-137
- c) Radiações ultravioleta
- d) Raios-X de 250 kV

21.Qual a dose equivalente recebida por um grupo de trabalhadores expostos durante 30 minutos às radiações devido a uma fonte de Co-60 com 0,37 GBq de atividade , numa distância de 4 metros ?

- a) 0,25 Gy
- b) 0,84 Sv
- c) 4 μ Sv
- d) 25,2 mSv

22.Quanto à atenuação da radiação pela matéria , qual das afirmações é verdadeira ?

- a) a radiação eletromagnética pode atravessar a matéria sem interações com seus átomos
- b) a radiação eletromagnética pode interagir com a matéria por efeito fotoelétrico
- c) teóricamente não há blindagem capaz de reduzir a zero a intensidade de radiação eletromagnética
- d) todas as alternativas são verdadeiras

23.A intensidade de radiação devida a uma fonte de Ir-192 é 258 μ C/kg.h numa área de operação. Pretende-se reduzir esta taxa de exposição para 0,258 μ C/kg.h na mesma área.

Qual deve ser a espessura da barreira de concreto capaz de atender ao requisito ? (considerar $\mu = 0,189 / \text{cm}$)

- a) 189 cm
- b) 3,7 cm
- c) 37 cm
- d) N.D.A

24.O detetor de radiação que utiliza mistura gasosa sob pressão dentro de um tubo metálico , e sua resposta não depende da energia das radiações eletromagnéticas incidentes , tampouco da pressão e temperatura , é denominado:

- a) câmara de ionização
- b) detetor G.M
- c) cintilador
- d) TLD

25.Uma empresa deve realizar um serviço de radiografia industrial numa área sem blindagens ou paredes de proteção, onde o nível de radiação medido na posição dos operadores é de 42 μ Sv/h. Considerando os limites recomendadas, para efeito de planejamento, quantas horas por dia os operadores poderão trabalhar ?

- a) 8 horas por dia
- b) 5 horas por dia
- c) 2 horas por dia
- d) neste nível de radiação não é permitido exposição de trabalhadores

26.Se na questão 25, os operadores trabalharem 3 horas por dia, esta área pode ser classificada como:

- a) supervisionada
- b) proibida a permanência de pessoas
- c) controlada
- d) livre

27.Os medidores de radiação denominados integradores , tem como característica:

- a) medir a dose recebida por tempo decorrido em minutos
- b) medir a taxa de exposição no ambiente
- c) medir a taxa de dose de exposição no ambiente
- d) medir a dose acumulada

28.Qual dos detektors abaixo é exemplo de câmara de ionização:

- a) integradores eletrônicos
- b) canetas dosimétricas
- c) monitores de alarme
- d) dosímetros de leitura indireta

29A intensidade de radiação a 1,5 m é 0,05 mSv/h . Se aumentarmos a distância para 5 metros , a intensidade será reduzida para:

- a) 4,5 μ Sv/h
- b) 45 mSv/h
- c) 0,015 mSv/h
- d) 0,15 μ Sv/h

30.Qual a distância de segurança necessária para proteger operários de uma fonte de Co-60 com 3,7 GBq , exposta livremente, sem barreiras e que opera 8 horas/dia ?

- a) 250 m
- b) 5 m
- c) 129 m
- d) 11,4 m

31.Uma sala opera com um aparelho de Raios-X ajustado para 200 kV , e nestas condições a radiação do lado externo à parede da sala é no máximo 1,5 mSv/ano. Qual a espessura do revestimento de chumbo adicional que deverá ser colocada para reduzir o nível de radiação externo a níveis aceitáveis ?

- a) 1 mm
- b) 0,25 mm
- c) 0,8 mm
- d) 5 mm

32. Foi realizada uma experiência para a determinação do HVL de um material composto, onde foi utilizado varias espessuras diferentes do material , expostas a um feixe de radiação proveniente de uma fonte de Cs-137 ($E= 0,66$ Mev) , medindo a variação das intensidades com um detetor GM , obtendo os seguintes resultados:

Espessura do material (mm)	0	3,0	6,0	9,0	12,0
Leitura do detetor (mSv/h)	0,50	0,33	0,22	0,12	0,09

Qual o valor aproximado do HVL deste material ?

- a) 3 mm
- b) 0,12 mm
- c) 5 mm
- d) N.D.A

33. Qual seria a densidade específica aproximada do material da questão 32 ?

- a) $0,34 \text{ g/cm}^3$
- b) $23,0 \text{ g/cm}^3$
- c) $5,4 \text{ g/cm}^3$
- d) 10 g/cm^3

34. Se o material da questão 32 fosse utilizado para revestimento interno de uma sala de raios-x, qual seria a espessura necessária para reduzir um nível de radiação externo de 8 mSv/ano para 1 mSv/ano?

- a) 0,5 cm
- b) 2,4 cm
- c) 5,5 cm
- d) 1,5 cm

35. Um aparelho de Raios-X opera numa sala de um laboratório de segunda a sexta , durante 4 horas por dia. Os resultados das monitorações efetuadas ao redor da instalação , são mostrados no quadro a seguir:

Pontos Monitorados	01	02	03	04	05
Localização	dentro da sala	a 1 m da sala	a 2 m da sala	a 3 m da sala	a 10 m da sala
Taxa de Dose Equivalente ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	70	38	18	12	0,4

Qual das afirmações abaixo está correta ?

- a) o ponto Nr. 03 deve ser considerado como área controlada
- b) o ponto Nr.05 deve ser considerado como área livre , isenta de qualquer regra de segurança radiológica
- c) o ponto Nr. 01 deve ser considerado como área proibida de permanência de qualquer trabalhador
- d) todas as alternativas são corretas

36.Um indivíduo exposto às radiações ionizantes , recebendo uma dose aguda de 0,15 Gy , provavelmente :

- a) terá aproximadamente 50% de chance de sobreviver.
- b) apresentará em uma semana diarréia, vômitos , devendo ser submetido a tratamento sintomático.
- c) não apresentará efeitos clinicamente detectáveis e nenhum efeito tardio.
- d) nada ocorrerá , pois esta dose é abaixo do máximo permitido.

37.Um operador de um aparelho de raios-x , apresentou nas mãos uma irritação vermelha superficial , após ter sido irradiado por ocorrência de um acidente. Após ter sido tratado e medicado por 30 dias, o problema desapareceu. Provavelmente:

- a) o operador foi submetido a uma irradiação intensa , que trará efeitos não visíveis para o restante de sua vida.
- b) o operador foi submetido a uma irradiação leve , recebendo uma dose localizada ao redor de 15Gy.
- c) o operador deve ter tido uma radiodermite, e submetido a uma dose localizada ao redor de 25 Gy.
- d) o operador deve ter tido uma radiodermite, e submetido a uma dose localizada ao redor de 3 Gy.

38.O que significa o termo "limiar de dose" para efeitos somáticos ?

- a) é a dose de radiação em que o indivíduo exposto , está no limiar da dose letal.
- b) é a dose em que o indivíduo exposto pode apresentar discretas alterações clinicamente detectáveis .
- c) é a dose em que o indivíduo exposto começa a apresentar a S.A.R
- d) N.D.A

39.O que significa DL50 ?

- a) é a dose equivalente que corresponde a probabilidade de que 50% dos indivíduos expostos venham ao óbito.
- b) é a dose equivalente que corresponde a probabilidade de que 50 indivíduos expostos venham ao óbito.
- c) é a dose limite para uma área , ao nível de 50 μ Sv/h
- d) não tem nenhum significado

40.Um operador de raios-x apresentou-se ao médico da empresa onde trabalhava se queixando-se de vômitos, diarréia, e tonturas. O médico logo desconfiou se tratar de efeitos produzidos por alta dose de radiação , pois o funcionário apresentava os sintomas característicos de "doença da radiação", solicitando de imediato o exame de sangue completo. Na sua opinião:

- a) o médico agiu corretamente , uma vez que todos os sintomas apresentados são característicos.
- b) o médico agiu corretamente , no entanto poderia se tratar de baixa dose de radiação ao redor de 0,25 Gy.
- c) o médico não agiu corretamente, uma vez que tais sintomas podem ser devidos a uma série de outras doenças, e a chamada "doença da radiação" é inexistente.
- d) o médico não agiu corretamente, pois deveria ter feito uma monitoração no funcionário para verificar possíveis contaminações no indivíduo , e aguardado no mínimo 72 horas para solicitar o exame de sangue.

41.Uma fonte radioativa apresenta neste momento uma atividade de 400 GBq, qual a atividade da mesma dentro de 150 dias, sendo que a meia vida é de 75 dias ?

- a) 200 GBq
- b) 150 GBq
- c) 450 GBq
- d) 100 GBq.

42.Assinalar a taxa de dose a 10 metros de distância de uma fonte de Ir-192 com atividade de 400 GBq ($\Gamma = 0,13 \text{ mSV} \cdot \text{h}^{-1}$ a 1 metro por GBq). (desconsidere a atenuação do ar)

- a) 15,67 mSv/h
- b) 5,2 mSv/h
- c) 307 mSv/h
- d) 0,52 mSv/h.

43.Assinalar a taxa de dose a 10 metros de distância de uma fonte de Ir-192 com atividade de 400 GBq ($\Gamma = 0,13 \text{ mSV} \cdot \text{h}^{-1}$ a 1 metro por GBq) , com a utilização de uma chapa metálica de 2 camadas semi redutoras entre a fonte radioativa e o ponto de medida. (desconsidere a atenuação do ar)

- a) 0,13 mSv/h.
- b) 0,52 mSv/h
- c) 77,8 mSv/h
- d) 1,04 mSv/h

44.Uma fonte radioativa apresenta atividade de 1000 Bq. Qual a quantidade de desintegrações que ocorrem em um intervalo de tempo de 1 minuto ?

- a) 10000 desintegrações
- b) 60000 desintegrações.
- c) 35000 desintegrações
- d) 1000 desintegrações

45.Um determinado radioisótopo produz uma taxa de exposição de $900 \mu\text{Sv/h}$ a 3 metros de distância da fonte. Qual a taxa de exposição a 9 metros ?

- a) $50 \mu\text{Sv/h}$
- b) $500 \mu\text{Sv/h}$
- c) $10 \mu\text{Sv/h}$
- d) $100 \mu\text{Sv/h}$

46.Qual a dose equivalente diária de um trabalhador que permanece a uma distância de 10 metros de uma fonte de Ir-192 com 3700 GBq (100 Ci) , sabendo-se que são executadas 10 radiografias por dia com um tempo de exposição da fonte de 90 seg. cada filme ?
dado: $\Gamma = 0,13 \text{ mSv.h}^{-1}$ a 1 metro por GBq).

- a) 4,8 mSv
- b) 28,5 mSv
- c) 1,2 mSv.
- d) 432,9 mSv

47.Uma equipe de trabalho operará uma fonte de Ir-192 durante 12 meses. Sabendo que o trabalho exige uma fonte com atividade mínima de 370 GBq (10 Ci) e que a fonte utilizada apresenta uma atividade (no início do trabalho) de 2960 GBq (80 Ci) , podemos afirmar que:

- a) a equipe concluirá o serviço sem substituir a fonte
- b) a equipe necessitará substituir a fonte após 7,5 meses de trabalho.
- c) a equipe necessitará substituir a fonte após 6 meses de trabalho
- d) a equipe necessitará substituir a fonte após 4 meses de trabalho

48.Qual dos processos físicos abaixo listados que existe baixa probabilidade ou impossibilidade de ocorrer em operações de radiografia industrial com a utilização de um equipamento de Raios X que produz radiações com energia máxima de 200 keV ?

- a) efeito fotoelétrico
- b) espalhamento Compton
- c) produção de pareselétron-positron.
- d) ionização

49.Uma chapa de aço consegue reduzir a taxa de exposição devido a uma determinada fonte de $0,4 \text{ mSv/h}$ para $0,05 \text{ mSv/h}$. Qual a espessura dessa chapa , sabendo-se que a CSR deste material para esta fonte é de 1,3 cm ?

- a) 2 cm
- b) 5,2 cm
- c) 8 cm
- d) 3,9 cm.

50.Um operador de gamagrafia recebeu uma dose de 20 mSv no corpo inteiro. Quais os efeitos biológicos imediatos que podem ocorrer com este indivíduo ?

- a) nenhum efeito clinicamente detectável.
- b) impotência temporária
- c) anemia
- d) queda de cabelo

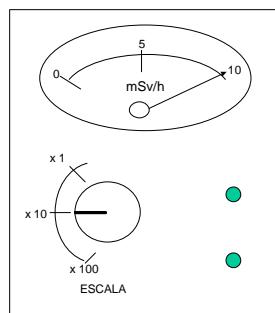
51.Quando um irradiador de gamagrafia estiver contendo uma fonte radioativa com atividade correspondente ao máximo de sua capacidade, os seguintes valores não poderão ser excedidos de acordo com a norma NBR 8670 :

- a) 0,02 mSv/h na superfície do irradiador e 0,1 mSv/h a 1 metro
- b) 2 mSv/h na superfície do irradiador e 0,1 mSv/h a 1 metro.
- c) 20 mSv/h na superfície do irradiador e 10 mSv/h a 1 metro
- d) 200 mSv/h na superfície do irradiador e 10 mSv/h a 1 metro

52.Duas fontes de Ir-192 e outra de Co-60 apresentam a mesma atividade de 3700 GBq (100 Ci) , portanto:

- a) ambas podem ser utilizadas pelo mesmo irradiador
- b) devem ser utilizadas por irradiadores diferentes, projetados para cada fonte.
- c) apresentarão a mesma taxa de exposição a 1 metro de distância
- d) produzirão o mesmo efeito biológico para uma igual exposição num indivíduo

53.Durante um levantamento radiométrico o medidor de radiação apresentou a leitura conforme indicado na figura abaixo:



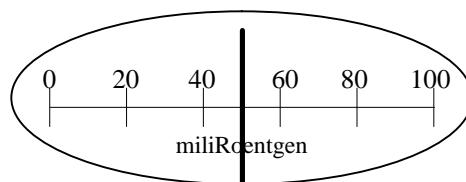
Que procedimento o operador deverá tomar diante da resposta do detetor ?

- a) o seletor de escalas deverá ser ajustado na posição x 1
- b) o seletor de escalas deverá ser ajustado na posição x 10
- c) o seletor de escalas deverá ser ajustado na posição x 100.
- d) nenhuma das anteriores.

54. Qual a taxa de exposição indicada pelo detetor da questão 53 ?

- a) 100 mSv/h.
- b) 10 mSv/h
- c) 1 mSv/h
- d) 1000 mSv/h

55. A figura abaixo representa um dosímetro de leitura direta marcando a dose recebida por um operador. Qual a dose registrada ?



- a) 50 mR/h
- b) 50 R/h
- c) 50 mR.
- d) 500 mR

56. Qual o ponto de fusão do chumbo e do aço respectivamente?

- a) 400 °C e 2000 °C
- b) 327 °C e 1535 °C
- c) 120 °C e 800 °C
- d) 400 °C e 1200 °C

57. O Fator Gama, também conhecido por “Gamão” é:

- a) constante para qualquer radioisótopo
- b) é variável para uma mesma fonte radioativa
- c) é constante para um determinado radioisótopo
- d) varia com a perda da intensidade de radiação

58. Numa frente de trabalho se utiliza uma fonte de Co-60 de $5,0 \times 10^{10}$ Bq foi feito isolamento para operadores a 4,27m de distância, o isolamento para o público deve ser:

Dados: Gamão = 0,351 mSv/h.GBq a 1m

- a) 52,7m
- b) 13,5m
- c) 19,0m.
- d) 48,04m

59. Observe a foto abaixo e responda as questões abaixo:



- a) O que o detetor está medindo ?
- b) Qual a taxa de dose que o medidor está marcando ?
- c) Qual seria essa medida em mR/h ?
- d) Qual a dose recebida pela mão do operador se permanecer 35 min. nesta posição ?

60. Um operador de gamagrafia deverá trabalhar durante 5 dias, batendo 12 radiografias por dia com tempo de exposição de 5 minutos cada. Sabendo que o isótopo utilizado foi uma fonte de Cs-137, (Fator gama = 2,30 $\mu\text{C}/\text{kg.h}$ / GBq a 1 m) com atividade 1,295 TBq. A que distância da fonte exposta, o operador deverá ficar para não exceder os limites máximos permissíveis?

- a) 23,6 m
- b) 56,0m
- c) 540 m
- d) 38 m.

1 Sv ----> 25,8 mC/kg 1 mSv ---> 25,8 $\mu\text{C}/\text{kg}$
--



GABARITO DAS QUESTÕES

- | | | | | | |
|---------|---------|---------|---------|---------|---------|
| 1. (b) | 11. (d) | 21. (c) | 31. (b) | 41. (d) | 51. (b) |
| 2. (a) | 12. (d) | 22. (d) | 32. (c) | 42. (d) | 52. (b) |
| 3. (d) | 13. (c) | 23. (c) | 33. (b) | 43. (a) | 53. (c) |
| 4. (d) | 14. (b) | 24. (b) | 34. (d) | 44. (b) | 54. (a) |
| 5. (b) | 15. (c) | 25. (c) | 35. (d) | 45. (d) | 55. (c) |
| 6. (d) | 16. (d) | 26. (b) | 36. (c) | 46. (c) | 56. (b) |
| 7. (d) | 17. (a) | 27. (d) | 37. (d) | 47. (b) | 57. (c) |
| 8. (d) | 18. (d) | 28. (b) | 38. (b) | 48. (c) | 58. (c) |
| 9. (b) | 19. (c) | 29. (a) | 39. (a) | 49. (d) | 59. --- |
| 10. (c) | 20. (b) | 30. (d) | 40. (c) | 50. (a) | 60. (d) |

Características do Radioisótopo – Amerício-241

Radioactive Material Safety Data Sheet																													
<p>This data sheet presents information on radioisotopes only. This document is not subject to WHMIS requirements. For information on chemical compounds incorporating this radionuclide, see the relevant Material Safety Data Sheet.</p>																													
Americium-241																													
Part 1 – Radioactive Material Identification																													
<p>Common Names: Americium-241 Chemical Symbol: Am-241 or ^{241}Am</p> <p>Atomic Number: 95 Mass Number: 241(146 neutrons)</p> <p>Chemical Form: Americium oxide Physical Form: Americium oxide incorporated in a ceramic cylinder.</p>																													
Part 2 – Radiation Characteristics																													
Physical half-life: 432.2 years		Specific Activity (GBq/g): 127																											
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: left; padding: 2px;">Principle Emissions</th><th style="text-align: center; padding: 2px;">E_{Max} (keV)</th><th style="text-align: center; padding: 2px;">E_{eff} (keV)</th><th style="text-align: center; padding: 2px;">Dose Rate ($\mu\text{Sv/h/GBq at 1m}$)</th><th style="text-align: center; padding: 2px;">Shielding Required</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="padding: 2px;">Beta* (β)</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td></tr> <tr> <td style="padding: 2px;">Gamma (γ) / X-Rays</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">13.9 (42.7%) 59.5 (35.9%)</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">85^a</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">HVL Lead: 0.01 cm</td></tr> <tr> <td style="padding: 2px;">Alpha (α)</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">5,443 (12.8%) 5,486 (85.2%)</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">n/a</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td></tr> <tr> <td style="padding: 2px;">Neutron (n)</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td><td style="text-align: center; padding: 2px;">-</td></tr> </tbody> </table>					Principle Emissions	E_{Max} (keV)	E_{eff} (keV)	Dose Rate ($\mu\text{Sv/h/GBq at 1m}$)	Shielding Required	Beta* (β)	-	-	-	-	Gamma (γ) / X-Rays	13.9 (42.7%) 59.5 (35.9%)	-	85 ^a	HVL Lead: 0.01 cm	Alpha (α)	5,443 (12.8%) 5,486 (85.2%)	-	n/a	-	Neutron (n)	-	-	-	-
Principle Emissions	E_{Max} (keV)	E_{eff} (keV)	Dose Rate ($\mu\text{Sv/h/GBq at 1m}$)	Shielding Required																									
Beta* (β)	-	-	-	-																									
Gamma (γ) / X-Rays	13.9 (42.7%) 59.5 (35.9%)	-	85 ^a	HVL Lead: 0.01 cm																									
Alpha (α)	5,443 (12.8%) 5,486 (85.2%)	-	n/a	-																									
Neutron (n)	-	-	-	-																									
<small>* Where Beta radiation is present, Bremsstrahlung radiation will be produced. Shielding may be required. <small>Note: Only emissions with abundance greater than 10% are shown.</small> <small>^a The Health Physics and Radiological Health Handbook, Scintra, Inc., Revised Edition, 1992</small></small>																													
Progeny: Neptunium-237 (Np-237)																													
Part 3 – Detection and Measurement																													
Methods of detection (in order of preference)																													
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tbody> <tr> <td style="padding: 2px;">1. A radiation survey meter equipped with an energy-compensated Geiger Mueller detector.</td></tr> <tr> <td style="padding: 2px;">2. Ion chamber survey meter – tends to be less sensitive than a Geiger Mueller survey meter but is able to respond more precisely in higher radiation fields.</td></tr> <tr> <td style="padding: 2px;">3. Gamma scintillation detector – very sensitive but is also energy dependent. Must be calibrated for Am-241 before it can be used for dose assessment surveys.</td></tr> </tbody> </table>					1. A radiation survey meter equipped with an energy-compensated Geiger Mueller detector.	2. Ion chamber survey meter – tends to be less sensitive than a Geiger Mueller survey meter but is able to respond more precisely in higher radiation fields.	3. Gamma scintillation detector – very sensitive but is also energy dependent. Must be calibrated for Am-241 before it can be used for dose assessment surveys.																						
1. A radiation survey meter equipped with an energy-compensated Geiger Mueller detector.																													
2. Ion chamber survey meter – tends to be less sensitive than a Geiger Mueller survey meter but is able to respond more precisely in higher radiation fields.																													
3. Gamma scintillation detector – very sensitive but is also energy dependent. Must be calibrated for Am-241 before it can be used for dose assessment surveys.																													

fonte: www.nchps.org

Características do Radioisótopo – Irídio-192

192Ir		Nuclide Safety Data Sheet Iridium-192 www.nchps.org	192Ir
I. PHYSICAL DATA			
Primary Radiation ¹ :	Gamma - 317 keV (83%), 460 keV (48%), 604 (8%), others (< 1% each)	Beta - 256 keV (6 %), 536 keV (41%), 672 keV (48%),	
	296 keV (29%), 308 keV (30%), others (< 5% each)		
Gamma Constant ² :	5.6 mrem/hr at 30.cm from 1 μ Ci [1.5E-3 mSv/hr at 30.cm from 1 MBq]		
Physical Half-Life ¹ [$T_{1/2}$]	74.2 days		
Specific Activity ² :	9.22E3 Ci/g [3.41E14 Bq/g]		
II. RADIOLOGICAL DATA			
Radiotoxicity:	Ingested: 5.74 mrem/ μ Ci [1.55E-9 mSv/Bq] CEDE ³	Inhaled: 28 mrem/ μ Ci [7.8 E-8 mSv/Bq] CEDE ³	
	1.94E2 mrem/ μ Ci [5.24 E-8 mSv/Bq] Lung ³		
Critical Organ:	Lungs [inhalation] ²		
Intake Routes:	Ingestion, inhalation, puncture, wound, skin contamination (absorption);		
Radiological Hazard:	Internal and External Exposure, Contamination		
III. SHIELDING			
	Half Value Layer [HVL] ²	Tenth Value Layer [TVL] ²	
Lead [Pb]	3 mm	12 mm	
→ The accessible dose rate should be background but must be < 2 mR/hr			
IV. DOSIMETRY MONITORING			
• Always wear radiation dosimetry monitoring badges [body & ring] whenever handling ¹⁹² Ir			
V. DETECTION & MEASUREMENT			
Portable Survey Meters:	Geiger-Mueller [e.g. Bicron PGM] to assess shielding effectiveness & locate contamination		
Wipe Test:	Gamma counter, well counter or liquid scintillation counter		
VI. SPECIAL PRECAUTIONS			
- Store ¹⁹² Ir behind 12 mm [1/2 inch] or thicker lead (Pb) shielding as necessary to keep accessible dose rate low [< 2 mR/hr]			
- Use tools to indirectly handle unshielded sources and potentially contaminated vessels; avoid direct hand contact			
- Ensure that an appropriate, operational survey meter (e.g. Bicron PGM) is present in the work area and turned on whenever ¹⁹² Ir is handled, so that any external exposure issues will be immediately apparent and hence quickly addressed			
- Shield waste containers as needed to maintain accessible dose rate ALARA and < 2 mR/hr			

1 Health Physics & Radiological Health Handbook, 3rd Ed. [Baltimore, MD; Williams & Wilkins, 1998], p. 8-80
 2 Delacroix et al. Radiation Protection Dosimetry - Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook (Kent, England: Nuclear Technology Publishing, 1998), p. 112
 3 Federal Guidance Report No. 11 [Oak Ridge, TN; Oak Ridge National Laboratory, 1988], p. 145, 173

fonte: www.nchps.org

Características do Radioisótopo – Cobalto-60

Radioactive Material Safety Data Sheet																													
This data sheet presents information on radioisotopes only. This document is not subject to WHMIS requirements. For information on chemical compounds incorporating this radionuclide, see the relevant Material Safety Data Sheet.																													
Cobalt-60																													
Part 1 – Radioactive Material Identification																													
Common Names:	Cobalt-60	Chemical Symbol:	Co-60 or ^{60}Co																										
Atomic Number:	27	Mass Number:	60 (33 neutrons)																										
Chemical Form:	Cobalt metal	Physical Form:	Thin cylinder of cobalt metal																										
Part 2 – Radiation Characteristics																													
Physical half-life:	5.27 years	Specific Activity (GBq/g):	41,800																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>Principle Emissions</th><th>E_{Max} (keV)</th><th>E_{eff} (keV)</th><th>Dose Rate ($\mu\text{Sv/h/GBq}$ at 1m)</th><th>Shielding Required</th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Beta* (β)</td><td>318 (100%)</td><td>96</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr> <td>Gamma (γ) / X-Rays</td><td>1173 (100%)</td><td>-</td><td>370^a</td><td>HVL Lead: 1.2 cm</td></tr> <tr> <td>Alpha (α)</td><td>1332 (100%)</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr> <td>Neutron (n)</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> </tbody> </table>					Principle Emissions	E_{Max} (keV)	E_{eff} (keV)	Dose Rate ($\mu\text{Sv/h/GBq}$ at 1m)	Shielding Required	Beta* (β)	318 (100%)	96	-	-	Gamma (γ) / X-Rays	1173 (100%)	-	370 ^a	HVL Lead: 1.2 cm	Alpha (α)	1332 (100%)	-	-	-	Neutron (n)	-	-	-	-
Principle Emissions	E_{Max} (keV)	E_{eff} (keV)	Dose Rate ($\mu\text{Sv/h/GBq}$ at 1m)	Shielding Required																									
Beta* (β)	318 (100%)	96	-	-																									
Gamma (γ) / X-Rays	1173 (100%)	-	370 ^a	HVL Lead: 1.2 cm																									
Alpha (α)	1332 (100%)	-	-	-																									
Neutron (n)	-	-	-	-																									
<small>* Where Beta radiation is present, Bremsstrahlung radiation will be produced. Shielding may be required. Note: Only emissions with abundance greater than 10% are shown. <small>^a The Health Physics and Radiological Health Handbook, Scintra, Inc., Revised Edition, 1992</small></small>																													
Progeny: Nickel-60 (Ni-60)																													
Part 3 – Detection and Measurement																													
Methods of detection (in order of preference)																													
<ol style="list-style-type: none"> 1. A radiation survey meter equipped with an energy-compensated Geiger Mueller detector. 2. Ion chamber survey meter – tends to be less sensitive than a Geiger Mueller survey meter but is able to respond more precisely in higher radiation fields. 3. Gamma scintillation detector – very sensitive but is also energy dependent. Must be calibrated for Co-60 before it can be used for dose assessment surveys. 																													

fonte: www.nchps.org

Características do Radioisótopo – Promécio-147

Radioactive Material Safety Data Sheet

This data sheet presents information on radioisotopes only. This document is not subject to WHMIS requirements. For information on chemical compounds incorporating this radionuclide, see the relevant Material Safety Data Sheet.

Promethium-147

Part 1 – Radioactive Material Identification

Common Names:	Promethium-147	Chemical Symbol:	Pm-147 or ^{147}Pm
Atomic Number:	61	Mass Number:	147 (86 neutrons)
Chemical Form:	Promethium oxide	Physical Form:	Promethium-147 incorporated in a silver foil mounted in a stainless steel holder

Part 2 – Radiation Characteristics

Physical half-life:	2.6 years	Specific Activity (GBq/g):	34,300
---------------------	-----------	----------------------------	--------

Principle Emissions	E_{Max} (keV)	E_{eff} (keV)	Dose Rate (mSv/h/GBq at 10cm)	Shielding Required
Beta* (β)	225 (99.9%)	62	858 ^a	-
Gamma (γ) / X-Rays	-	-	-	-
Alpha (α)	-	-	-	-
Neutron (n)	-	-	-	-

^a Where Beta radiation is present, Bremsstrahlung radiation will be produced. Shielding may be required.
Note: Only emissions with abundance greater than 10% are shown.
^a The Health Physics and Radiological Health Handbook, Scintra, Inc., Revised Edition, 1992

Progeny: Samarium-147 (Sm-147)

Part 3 – Detection and Measurement

Methods of detection (in order of preference)

1. A radiation survey meter equipped with an energy-compensated Geiger Mueller detector.
2. A radiation contamination monitor equipped with a Geiger Mueller pancake detector.
3. A radiation survey meter equipped with a plastic scintillator detector.

Características do Radioisótopo – Césio-137

Radioactive Material Safety Data Sheet																													
This data sheet presents information on radioisotopes only. This document is not subject to WHMIS requirements. For information on chemical compounds incorporating this radionuclide, see the relevant Material Safety Data Sheet.																													
Cesium-137																													
Part 1 – Radioactive Material Identification																													
Common Names: Cesium-137 Chemical Symbol: Cs-137 or ^{137}Cs Atomic Number: 55 Mass Number: 137 (82 neutrons) Chemical Form: Cesium chloride Physical Form: A pellet of cesium ceramic housed in a welded stainless steel capsule																													
Part 2 – Radiation Characteristics																													
Physical half-life: 30.22 years Specific Activity (GBq/g): 3,220																													
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: left; padding: 2px;">Principle Emissions</th> <th style="text-align: left; padding: 2px;">E_{Max} (keV)</th> <th style="text-align: left; padding: 2px;">E_{eff} (keV)</th> <th style="text-align: left; padding: 2px;">Dose Rate ($\mu\text{Sv/h/GBq}$ at 1m)</th> <th style="text-align: left; padding: 2px;">Shielding Required</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: left; padding: 2px;">Beta* (β)</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">511 (94.6%)</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">157</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">-</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">-</td> </tr> <tr> <td style="text-align: left; padding: 2px;">Gamma (γ) /</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">662 (89.9%)</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">-</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">103^a</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">HVL Lead: 0.65 cm</td> </tr> <tr> <td style="text-align: left; padding: 2px;">Alpha (α)</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">-</td> </tr> <tr> <td style="text-align: left; padding: 2px;">Neutron (n)</td> <td style="text-align: left; padding: 2px;">-</td> </tr> </tbody> </table>					Principle Emissions	E_{Max} (keV)	E_{eff} (keV)	Dose Rate ($\mu\text{Sv/h/GBq}$ at 1m)	Shielding Required	Beta* (β)	511 (94.6%)	157	-	-	Gamma (γ) /	662 (89.9%)	-	103 ^a	HVL Lead: 0.65 cm	Alpha (α)	-	-	-	-	Neutron (n)	-	-	-	-
Principle Emissions	E_{Max} (keV)	E_{eff} (keV)	Dose Rate ($\mu\text{Sv/h/GBq}$ at 1m)	Shielding Required																									
Beta* (β)	511 (94.6%)	157	-	-																									
Gamma (γ) /	662 (89.9%)	-	103 ^a	HVL Lead: 0.65 cm																									
Alpha (α)	-	-	-	-																									
Neutron (n)	-	-	-	-																									
<small>* Where Beta radiation is present, Bremsstrahlung radiation will be produced. Shielding may be required. <small>Note: Only emissions with abundance greater than 10% are shown.</small></small>																													
<small>^a The Health Physics and Radiological Health Handbook, Scintra, Inc., Revised Edition, 1992</small>																													
Progeny: Barium-137m (Ba-137m)																													
Part 3 – Detection and Measurement																													
Methods of detection (in order of preference)																													
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tbody> <tr> <td style="padding: 5px;">1. A radiation survey meter equipped with an energy-compensated Geiger Mueller detector.</td></tr> <tr> <td style="padding: 5px;">2. Ion chamber survey meter – tends to be less sensitive than a Geiger Mueller survey meter but is able to respond more precisely in higher radiation fields.</td></tr> <tr> <td style="padding: 5px;">3. Gamma scintillation detector – very sensitive but is also energy dependent. Must be calibrated for Cs-137 before it can be used for dose assessment surveys.</td></tr> </tbody> </table>					1. A radiation survey meter equipped with an energy-compensated Geiger Mueller detector.	2. Ion chamber survey meter – tends to be less sensitive than a Geiger Mueller survey meter but is able to respond more precisely in higher radiation fields.	3. Gamma scintillation detector – very sensitive but is also energy dependent. Must be calibrated for Cs-137 before it can be used for dose assessment surveys.																						
1. A radiation survey meter equipped with an energy-compensated Geiger Mueller detector.																													
2. Ion chamber survey meter – tends to be less sensitive than a Geiger Mueller survey meter but is able to respond more precisely in higher radiation fields.																													
3. Gamma scintillation detector – very sensitive but is also energy dependent. Must be calibrated for Cs-137 before it can be used for dose assessment surveys.																													

fonte: www.nchps.org

UNIDADES ESPECIAIS

Resumo das Unidades

Atividade (Ci-curie/Bq-Bequerel)	Doses Equivalente (rem/sievert)	Doses Absorvida (rad/gray)
1 pCi = 37 mBq	1 Bq = 27 pCi	10 µrem = 0.1 µSv
1 nCi = 37 kBq	1 kBq = 27 nCi	100 µrem = 1 µSv
1 µCi = 37 kBq	1 MBq = 27 µCi	1 mrem = 0.01 mSv
1 mCi = 37 MBq	1 GBq = 27 mCi	10 mrem = 0.1 mSv
1 Ci = 37 GBq	1 TBq = 27 Ci	100 mrem = 1 mSv
1 KCi = 37 TBq	1 PBq = 27 KCi	1 rem = 0.01 Sv
1 MCi = 37 PBq	1 EBq = 27 MCi	10 rem = 0.1 Sv
1 GCi = 37 EBq		

Prefixos	a(ato) = 10^{-18}	k(kilo) = 10^3
	f(femto) = 10^{-15}	M(mega) = 10^6
	p(pico) = 10^{-12}	G(giga) = 10^9
	n(nano) = 10^{-9}	T(tera) = 10^{12}
	µ(micro) = 10^{-6}	P(peta) = 10^{15}
	m(mili) = 10^{-3}	E(exa) = 10^{18}

GLOSSÁRIO

BIP - Monitor de radiação que apresenta um sinal sonoro quando a intensidade do campo de radiação ultrapassa determinado limiar,

Irradiador - Equipamento utilizado para irradiação, contendo uma fonte radioativa que, quando não em uso, permanece trancada em seu interior, adequadamente blindada.

Levantamento radiométrico - Conjunto de medidas realizadas com o objetivo de quantificar o campo de radiação em determinados pontos.

Licenciamento - Conjunto de atos administrativos pelo qual a CNEN, após ter verificado que o interessado atendeu a todas as exigências técnicas e legais, concede-lhe autorização para operação.

Medidor individual - Dispositivo aplicado às vestes ou ao corpo de uma pessoa, destinado à medida de exposição, de acordo com regras de utilização específicas.

Medidor portátil de radiação - Instrumento de medição de grandezas associadas à radiação ionizante.

Proteção radiológica - Conjunto de medidas que visa a proteger o homem e o meio ambiente de possíveis efeitos indevidos causados pela radiação ionizante, de acordo com princípios básicos estabelecidos pelas Organizações Internacionais e CNEN.

Radiação ionizante - Qualquer partícula ou radiação eletromagnética que, ao interagir com a matéria, ioniza direta ou indiretamente seus átomos ou moléculas.

Fonte de radiação gama - Fonte radioativa que emite continuamente radiação ionizante de energia definida.

Aparelho de raios X - Equipamento que acelera, através de diferença de tensão, elétrons emitidos por um filamento aquecido contra um alvo de material pesado, produzindo radiação ionizante. Desta forma, os aparelhos de raios X emitem radiação apenas quando ligados.

Instalação aberta - Instalação de radiografia industrial onde o armazenamento e o uso de fontes de radiação se realizam em espaço isolado e cercado.

Instalação fechada - Instalação de radiografia industrial onde o armazenamento e o uso de fontes de radiação se realizam em recintos especiais fechados, com blindagem permanente especialmente projetada e aprovada pela CNEN.

Equipe de radiografia para instalação aberta - Trabalhadores certificados pela CNEN em radioproteção para realizar serviços de radiografia industrial, composta de 1 (um) RIA e 2 (dois) operadores.

RIA - Indivíduo com certificação pela CNEN para verificar a aplicação das medidas de radioproteção, conforme um Plano de Proteção Radiológica.

Operador - Indivíduo com certificação pela CNEN em radioproteção para operar equipamentos de radiografia industrial.

IAEA - International Atomic Energy Agency - com sede em Viena

OBRAS CONSULTADAS

1. Abreu, Manoel A.N. , apostila "Sistemas de Detecção e Contagem" ,São Paulo, Vol.2
2. Bitelli, Thomaz , "Dosimetria e Higiene das Radiações " ,São Paulo, Editora Grêmio Politécnico , 1982
3. Johns, H.E Cunningham J.R "The Physics of Radiology"
4. Minters, J.B ; Akers L.K "Eletronica Nuclear", Instituto de Estudos Nucleares de Oak Ridge - USA
5. ICRP Publication 26, "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection", ICRP - Jan./77
6. Andreucci,Ricardo; "Radiografia Industrial", apostila ABENDE ,São Paulo, Março/88
7. International Atomic Energy Agency - IAEA , “Radiation Safety” , Austria , Abril/96
8. International Atomic Energy Agency - IAEA , “Manual on Gamma Radiography”, IAEA-PRSM-1 (Rev.1) , Viena , IAEA / 1996
9. National Council on Radiation Protection and Measurements, “Structural Shielding Design for Medical use of X-Rays and Gamma Rays of Energies up to 10 MeV”, Washington DC - USA , NCRP , Sept./ 76
10. Bitelli, Thomaz , "Dosimetria e Higiene das Radiações - Problemas Resolvidos " , São Paulo, Câmara Brasileira do Livro, Edição 1988
11. Alonso-Finn , “Fundamental University Physics - Vol. III Quantum and Statistical Physics”, USA , Addison-wesley Publishing Company , 1968
12. Brito, Ricardo R.Azevedo e Outros; "Guia Prático em Segurança Radiológica para contratação de Serviços de Radiografia Industrial", Rio de Janeiro, PETROBRAS, Jun./2000
13. NDT Resources Center , Internet, www.nde-ed.org
14. Costa, P.Roberto, Modelo para Determinação de Espessuras de barreiras protetoras em salas para radiologia diagnóstica” , IPEN, São Paulo, 1999

**DIREITOS RESERVADOS PARA PUBLICAÇÃO E VENDAS
COM A AUTORIZAÇÃO DO AUTOR**



ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE ENSAIOS NÃO DESTRUTIVOS E INSPEÇÃO
Rua Guapiaçu 05 , 04024-020 , São Paulo / SP
Tel: 0XX11-5586-3199, e-mail : abende@abende.org.br
www.abende.org.br

