

CAPÍTULO 7

NOÇÕES DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

7.1. SEGURANÇA E PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

7.1.1. Conceito de Proteção Radiológica

A Proteção Radiológica ou Radioproteção pode ser definida como um conjunto de medidas que visam proteger o homem e o ecossistema de possíveis efeitos indesejáveis causados pelas radiações ionizantes.

Para isso ela analisa os diversos tipos de fontes de radiação, as diferentes radiações e modos de interação com a matéria viva ou inerte, as possíveis consequências e sequelas à saúde e riscos associados.

Para avaliar quantitativa e qualitativamente tais possíveis efeitos, necessita de definir as grandezas radiológicas, suas unidades, os instrumentos de medição e detalhar os diversos procedimentos do uso das radiações ionizantes.

O estabelecimento de normas regulatórias, os limites permissíveis e um plano de Proteção Radiológica para as instalações que executam práticas com radiação ionizante, tem por objetivo garantir o seu uso correto e seguro.

Procedimentos para situações de emergência também devem ser definidos para o caso do desvio da normalidade de funcionamento de uma instalação ou prática radiológica.

Os conceitos, procedimentos, grandezas e filosofia de trabalho em proteção radiológica são continuamente detalhadas e atualizadas nas publicações da *International Commission on Radiological Protection, ICRP*. Existe também a *International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU*, que cuida das grandezas e unidades, seu processo de aperfeiçoamento e atualização.

Os conceitos contidos nas publicações da ICRP e ICRU constituem recomendações internacionais. Cada país, pode ou não adotá-los parcial ou totalmente, quando do estabelecimento de suas Normas de Proteção Radiológica. Tudo depende do estágio de desenvolvimento do país, da capacidade ou viabilidade de execução, em cada área de aplicação.

7.1.1.1. Proteção Radiológica do Ecossistema

A preocupação com o meio ambiente, em Proteção Radiológica, sempre teve como foco as pessoas que nele e dele vivem. Quando se faz uma avaliação dos níveis de radioatividade natural, de dispersão de material radioativo por instalações do ciclo do combustível nuclear, principalmente das áreas de mineração e beneficiamento de material radioativo, a preocupação sempre foram os níveis de exposição ou contaminação a que as pessoas poderiam ser expostas, direta ou indiretamente, causando doses de radiação e riscos adicionais de dano à sua saúde.

Assim, há muito tempo existem os programas pré-operacionais e operacionais de monitoração ambiental, de avaliação de impacto ambiental ou de risco de acidentes possíveis, modelos de dispersão e vias de exposição por material radioativo em acidentes, no licenciamento e implementação de instalações envolvendo material

radioativo. No Brasil, os procedimentos, os critérios científicos e metodológicos estão bem detalhados na Posição Regulatória 3.01/008:2011 da CNEN que trata do “*Programa de Monitoração Radiológica Ambiental*”.

A partir da publicação 91, a ICRP já faz proposta sobre a proteção radiológica do meio ambiente. Em 2007, no capítulo 8 de sua publicação 103, ela estabeleceu claramente como objetivos para a Proteção Radiológica do Ecossistema, a necessidade global e esforço para:

- 1) manter a diversidade biológica;
- 2) assegurar a conservação das espécies; e
- 3) proteger a saúde e o *status* do *habitat* natural, das comunidades e ecossistemas.

Nesta publicação, a ICRP não propõe definir qualquer forma de limites de dose para o meio ambiente. Ela pretende usar alguns animais e plantas como referências, para estabelecer ações de proteção em diferentes situações de exposição à radiação.

Na publicação das Nações Unidas, UNSCEAR 2008 Report Vol.II, ANNEX E, existe um longo texto dedicado a “*Effects of Ionizing Radiation on Non-Human Biota*”, (ver em: <http://www.unscear.org/>)

7.1.1.2- Avaliação de Impacto Ambiental

O impacto ambiental radiológico é percebido, entre outros indicadores, pelo aumento da radioatividade nos meios físico e biológico, devido:

- a) ao aumento da concentração de radionuclídeos no meio-ambiente;
- b) à transferência e acumulação em diversos meios através de fenômenos de transporte; e
- c) à bioacumulação e adsorção.

A avaliação do impacto ambiental envolve as seguintes etapas:

- a) determinação do termo fonte;
- b) identificação das vias de exposição críticas;
- c) identificação dos radionuclídeos críticos;
- d) identificação dos grupos críticos;
- e) estabelecimento de limites de dose;
- f) programa de monitoração ambiental e de efluentes;
- g) planejamento de um programa de monitoração ambiental; e
- h) modelagem para análise das vias de exposição.

7.1.1.3. NORM e TENORM

As siglas NORM e TENORM são abreviações de *Naturally Occurring Radioactive Materials* e *Tecnologically Enhanced Naturally Occurring Materials*, que constituem campos da Proteção Radiológica que tratam dos materiais utilizados ou processados pelo homem, que possuem concentrações de radionuclídeos naturais, que podem induzir doses de radiação significativas e que são responsáveis pela sua exposição à radioatividade natural.

Tais materiais são processados nos serviços de tratamento de água potável, exploração de carvão mineral, minérios, petróleo, gás, fosfatos, além dos provenientes dos rejeitos industriais e médicos. A maioria dos radionuclídeos é constituída de

elementos das séries do ^{238}U , ^{232}Th , além do ^{40}K . Em qualquer um deles, o estudo é individual, ou seja, para cada tipo de radionuclídeo deve ser feito um procedimento específico para verificar se sua concentração no material pode ser considerada inócua ou necessita de uma intervenção para reduzir a exposição à radiação dos trabalhadores ou membros do público.

As recomendações regulatórias e de estudo destes dois campos são feitas em várias publicações da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), como por exemplo, na “*International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*”, BSS-115, IAEA, Vienna (1996), “*Regulations for the Safe transport of Radioactive Materials*” - Safety Series No.ST-1 – (1996).

7.1.2. Conceito de Segurança Radiológica

A Segurança constitui uma parte importante da Proteção Radiológica. Sem o estabelecimento de uma Cultura de Segurança, que inclui estrutura, organização, prática, habilidade, treinamento e conhecimento, fica difícil estabelecer um nível de proteção adequado.

A estrutura de um sistema de segurança, permite o exercício apropriado da proteção desejada. Por exemplo, num sistema de blindagem multicamadas de um reator nuclear, a proteção da população e ecossistema fica mais fácil de ser garantida. Obviamente ela depende da correta execução dos procedimentos, do treinamento e engajamento dos operadores da instalação. A consciência coletiva para a execução rigorosa das tarefas programadas e estabelecidas pelo programa de qualidade de operação, unifica e expressa a cultura de segurança dos trabalhadores da instalação.

Em muitas situações, as medidas de Segurança coincidem com as de Proteção Radiológica. Mas existem outras como, por exemplo, de segurança física e segurança do trabalho que ultrapassam as exigidas em Proteção Radiológica. Obviamente, constatam-se situações outras em que exigências de proteção radiológica são mais rigorosas que as de segurança, como por exemplo, a filosofia de estabelecimento dos limites de doses máximas permissíveis, para as diversas práticas e situações que, embora seguros, a proteção radiológica exige uma ordem de grandeza abaixo em seus valores, para tranquilizar as pessoas sobre o risco do uso da radiação nuclear, que muitos temem.

Em segurança do trabalho e de operação de muitas instalações, os níveis de insalubridade e periculosidade, quando ultrapassados podem já causar danos perceptíveis nos indivíduos. Em Proteção Radiológica, quando os limites máximos permissíveis são ultrapassados dificilmente algum dano é constatado; somente a probabilidade de ocorrência é que aumenta de valor.

A segurança utilizada na Proteção Radiológica está bem detalhada na publicação da Agência Internacional de Energia Atômica “*International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for Safety of Radiation Sources*” - Safety Series No.115, IAEA, Vienna (1996).

7.1.3. Segurança Doméstica e Externa

Recentemente, se estabeleceram programas de segurança domésticos e também para público externo, quando da realização dos denominados “*grandes eventos*”. Neles existe uma preocupação para assegurar o usufruto por parte dos membros do público do país e de outros países, das promoções e eventos artísticos, esportivos e até religiosos, destinados a milhares de pessoas.

Para evitar tumultos, ocorrências não programadas ou desagradáveis, as pessoas participantes passam por um processo de “*triagem ou revista*”, porque algumas delas podem estar portando armas, explosivos, objetos que podem causar ferimentos em outrem e, inclusive, material inflamável ou radioativo.

Este procedimento de segurança se torna cada vez mais crítico em países e locais onde podem se reunir pessoas de diferentes ideologias, concepções religiosas e políticas e, principalmente, em conflitos regionais ou internacionais. Assim, os denominados “*grandes eventos*”, como Copa do Mundo e Olimpíadas, necessitam do cuidado de assegurar a integridade dos atletas, público assistente, instalações de hospedagem, estádios e a realização da programação.

7.2. PRINCÍPIOS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

7.2.1. Justificação

Os objetivos da proteção contra as radiações são a prevenção ou a diminuição dos seus efeitos somáticos e a redução da deterioração genética dos povos, onde o problema das exposições crônicas adquire importância fundamental. Considera-se que a dose acumulada num período de vários anos seja o fator preponderante, mesmo que as doses intermitentes recebidas durante esse período sejam pequenas.

As doses resultantes da radiação natural e dos tratamentos médicos com raios X, não são consideradas nas doses acumuladas. Por esse motivo, recomenda-se aos médicos e dentistas que tenham o máximo cuidado no uso dos raios X e demais radiações ionizantes, para evitar exposições desnecessárias. Mesmo assim, pesquisas e avaliações das doses e efeitos sobre a radioatividade natural e o uso das radiações ionizantes em Medicina e outras áreas de aplicação, são continua e crescentemente realizados. Os resultados destes esforços são publicados nos relatórios das Nações Unidas, denominados *Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation*”, UNSCEAR.

(ver: <http://www.unscear.org/unscear/en/publications/>.)

Além destas publicações, existem outras editadas por alguns países como, por exemplo, os Estados Unidos, denominadas “*Recommendations of the National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP Report No.160, (2009) - Ionizing Radiation Exposure of the Population of the United States*”.

Assim, *qualquer atividade envolvendo radiação ou exposição deve ser justificada em relação a outras alternativas e produzir um benefício líquido positivo para a sociedade.*

7.2.2. Otimização

O princípio básico da proteção radiológica ocupacional estabelece que *todas as exposições devem ser mantidas tão baixas quanto razoavelmente exequíveis (ALARA: As Low As Reasonably Achievable).*

Estudos epidemiológicos e radiobiológicos em baixas doses mostraram que não existe um limiar real de dose para os efeitos estocásticos. Assim, qualquer exposição de um tecido envolve um risco carcinogênico, dependendo da radiosensibilidade desse tecido por unidade de dose equivalente (coeficiente de risco somático). Além disso, qualquer exposição das gônadas pode levar a um detrimento genético nos descendentes do indivíduo exposto.

O princípio ALARA estabelece, portanto, a necessidade do aumento do nível de proteção a um ponto tal que aperfeiçoamentos posteriores produziriam reduções menos significativas do que os esforços necessários. A aplicação desse princípio requer a otimização da proteção radiológica em todas as situações onde possam ser controladas por medidas de proteção, particularmente na seleção, planejamento de equipamentos, operações e sistemas de proteção.

Os esforços envolvidos na proteção e o detrimento da radiação podem ser considerados em termos de custos; desta forma uma otimização em termos quantitativos pode ser realizada com base numa análise custo-benefício. Na Figura 7.1 faz-se uma representação esquemática desta análise, utilizando como parâmetro a dose coletiva.

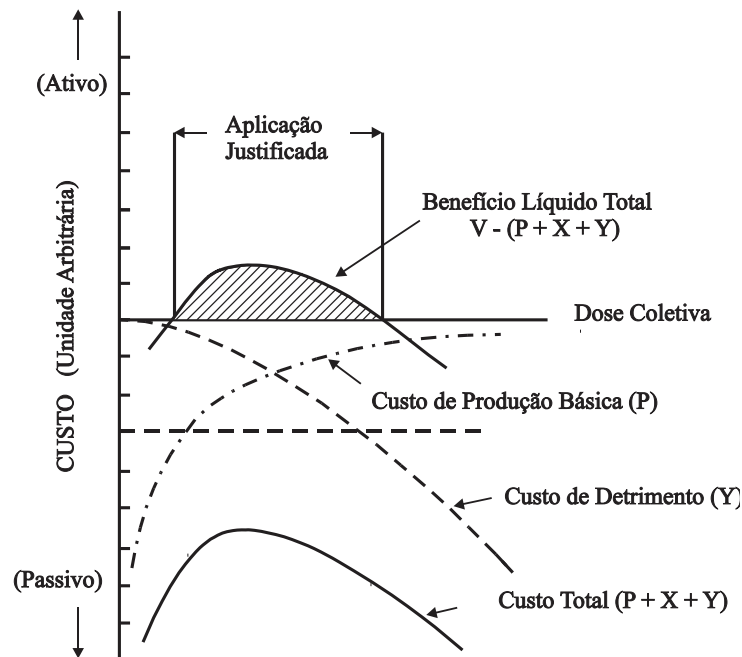


Figura 7.1 - Descrição esquemática do método de análise custo-benefício para a otimização da proteção radiológica.

7.2.3. Limitação da dose individual

Uma das metas da proteção radiológica é a de manter os limites de dose equivalente anual, $H_{T,lim}$, para os tecidos, abaixo do limiar do detrimento, $H_{T,L}$, para os efeitos não-estocásticos nesse tecido ou seja,

$$H_{T,lim} < H_{T,L}$$

Dessa forma impõe-se que *as doses individuais de Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOE) e de indivíduos do público não devem exceder os limites anuais de doses estabelecidos na Tabela 7.1.*

Outra meta da proteção radiológica é a de limitar a probabilidade de ocorrência de efeitos estocásticos. A limitação de dose para efeitos estocásticos é baseada no princípio de que o detrimento deve ser igual, seja para irradiação uniforme de corpo inteiro, seja para irradiação não uniforme. Para que isso ocorra é preciso que

$$E = H_E = \sum_T w_T \cdot H_T < H_{WB,L}$$

onde w_T é o fator de peso para o tecido T , H_T é a dose equivalente anual no tecido T e $H_{WB,L}$ é o limite de dose equivalente anual recomendado para irradiação uniforme do corpo inteiro H_{WB} , ou dose efetiva E .

O fator de peso, w_T , para efeitos estocásticos no tecido T , é definido como sendo a razão entre o coeficiente de probabilidade de detrimento fatal para esse tecido (f_T), levando em conta a severidade do efeito e o coeficiente de risco total para o corpo, para irradiação uniforme de corpo inteiro. Os valores de f_T e w_T para vários tecidos são mostrados na Tabela 7.2.

Tabela 7.1 - Limites Primários anuais de Dose Efetiva - CNEN-NN-3.01 (2011) e BSS 115.

Grandeza		Indivíduo Ocupacionalmente Exposto (mSv)	Indivíduo do Público (mSv)	Aprendiz ou Estudante (16 a 18 anos) (mSv)	Visitante ou Acompanhante (mSv)
Dose Efetiva ou de Corpo inteiro		20 ^{a, b}	1 ^c	6	5 ^d
Dose Equivalente	Cristalino	150	15	50	
	Extremidades (mãos e pés) Pele	500 ^e	50 ^e	150 ^e	

^a Em circunstâncias especiais, a CNEN poderá autorizar temporariamente uma mudança na limitação de dose, desde que não exceda 50 mSv em qualquer ano, o período temporário de mudança não ultrapasse 5 anos consecutivos, e que a dose efetiva média nesse período temporário não exceda 20 mSv por ano.

^b Mulheres grávidas (IOE) não podem exceder a 1 mSv por 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.

^d Por período (diagnóstico + tratamento).

^e Valor médio numa área de 1 cm² da parte mais irradiada.

Os fatores de peso w_T para os vários tecidos ou órgão usados para o cálculo da Dose Efetiva ou de Corpo Inteiro $E = H_{WB} = \sum_T w_T H_T$, recomendados pelas publicações n° 26 e 60 da ICRP estão na Tabela 7.2. Os fatores w_T da ICRP 60 são os estabelecidos na Norma CNEN-NN-3.01, de 2011.

7.2.4. Limites Primários

Os valores dos *limites variam com o tempo*. Eles dependem do estado de desenvolvimento da prática de proteção radiológica no mundo ou num determinado país, dos limites de detecção dos equipamentos que medem as grandezas operacionais vinculadas às grandezas primárias estabelecidas em norma e das prioridades estabelecidas pelos grupos humanos em determinada época.

Por exemplo, os limites estabelecidos na *Basic Safety Series 115* da Agência Internacional de Energia Atômica, são coerentes com os recomendados pela Comissão

Internacional de Proteção Radiológica, na publicação 60 (ICRP 60) e foram acatados pela Norma NN-3.01, cuja revisão pela CNEN, foi concluída em 2011.

Na Tabela 7.1 que resume os limites estabelecidos pela Norma NN-3.01 e pelo BSS 115, percebe-se a preocupação social com os aprendizes, estudantes e acompanhantes de pacientes em hospitais.

Em condições de exposição rotineira, *nenhum IOE pode receber, por ano, doses efetivas ou equivalentes superiores aos limites primários* estabelecidos pela Norma CNEN-NN-3.01 de 2011, mostrados na Tabela 7.1.

Tabela 7.2 - Coeficientes de Probabilidade de Detrimento Fatal e Fatores de peso para vários Tecidos.

Tecido Humano	Coeficiente de Probabilidade de Detrimento Fatal (10^{-4} Sv^{-1})	Fatores de Peso w_T
Bexiga	30	0,05
Medula óssea vermelha	50	0,12
Superfície óssea	5	0,01
Mama	20	0,05
Cólon	85	0,12
Fígado	15	0,05
Pulmão	85	0,12
Esôfago	30	0,05
Gônadas	10	0,20
Pele	2	0,01
Estômago	110	0,12
Tireoide	8	0,05
Restante	50	0,05
Total	500*	1,00

*Este total só vale para o público em geral. O risco total para IOE é estimado $400.10^{-4} \text{ Sv}^{-1}$.

7.2.4.1. Limites Secundários, Derivados e Autorizados

Na prática, as grandezas básicas não podem ser medidas diretamente e, assim, não permitem um controle adequado dos possíveis danos induzidos pela radiação. É, portanto, um dos problemas fundamentais da proteção radiológica interpretar as medições de radiação ou atividade no meio-ambiente em termos da dose equivalente em tecidos e da resultante de dose efetiva.

Recomenda-se assim a aplicação de limites secundários e de limites derivados que são relacionados aos limites primários e permitem uma comparação mais direta com as quantidades medidas.

Os limites secundários são para irradiações externa e interna. No caso de irradiação externa aplica-se o índice de dose equivalente de 20 mSv/ano . Para a irradiação interna, os limites são os anuais para a absorção de material radioativo via inalação ou ingestão, referidos ao *Homem de Referência*.

Pode-se utilizar padrões intermediários, chamados de *limites derivados* ou *limites operacionais*, para interpretar uma medição de rotina em termos dos limites máximos recomendados.

Autoridades competentes ou a direção de uma instituição, podem determinar limites inferiores aos limites derivados, para serem utilizados em determinadas situações. Tais limites são chamados de *limites autorizados*.

7.2.4.2. Níveis de Referência

Para se adotar uma ação, quando o valor de uma determinada quantidade ultrapassa determinado valor, utilizam-se *níveis de referência*. A ação a ser tomada pode variar de uma simples anotação da informação (*Nível de Registro*), passando por uma investigação sobre as causas e consequências (*Nível de Investigação*), até chegar a medidas de intervenção (*Nível de Intervenção*).

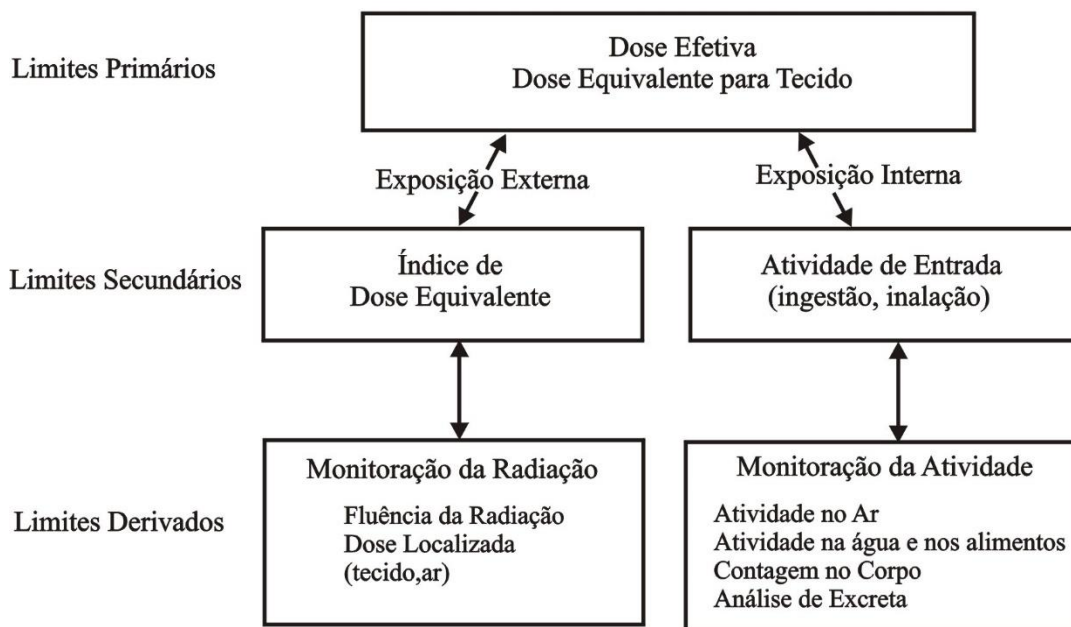


Figura 7.2 - Grandezas básicas e derivadas utilizadas para a limitação da exposição individual

O *Nível de Registro* é utilizado quando as medidas de um programa de monitoração fornecem resultados tão baixos que não são do interesse, podendo ser descartados. No entanto, pode-se escolher um nível de registro para as dose efetivas, equivalente de dose pessoal ou para a entrada de material radioativo no corpo acima do qual é de interesse adotar e arquivar os resultados.

O *Nível de Investigação* é definido como o valor da dose efetiva ou de entrada de material radioativo no corpo, acima do qual o resultado é considerado suficientemente importante para justificar maiores investigações. Esse nível deve ser relacionado a um só evento, e não com a dose efetiva acumulada ou entrada de material durante um ano.

O *Nível de Intervenção* depende da situação e deve ser pré-estabelecido, pois sempre irá interferir com a operação normal ou com a cadeia normal de responsabilidades.

Tabela 7.3 - Níveis de Registro e de Investigação para Indivíduos Ocupacionalmente Expostos (IOE) estabelecidos pela Posição Regulatória 3.01/004:2011 da CNEN para Monitoração Individual.

Nível	Tipo de Exposição	Grandeza limitante	Valor/período*
Registro	Corpo Inteiro	Dose Efetiva E	$\geq 0,20$ mSv/mês
Investigação	Corpo Inteiro	Dose Efetiva E	6 mSv/ano ou 1 mSv/qualquer mês
	Pele, mãos e pés	Dose Equivalente H	150 mSv/ano ou 20 mSv/qualquer mês
	Cristalino	Dose Equivalente H	6 mSv/ano ou 1 mSv/qualquer mês

* Períodos diferentes do mensal devem ser comunicados à CNEN.

7.2.4.3. Classificação das áreas de trabalho

Para fins de gerenciamento da Proteção Radiológica numa instalação, as áreas de trabalho com material radioativo ou geradores de radiação, devem ser classificadas em: *Área Controlada*, *Área Supervisionada* e *Área Livre*, conforme definidas na norma CNEN-NN-3.01:

a) *Área Controlada*

Área sujeita a regras especiais de proteção e segurança, com a finalidade de controlar as *exposições normais*, prevenir a disseminação de contaminação radioativa e prevenir ou limitar a amplitude das exposições potenciais.

b) *Área Supervisionada*

Área para a qual as condições de exposição ocupacional são mantidas sob supervisão, mesmo que medidas de proteção e segurança específicas não sejam normalmente necessárias.

c) *Área Livre*

Área que não seja classificada como área controlada ou supervisionada.

As áreas controladas devem ter controle restrito, estar sinalizadas com o símbolo internacional das radiações ionizantes, os trabalhadores devem estar individualmente identificados e monitorados e, na maioria das vezes, portando equipamento de proteção individual (EPI).

Uma área para ser considerada controlada, sob o ponto de vista radiológico, deve apresentar, em média, um nível de exposição maior que 3/10 do limite máximo permitido pela norma da CNEN.

Em algumas instalações, as áreas controladas podem ter requisitos adicionais de proteção e segurança visando, por exemplo, a guarda de segredos industriais ou militares.

As áreas supervisionadas devem possuir monitores de área, controle de acesso e nível de exposição maior que 1 mSv/ano. As áreas consideradas livres devem apresentar um nível de exposição menor do que 1 mSv/ano.

7.2.4.4. Exposição crônica do Público

Pessoas do público podem estar sujeitas a uma exposição crônica de radiação em várias situações previstas na Posição Regulatória - 3.01/007 da CNEN de 24/11/2005. Nelas estão incluídas o uso de materiais de construção com elevados teores de elementos pertencentes às séries do urânio e tório, radioatividade natural do solo elevada, áreas contaminadas por resíduos industriais, operações militares, acidentes nucleares ou radiológicos.

Para estas situações existem dois níveis estabelecidos pela CNEN: o primeiro de 10 mSv/ano, quando se deve fazer uma avaliação de implementação de ações de intervenção para remediação; o segundo, de 50 mSv/ano, quando deve haver uma intervenção, independente da justificativa, para resolver a situação.

7.2.4.5. Bandas de Dose Efetiva

O estabelecimento de valores numéricos para os limites primários ou derivados traz embutidas algumas dificuldades na tomada de decisão, principalmente quando ocorrem situações em que, por exemplo, a dose efetiva nos indivíduos ocupacionalmente expostos (IOE) apresenta valores muito próximos deles. Isto fica mais crítico em situações de emergência, onde os valores recebidos das doses efetivas nos IOE ou membros da população são estimados devido às restrições do cenário de ocorrência e das dificuldades de medição ou de estimativa.

Assim, as recentes recomendações internacionais de proteção radiológica, buscam estabelecer *Bandas de Dose Efetiva*, ao invés de *Valores limites*. Na publicação 103 de 2007 da ICRP, há recomendações sobre *Limites de Dose (Dose Limits)* para trabalhadores em exposições planejadas e *Restrições de dose (Dose constraints)* e *Níveis de Referência (Reference levels)* para indivíduos representativos da população em todas as situações.

Nessa publicação, aparece o conceito de bandas de dose efetiva onde a primeira banda atinge valores até 1 mSv, a segunda de 1 a 20 mSv, a terceira de 20 a 100 mSv. Na primeira banda quase nenhum benefício pode aparecer para o indivíduo ou a sociedade devido a exposição à radiação ionizante. Na segunda, as pessoas recebem os benefícios da situação de exposição e na terceira, a fonte está fora de controle e as exposições precisam ser reduzidas pela ação dos responsáveis.

De um modo geral, as bandas podem ser resumidas em 6 situações, condensadas na Figura 7.3.

BANDAS DE DOSE EFETIVA INDIVIDUAL

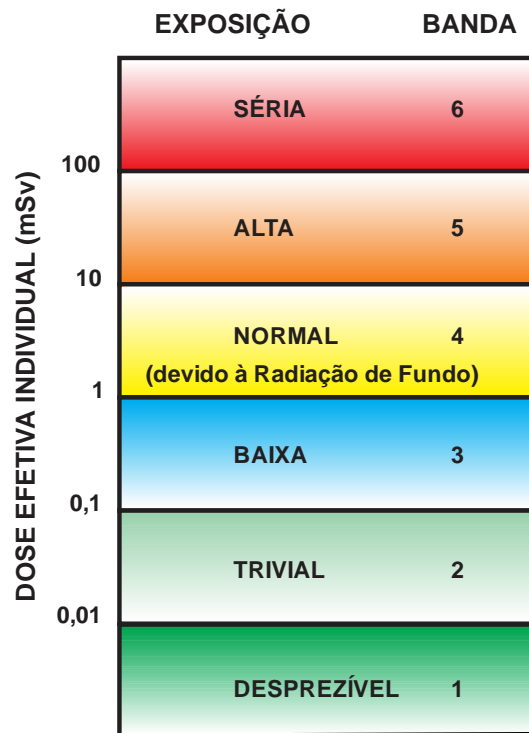


Figura 7.3 - Bandas de Dose Efetiva Individual, em *mSv*, que podem ser utilizadas em situações de operação normal ou de emergência.

7.3. SITUAÇÕES DE EMERGÊNCIA

Um dos cenários possíveis de ocorrência em Proteção Radiológica é o funcionamento da instalação ou do procedimento técnico apresentar um desvio de operação e possibilitar o surgimento de sequências de eventos indesejáveis e até perigosos. Neste caso, a presteza no atendimento a estas situações de emergência, deve ser eficiente e rápido, para evitar danos crescentes, à medida que o tempo passa.

O atendimento a estas situações varia com a gravidade do evento e com o cenário envolvido. A maioria delas é resolvida pelos responsáveis pela operação ou pelo serviço de proteção radiológica local. Numa situação mais ampla e complexa, exige-se a intervenção do Serviço de Atendimento a Situações de Emergência do País.

Num evento envolvendo uma situação de emergência, a primeira preocupação é a prevenção ou redução da dose nos IOE ou membros da população. Os objetivos práticos recomendados pela ICRP em sua publicação 109, aprovada em outubro de 2008, são os seguintes:

- 1) retomar o controle da situação;
- 2) prevenir ou mitigar as consequências da cena;
- 3) prevenir a ocorrência de efeitos determinísticos nos trabalhadores e membros do público;
- 4) prestar os primeiros socorros e gerenciar o tratamento das lesões da radiação;
- 5) reduzir, na medida do possível, a ocorrência de efeitos estocásticos na população;

- 6) prevenir, na medida do possível, a ocorrência de efeitos não radiológicos adversos sobre indivíduos e entre a população;
- 7) proteger, na medida do possível, o ambiente e os bens; e
- 8) levar em conta, na medida do possível, a necessidade de retomada das atividades sociais e econômicas.

As “*Medidas de Proteção e Critérios de Intervenção em Situações de Emergência*” estão bem detalhadas e estabelecidas na Posição Regulatória 3.01/006:2011 da CNEN, onde são descritas as Ações Protetoras Imediatas e Níveis Genéricos de Intervenção, as questões relativas ao Reassentamento Temporário ou Definitivo das pessoas atingidas, os Níveis de Ação para Controle de Alimentos e os Níveis Operacionais Específicos para Acidentes de Reatores.

É bom salientar que, na maioria das situações, os indivíduos do público, que são os trabalhadores de uma instalação que não operam com radiação e nem em áreas supervisionadas ou controladas, são tratados como membros da população, principalmente nas situações de emergência. Ou seja, os limites de exposição e contaminação dos indivíduos do público são utilizados para a população.

Entretanto, em algumas instalações, indivíduos do público são constituídos dos trabalhadores que operam nas rotinas de limpeza, algumas áreas administrativas e oficinas e, membros da população são pessoas externas à instalação. Nos casos de exposição à radiação ou contaminação, os integrantes da instalação são cuidados e regulamentados pelo órgão regulatório do país, por exemplo, a CNEN. Já os membros da população são cuidados pela Vigilância Sanitária e Secretarias de Saúde.

Um exemplo ilustrativo é o comércio e consumo de alimentos contaminados com material radioativo. A CNEN pode fazer a sua liberação quando o nível de contaminação para cada tipo de radionuclídeo estiver abaixo dos limites por ela estabelecidos. Entretanto, a Vigilância Sanitária pode mandar impedir a venda e recolher os alimentos em todo o território nacional, por medida de prudência e salvaguarda da saúde da população.

7.3.1. Sistema de triagem de público

Em acidentes envolvendo a dispersão de material radioativo para o ambiente, como, por exemplo, nos acidentes de Goiânia, Chernobyl ou Fukushima, uma das primeiras tarefas é a identificação das pessoas que poderiam ser vítimas da contaminação radioativa.

Esta atividade é realizada após convocação da população aos centros de triagem ou a visita às casas e locais possíveis de terem sido contaminadas.

Na triagem do público, os técnicos que fazem as medições devem portar instrumentos sensíveis e leves, uma vez que o tempo de operação tem duração imprevisível.

Os detectores mais utilizados para isto são do tipo *Electronic Personal Dosimeter MK2*, com detectores de silício, sensíveis à radiação X, gama e beta, e que possuem alta sensibilidade e alcance; *Personal Radiation Detector (PRD) Thermo RadEye*, com detector de NaI(Tl) de alta sensibilidade e seletividade para radiação gama, com microfotomultiplicadora; *IdentiFINDER*, com detector de NaI(Tl) e GM, capaz de identificar o radionuclídeo emissor gama, conforme mostrados na Figura 7.4. Estes detectores medem taxa de exposição (mR/h), taxa de dose efetiva (mSv/h), contagem por segundo (cps), em ampla faixa de detecção. Eles fazem os testes

operacionais e subtraem o background automaticamente, podem ser conectados a microcomputadores, e operam no modo sonoro ou vibracional.

Estes detectores são apropriados para ser utilizados no sistema de segurança durante a realização dos grandes eventos, como Jogos Pan-americanos, Copa das Confederações, Copa do Mundo e Olimpíadas.

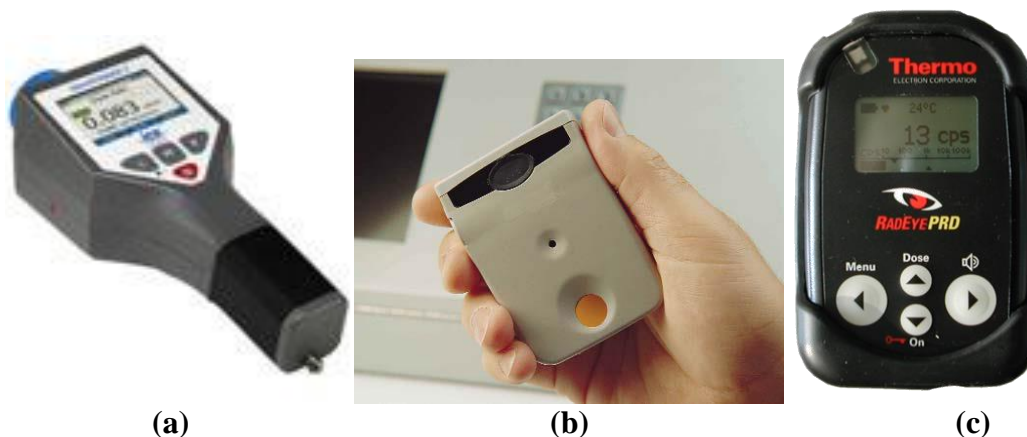


Figura 7.4 - Detectores portáteis apropriados para uso em triagem de público quando da ocorrência de acidentes com dispersão de material radioativo no ambiente. Os detectores mostrados são; (a) identiFINDER, (b) Electronic Personal Dosemeter, (c) Thermo RadEye PRD.

7.4. CUIDADOS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

7.4.1 Tempo

As radiações externas podem ser controladas operando-se com três parâmetros: *tempo, distância e blindagem* (ou *barreira*).

A *dose acumulada por uma pessoa* que trabalha numa área exposta a uma determinada taxa de dose *é diretamente proporcional ao tempo* em que ela permanece na área. Essa dose pode ser controlada pela limitação desse tempo:

$$Dose = Taxa \cdot Tempo$$

Como o *tempo de permanência* em áreas de trabalho nas quais existem materiais radioativos ou fontes de radiação, conforme o tipo de tarefa a ser realizada, devem ser empregadas procedimentos de redução na dose do IOE. Os recursos mais utilizados são: o aumento da distância ou a introdução de material de blindagem entre o homem e a fonte de radiação.

Deve-se sempre ter em mente que *quanto menor o tempo de exposição, menores serão os efeitos causados pela radiação*. Porém, o recurso mais eficaz de redução do tempo de execução de uma tarefa é o treinamento do operador, a otimização de sua habilidade.

7.4.2. Distância

Para uma fonte puntiforme, emitindo radiações em todas as direções, o *fluxo*, que é proporcional à taxa de dose numa determinada *distância r da fonte*, é *inversamente proporcional ao quadrado dessa distância*.

Cabe lembrar que essa relação somente é verdadeira para uma fonte puntiforme, um detector puntiforme e absorção desprezível entre a fonte e o detector. Isto porque ela se baseia no ângulo sólido definido pela fonte (puntiforme) e a superfície de uma calota esférica definida pela distância *r*, entre fonte e objeto alvo, durante o tempo *t* de exposição. A lei do inverso do quadrado é dada por:

$$\frac{\dot{D}_1}{\dot{D}_2} = \frac{(r_2)^2}{(r_1)^2}$$

onde \dot{D}_1 é a taxa de dose na distância r_1 da fonte e \dot{D}_2 é a taxa de dose na distância r_2 da fonte.

Note-se que duplicando a distância entre a fonte e o detector, reduz-se a taxa de dose a 1/4 de seu valor inicial. Dessa forma, o modo mais fácil de evitar exposição às radiações ionizantes é ficar longe da fonte.

7.4.3. Blindagem

As pessoas que trabalham com fontes ou geradores de radiação ionizante devem dispor de procedimentos técnicos bem elaborados de modo que o objetivo da tarefa seja concretizado e sua segurança esteja garantida contra exposições desnecessárias ou acidentais. Nesses procedimentos, os fatores *tempo* e *distância* em relação às fontes radioativas estão implícitos na habilidade e destreza de um técnico bem treinado para a tarefa. Por não apresentar hesitações durante sua execução, sua duração é mínima; por dominar todos os elementos do processo, não comete enganos, se posiciona no lugar adequado e com a postura correta.

Entretanto, em certas situações, principalmente quando se opera com fontes intensas ou níveis elevados de radiação, além de colimadores, aventais, labirintos e outros artefatos, é necessário introduzir outro fator de segurança: a *blindagem*.

A escolha do material de blindagem depende do tipo de radiação, atividade da fonte e da taxa de dose que é aceitável fora do material de blindagem.

7.4.4. Blindagem de uma instalação

O cálculo e construção de uma blindagem para uma instalação devem levar em consideração a localização dos geradores de radiação, as direções possíveis de incidência do feixe, o tempo de ocupação da máquina ou fonte, a carga de trabalho, os locais e áreas circunvizinhas, a planta da instalação. Além do cálculo da *barreira primária*, deve-se calcular a *barreira secundária* devido ao espalhamento da radiação nas paredes, equipamentos e no ar.

Após a escolha dos materiais da construção da instalação e da blindagem, calculam-se as espessuras e escolhem-se as geometrias que otimizam a redução do nível de radiação estabelecidos por normas, específicas e gerais, de proteção radiológica.

7.4.5. Blindagem para Diferentes Tipos de Radiação

7.4.5.1. Blindagem para Nêutrons

Nêutrons rápidos são atenuados de forma aproximadamente exponencial, onde o coeficiente de atenuação é denominado *Seção de Choque Macroscópica*, que pode ser avaliado pelo *Comprimento de Relaxação*:

$$\phi(x) = \phi(0) \cdot e^{-\Sigma x} = \phi(0) \cdot e^{-\frac{x}{\lambda}}$$

onde x é a espessura de material atenuador, ϕ é o fluxo ou intensidade do feixe de nêutrons, Σ é a seção de choque macroscópica (cm^{-1}) e λ é o comprimento de relaxação.

Na tabela 7.4 são dados valores de comprimento de relaxação para nêutrons rápidos para alguns materiais moderadores e atenuadores.

Tabela 7.4 - Comprimento de Relaxação aproximado de alguns materiais, para nêutrons rápidos

Material	Densidade (g.cm^{-3})	Comprimento de Relaxação (cm)
Água	1	10
Grafite	1,62	9
Berílio	1,85	9
Óxido de berílio	2,3	9
Concreto	2,3	12
Alumínio	2,7	10
Concreto baritado	3,5	9,5
Concreto com ferro	4,3	6,3
Ferro	7,8	6
Chumbo	11,3	9

Os materiais utilizados para blindagem de nêutrons normalmente são de baixo número atômico Z , para evitar o espalhamento elástico que, ao invés de atenuar, espalharia nêutrons em todas as direções. Os materiais de alto Z utilizados são aqueles que absorvem nêutrons nas reações, como o cádmio e o índio. Os materiais mais utilizados são a água, a parafina borada, o grafite e o concreto.

O projeto de blindagem para nêutrons numa instalação envolve um aparato matemático muito complexo, e normalmente a equação de difusão ou transporte são solucionadas numericamente por meio de códigos de computação. Nesses códigos são levados em conta todos os tipos de reações nucleares, em todas as faixas de energia, inclusive nas regiões de ressonância, onde o valor da seção de choque varia abruptamente, inclusive em várias ordens de grandeza.

7.4.5.2. Blindagem para Partículas Carregadas

Partículas carregadas dissipam energia nas colisões com as partículas dos átomos do material de blindagem, até que sua velocidade entra em equilíbrio com a das

demais partículas do meio. O espaço percorrido desde sua entrada no material até sua parada é denominado de *alcance da partícula (ou range)*.

Se a massa da partícula é pequena, como no caso da partícula beta, a forma da trajetória pode ser bastante irregular, tortuosa, com mudanças significativas de direção de propagação, principalmente perto do ponto de “parada”. Se a partícula tem massa elevada, como no caso da partícula alfa ou fragmentos de fissão, a trajetória é quase retilínea, só mudando de direção quando ocorre uma colisão com um núcleo pesado, o que raramente acontece.

Devido a esse comportamento, ou seja, de existir um alcance para cada tipo de partícula carregada em função da energia e do material, pode-se chegar à absorção total de um feixe de partículas. Isso permite construir uma blindagem com muita eficiência, desde que a espessura de material seja superior ao alcance, ou “*poder de penetração*” da partícula, e sua natureza seja tal que minimize as interações com emissão de radiação de freamento.

Para blindar essas partículas utiliza-se material de baixo Z que possua consistência mecânica, como acrílico, teflon, PVC, polietileno e, algumas vezes, o chumbo e concreto. O chumbo não deve ser utilizado para blindagem de feixes de elétrons, devido à produção de radiação de freamento que agravaria a situação em termos de níveis de radiação e penetrabilidade.

Nota: Como muitas pessoas estão acostumadas a “respeitar” uma fonte radioativa quando a mesma se encontra guardada em recipiente de chumbo, devidamente sinalizado, para uma fonte intensa de radionuclídeos emissores beta, blindam-se as radiações com uma espessura adequada de PVC, acrílico ou teflon e, posteriormente, coloca-se o frasco dentro de outro de chumbo. Essa providência final tem somente um efeito psicológico, pois as radiações já foram devidamente blindadas.

7.4.5.3. Blindagem para Raios X e Gama

Devido ao fato de fótons X e γ atravessarem o material absorvedor, sua redução é determinada pela energia da radiação, pela natureza do material absorvedor e a sua espessura. Pode-se então determinar a espessura de material necessário para se atenuar feixes de fótons X e γ , utilizando em primeira aproximação, a lei de atenuação exponencial

$$I = I_0 \cdot e^{-\mu x} = I_0 \cdot e^{-(\mu/\rho)\rho x}$$

onde, μ é o coeficiente de atenuação total do material para a energia E , μ/ρ é o coeficiente de atenuação total em massa (ou “mássico”), ρ é a densidade do material e x é a espessura da blindagem. (ver: www.physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/ Table 3 e Table 4.

Quando um material é constituído de uma mistura ou composição de diversos elementos químicos, pode-se obter o seu coeficiente de atenuação linear pela média ponderada, dada por:

$$\mu/\rho = \sum_i (\mu_i/\rho_i)w_i$$

onde w_i é a participação percentual do elemento químico no composto.

Para o cálculo de blindagens de instalações mais complexas, como por exemplo, as de radioterapia com fótons ou elétrons, o procedimento de cálculo é bastante diferente da determinação de blindagem de uma fonte puntiforme ou feixe colimado paralelo. Para isso, foi adicionado nesta apostila, o Anexo C, que trata da *Determinação de Blindagens em Radioterapia*.

7.4.5.4. Camada Semi-Redutora

O coeficiente de atenuação total μ depende do material atenuador e da energia do feixe incidente. No caso de uma fonte que emite fótons de várias energias, deve-se utilizar diferentes valores de μ , correspondentes às diversas energias do feixe e às diversas taxas de emissão de cada radiação. Como a intensidade de um feixe de fótons não pode ser totalmente atenuada pela blindagem, utiliza-se um parâmetro experimental, denominado de *camada semi-redutora* ($HVL = \underline{H}alf \underline{V}alue \underline{L}ayer$), definido como sendo a espessura de material que atenua à metade a intensidade do feixe de fótons. A relação entre μ e HVL é expressa por:

$$\mu = \frac{0,693}{HVL}$$

Assim, a lei de atenuação exponencial pode ser escrita como:

$$I = I_0 \cdot e^{-\frac{0,693}{HVL} x}$$

Da mesma forma que o HVL , outro parâmetro muito utilizado no cálculo de espessura de blindagem é a *camada deci-redutora* ($TVL = \underline{T}enth \underline{V}alue \underline{L}ayer$) definido como sendo a espessura de material que atenua de um fator de 10 a intensidade do feixe de fótons.

Na Tabela 7.5 são dados valores de HVL e TVL para três materiais, chumbo, concreto e ferro, em função da kilovoltagem pico do tubo de raios X. Na Tabela 7.6 são dados valores de HVL para os vários tipos de radionuclídeo emissores gama.

Tabela 7.5 - Camadas semi-redutoras (HVL) e deci-redutoras (TVL).

kV Pico	Material atenuador					
	Chumbo (cm)		Concreto (cm)		Ferro (cm)	
	HVL	TVL	HVL	TVL	HVL	TVL
50	0,006	0,017	0,43	1,5		
70	0,017	0,052	0,84	2,8		
100	0,027	0,088	1,6	5,3		
125	0,028	0,093	2	6,6		
150	0,03	0,099	2,24	7,4		
200	0,052	0,17	2,5	8,4		
250	0,088	0,29	2,8	9,4		
300	0,147	0,48	3,1	10,4		
400	0,25	0,83	3,3	10,9		

kV Pico	Material atenuador					
	Chumbo (cm)		Concreto (cm)		Ferro (cm)	
	HVL	TVL	HVL	TVL	HVL	TVL
500	0,36	1,19	3,6	11,7		
1.000	0,79	2,6	4,4	14,7		
2.000	1,25	4,2	6,4	21		
3.000	1,45	4,85	7,4	24,5		
4.000	1,6	5,3	8,8	29,2	2,7	9,1
6.000	1,69	5,6	10,4	34,5	3	9,9
8.000	1,69	5,6	11,4	37,8	3,1	10,3
10.000	1,66	5,5	11,9	39,6	3,2	10,5

Tabela 7.6 - Valores da camada semi-redutora (HVL) de vários materiais para vários radionuclídeos emissores de radiação gama, numa condição de “boa geometria”, onde a contribuição da radiação secundária de espalhamento não é importante. Ref. IAEA - TECDOC - 1162, Vienna, 2000.

Radionuclídeo	Camada Semi-redutora (cm)				
	Chumbo	Ferro	Alumínio	Água	Concreto
Na-22	67	1,38	3,85	9,4	4,35
Na-24	132	2,14	6,22	14,75	6,88
K-40	115	1,8	4,99	11,97	5,63
K-42	118	1,84	5,1	12,21	5,75
Sc-46	0,82	1,48	4,20	9,84	4,66
Ti-44	0,04	0,21	0,6	1,41	0,67
V-48	0,8	1,48	4,18	9,95	4,67
Cr-51	0,17	0,82	2,38	5,69	2,68
Mn-54	0,68	1,33	3,8	9	4,22
Mn-56	0,94	1,65	4,78	11,13	5,27
Fe-59	0,94	1,59	4,51	10,58	5,02
Co-60	1	1,66	4,65	10,99	5,2
Cu-64	0,41	1,08	3,01	7,61	3,43
Zn-65	0,87	1,53	4,34	10,15	4,81
Ga-68	0,42	1,09	3,04	7,67	3,47
Ge-68+Ga-68	0,42	1,09	3,04	7,67	3,47
Se-75	0,12	0,62	1,79	4,26	2,01
Kr-85	0,41	1,07	3,00	7,59	3,43
Kr-85m	0,10	0,05	1,46	3,46	1,64
Kr-87	0,83	1,67	4,84	11,46	5,36
Kr-88+Rb-88	1,17	1,89	5,51	12,74	6,05
Rb-86	0,87	1,53	4,35	10,13	4,81
Rb-88	117	1,89	5,51	12,74	6,05
Sr-89	0,74	1,4	4	9,35	4,42
Sr-91	0,71	1,38	3,94	9,31	4,38

Radionuclídeo	Camada Semi-redutora (cm)				
	Chumbo	Ferro	Alumínio	Água	Concreto
Y-91	0,96	1,62	4,57	10,74	5,09
Zr-95	0,6	1,26	3,58	8,61	4
Nb-94	0,64	1,3	3,7	8,84	4,13
Nb-95	0,62	1,28	3,63	8,72	4,06
Mo-99+Tc-	0,49	1,11	3,16	7,6	3,54
Mo-99	0,49	1,11	3,16	7,6	3,54
Tc-99	0,05	0,25	0,73	1,73	0,82
Tc-99m	0,07	0,39	1,13	2,68	1,27
Ru-103	0,4	1,06	2,97	7,53	3,4
Ru-105	0,48	1,16	3,28	7,98	3,69
Rh-106	0,49	1,17	3,29	8,16	3,73
Ag-110m	0,71	1,38	3,91	9,36	4,38
Cd-109	0,01	0,06	0,18	0,43	0,2
In-114m	0,23	0,75	2,14	5,18	2,41
Sn-113	0,02	0,09	0,27	0,65	0,31
Sn-123	0,88	1,53	4,36	10,16	4,83
Sn-126+Sb-	0,48	1,15	3,27	7,99	3,68
Sn-126	0,04	0,19	0,55	1,3	0,62
Sb-124	0,83	1,55	4,39	10,49	4,9
Sb-126	0,52	1,19	3,37	8,21	3,79
Sb-126m	0,48	1,15	3,27	7,99	3,68
Sb-127	0,47	1,14	3,24	7,92	3,65
Sb-129	0,72	1,4	3,98	9,45	4,43
Te-127m	0,01	0,08	0,23	0,54	0,26
Te-129	0,33	0,93	2,63	6,53	2,99
Te-129m	0,38	0,82	2,33	5,65	2,61
Te-131m	0,65	1,31	3,74	8,88	4,17
Te-132	0,10	0,53	1,54	3,66	1,73
I-125	0,01	0,08	0,23	0,54	0,26
I-129	0,02	0,09	0,25	0,6	0,28
I-131	0,25	0,93	2,67	6,5	3,02
I-132	0,63	1,31	3,7	8,91	4,14
I-133	0,47	1,15	3,23	8,05	3,67
I-134	0,72	1,4	3,98	9,43	4,43
I-135+Xe-	0,98	1,66	4,7	11,06	5,23
I-135	0,98	1,66	4,7	11,06	5,23
Xe-131m	0,02	0,1	0,29	0,7	0,33
Xe-133	0,03	0,16	0,47	1,11	0,53
Xe-133m	0,05	0,25	0,73	1,72	0,82
Xe-135	0,14	0,72	2,1	4,99	2,36
Xe-135m	0,41	1,07	2,99	7,54	3,41
Xe-138	0,9	1,64	4,79	11,09	5,26
Cs-134	0,57	1,24	3,5	8,5	3,93
Cs-136	0,65	1,32	3,76	8,86	4,18
Cs-137+Ba-	0,53	1,19	3,35	8,2	3,77
Ba-133	0,16	0,67	1,92	4,63	2,17

Radionuclídeo	Camada Semi-redutora (cm)				
	Chumbo	Ferro	Alumínio	Água	Concreto
Ba-137m	0,53	1,19	3,35	8,2	3,77
Ba-140	0,33	0,96	2,69	6,72	3,06
La-140	0,93	1,64	4,63	11,04	5,19
Ce-141	7,00	0,37	1,07	2,52	1,2
Ce-144+Pr-	0,05	0,28	0,82	1,95	0,93
Pr-144m	0,02	0,1	0,28	0,67	0,32
Pm-145	0,02	0,11	0,31	0,74	0,35
Pm-147	0,06	0,34	0,99	2,35	1,12
Sm-151	0,01	0,03	0,09	0,21	0,1
Eu-152	0,66	1,32	3,73	8,84	4,17
Eu-154	0,74	1,38	3,91	9,24	4,35
Eu-155	0,04	0,23	0,66	1,56	0,74
Gd-153	0,03	0,18	0,51	1,21	0,57
Tb-160	0,68	1,35	3,84	9,01	4,26
Ho-166m	0,45	1,09	3,1	7,46	3,48
Tm-170	0,03	0,18	0,51	1,21	0,57
Yb-169	0,06	0,3	0,87	2,05	0,97
Hf-181	0,27	0,86	2,41	6,02	2,75
Ta-182	0,8	1,39	3,94	9,26	4,39
W-187	0,43	1,03	2,91	7,17	3,29
Ir-192	0,24	0,92	2,64	6,42	2,98
Au-198	0,29	0,97	2,74	6,77	3,11
Hg-203	0,14	0,73	2,13	5,04	2,39
Tl-204	0,03	0,18	0,53	1,27	0,6
Pb-210	0,01	0,05	0,15	0,35	0,17
Bi-207	0,65	1,3	3,68	8,79	4,11
Po-210	0,65	1,31	3,73	8,88	4,15
Ra-226	0,09	0,48	1,4	3,32	1,58
Ac-227	0,01	0,08	0,22	0,52	0,25
Ac-228	0,67	1,35	3,84	9,05	4,27
Th-227	0,11	0,58	1,69	4,01	1,9
Th-228	0,02	0,13	0,37	0,88	0,42
Th-230	0,01	0,05	0,14	0,34	0,16
Th-232	0,01	0,04	0,12	0,28	0,13
Pa-231	0,09	0,46	1,35	3,2	1,51
U-232	0,01	0,04	0,12	0,29	0,14
U-233	0,01	0,06	0,16	0,39	0,18
U-234	0,01	0,04	0,12	0,28	0,13
U-235	0,09	0,46	1,35	3,19	1,51
U-238	0,01	0,04	0,11	0,27	0,13
Np-237	0,03	0,12	0,41	0,98	0,46
Pu-236	0,01	0,04	0,11	0,27	0,13
Pu-238	0,01	0,04	0,11	0,27	0,13
Pu-239	0,01	0,04	0,12	0,29	0,14
Pu-240	0,01	0,04	0,11	0,27	0,13
Pu-242	0,01	0,04	0,11	0,27	0,13

Radionuclídeo	Camada Semi-redutora (cm)				
	Chumbo	Ferro	Alumínio	Água	Concreto
Am-241	0,02	0,12	0,35	0,82	0,39
Am-242m	0,01	0,04	0,13	0,3	0,14
Am-243	0,03	0,18	0,52	1,24	0,59
Cm-242	0,01	0,04	0,12	0,28	0,13
Cm-243	0,08	0,43	1,26	2,98	1,41
Cm-244	0,01	0,04	0,12	0,28	0,13
Cm-245	0,05	0,27	0,79	1,86	0,88
Cf-252	0,01	0,04	0,12	0,3	0,14

7.4.5.5. Fator de Redução ou Atenuação

Um parâmetro muito utilizado na estimativa da espessura de blindagem é o *fator de redução* - *FR*, ou *fator de atenuação* - *FA* definido pela relação:

$$FR = I_0 / I = 10^n = 2^m$$

onde I_0 é a intensidade inicial do feixe, I é a intensidade atenuada do feixe, n é o número de camadas deci-redutoras (*TVL*) e m é o número de camadas semi-redutoras (*HVL*).

Conhecendo-se um fator de redução *FR*, a espessura de blindagem é facilmente obtida por:

$$n = \log_{10}(FR) \Rightarrow x = n \cdot TVL$$

ou

$$m = \log_{10}(FR) / \log_{10}(2) \Rightarrow x = m \cdot HVL$$

onde x é a espessura do material de blindagem.

7.4.5.6. Fator de Crescimento (*Build up*)

A partir da atenuação exponencial da radiação eletromagnética por um material, pode-se supor que os fótons espalhados pelas interações são completamente removidos do feixe transmitido, na direção de incidência. No entanto isso só ocorre no caso de feixe colimado e com espessura fina de material absorvedor, requisitos de uma *boa geometria*.

Em geral, uma grande parcela dos fótons espalhados reincide na direção do detector e contribui para o feixe transmitido, alterando o comportamento exponencial da atenuação do feixe. Essa contribuição aditiva representa efetivamente um *crescimento* da intensidade do feixe em relação ao valor esperado. A diferença pode ser corrigida por um fator denominado *fator de crescimento* (*fator de build up*) que depende da energia da radiação, do material de blindagem e da sua espessura. A lei de atenuação pode ser escrita como

$$I = I_0 \cdot e^{-\frac{0,693}{HVL}x} \cdot B(\mu x)$$

onde o fator $B(\mu x)$ depende de μ e da espessura x , podendo ser estimado, com boa aproximação por fórmulas semi-empíricas, como a de Berger:

$$B(\mu x) = 1 + a \cdot \mu \cdot x \cdot e^{b\mu x}$$

onde os parâmetros a e b são obtidos em gráficos, em função da energia da radiação e do tipo do material, na Figura 7.5.

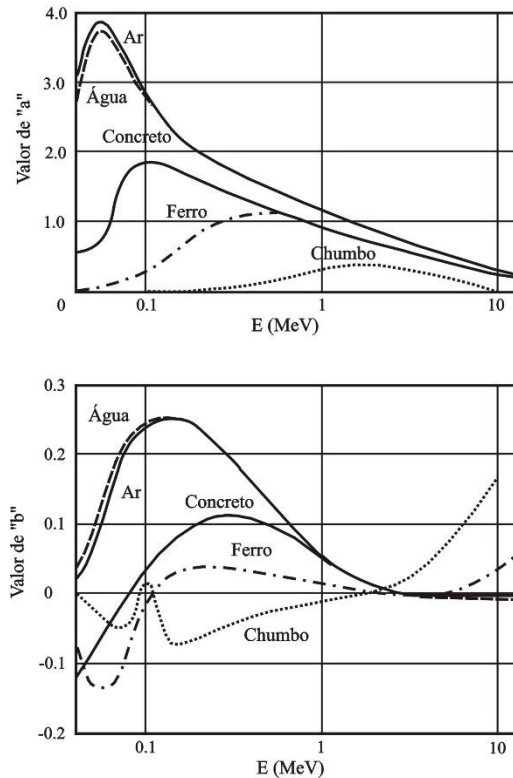


Figura 7.5 - Valores dos parâmetros “a” e “b” em função da energia da radiação da fórmula de Berger para o cálculo do fator de “build up”.

7.5. O PLANO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

Toda instalação que opera com material radioativo deve preparar um documento descrevendo as diretrizes de proteção radiológica que serão adotadas pela instalação. Tal documento, que recebe o nome de *Plano de Proteção Radiológica*, deve descrever:

- A identificação da Instalação e de seu Titular (Direção);
- A função, classificação e descrição das áreas da instalação;
- A descrição da equipe, das instalações e equipamentos do Serviço de Proteção Radiológica;
- A descrição das fontes de radiação, dos sistemas de controle e de segurança e de sua aplicação;
- A função e a qualificação dos IOE;
- A descrição dos programas e procedimentos de monitoração individual, das áreas e do meio ambiente;

- g. A descrição do sistema de gerência de rejeitos radioativos, estando a sua eliminação sujeita a limites estabelecidos em norma específica;
- h. A estimativa de taxas de dose para condições de rotina;
- i. A descrição do serviço e controle médico dos IOE, incluindo planejamento médico em caso de acidentes;
- j. O programa de treinamento dos IOE e demais trabalhadores da instalação;
- k. Os níveis de referência, limites operacionais e limites derivados, sempre que convenientes;
- l. A descrição dos tipos de acidentes admissíveis, do sistema de detecção correspondente e do acidente mais provável ou de maior porte, com detalhamento da árvore de falhas;
- m. O planejamento de interferência em situações de emergência até o restabelecimento da normalidade; e
- n. As instruções de proteção radiológica e segurança fornecidas, por escrito, aos trabalhadores.

Além disso, o Plano de Proteção Radiológica deve descrever as atribuições do titular (direção) da instalação, do supervisor de proteção radiológica e dos IOE da instalação.

7.5.1. Responsabilidade do Titular (Direção) da Instalação

Ao titular da instalação cabe:

- a. Licenciar a instalação junto à CNEN;
- b. Ser responsável pela segurança e proteção radiológica da instalação;
- c. Reduzir a probabilidade de acidentes, autorizar as exposições de emergência e estabelecer limites derivados e operacionais;
- d. Implantar um Serviço de Proteção Radiológica, com pelo menos um Supervisor de Proteção Radiológica;
- e. Estabelecer e submeter à CNEN o Plano de Proteção Radiológica e suas revisões;
- f. Manter um serviço médico adequado;
- g. Instruir os IOE sobre os riscos inerentes às suas atividades e Situações de Emergência;
- h. Estabelecer acordos com organizações de apoio para as emergências;
- i. Notificar à CNEN as ocorrências de acidentes que possam resultar em doses em IOE e/ou indivíduos do público, e submeter um relatório com análise de causas e consequências;
- j. Implementar um Plano Anual de Auditoria e Garantia da Qualidade; e
- k. Garantir livre acesso à instalação, dos inspetores da CNEN.

7.5.2. Responsabilidade do Supervisor de Proteção Radiológica

Ao Supervisor de Proteção Radiológica cabe:

- a. Implementar e orientar o Serviço de Proteção Radiológica;
- b. Assessorar e informar o Titular da Instalação sobre assuntos relativos à proteção radiológica;

- c. Fazer cumprir as normas e recomendações da CNEN bem como o Plano de Proteção Radiológica;
- d. Treinar, reciclar, orientar e avaliar a equipe do Serviço de Proteção Radiológica e demais IOE envolvidos com fontes de radiação; e
- e. Designar um substituto capacitado e qualificado em seus impedimentos.

7.5.3. Responsabilidade dos IOE da Instalação

Aos IOE da instalação cabe:

- a. Executar as atividades de rotina em conformidade com regulamentos de segurança e proteção radiológica estabelecidos pelo Titular (Direção) da Instalação; e
- b. Informar ao Serviço de Proteção Radiológica e aos seus superiores, qualquer evento anormal que possa acarretar níveis de exposição ou risco de ocorrência de acidentes.

7.6. ATIVIDADES DO SERVIÇO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

O Serviço de Proteção Radiológica de uma instalação deve efetuar o *Controle dos IOE*, o *Controle das Áreas*, o *Controle das Fontes de Radiação*, o *Controle dos Equipamentos* e manter atualizados os *Registros*.

O Controle dos IOE é efetuado por meio da *Monitoração Individual* dos IOE, e a consequente *avaliação das doses* recebidas pelos IOE, durante seu período de trabalho. Além disso, o Serviço de Proteção Radiológica deve acompanhar a *supervisão médica* dos IOE da instalação.

O Controle de Áreas é feito pela *avaliação e classificação periódica* das áreas da instalação, o *controle de acesso e sinalização* dessas áreas e a execução de um *programa de monitoração* das mesmas.

O Controle das Fontes de radiação da instalação deve ser feito por meio de um *programa de controle físico*, com a consequente verificação da *integridade* das fontes, quanto a possíveis vazamentos.

Os equipamentos geradores de radiação devem passar por *programas de inspeção* periódica enquanto que os instrumentos utilizados para a proteção radiológica devem ser *calibrados* com a periodicidade estipulada em norma específica.

Registros de usos, ocorrências e das doses individuais dos trabalhadores da Instalação, devem permanecer atualizados no Serviço de Proteção Radiológica.

7.7. REGRAS PRÁTICAS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

7.7.1. Equipamentos e Instalações

- a. Utilizar o equipamento de proteção individual adequado: luvas, avental, óculos, máscara, etc.;
- b. Utilizar os instrumentos de monitoração durante todo o trabalho: caneta dosimétrica, monitor individual (filme ou TLD), monitor de área, monitor de contaminação superficial, etc.;

- c. Manter limpo e em ordem a área (ou laboratório) onde se trabalha com material radioativo;
- d. As áreas onde se trabalha com material radioativo devem ser isoladas e bem sinalizadas;
- e. Manipular o material radioativo em local adequado e com sistema de exaustão apropriado: capelas, células quentes, caixas de luvas, etc.;
- f. Utilizar os instrumentos de manipulação adequados: pinças, porta-fontes, castelos, etc.;
- g. FONTES ABERTAS (Pó, Líquido) Manipular o material radioativo sobre bandejas de material liso (aço inox, teflon) forradas com papel absorvente;
- h. Proteger as bancada com material apropriado e de fácil remoção, como papel absorvente sobre plástico impermeável ou folha de alumínio, caso haja possibilidade de uma contaminação superficial;
- i. Trabalhar em lugar com iluminação e ventilação adequadas.

7.7.2. Planejamento da atividade

- a. Conhecer antecipadamente as características do material radioativo com o qual irá trabalhar;
- b. No caso de material de alta atividade ou de difícil manipulação, simular todas as operações com material de mesmas características, mas inerte, antes de iniciar o trabalho;
- c. Trabalhar com as menores atividades possíveis de material radioativo;
- d. Somente o material radioativo que vai ser utilizado deve estar no local de manipulação;
- e. Manter o responsável pela proteção radiológica informado sobre todo o transporte de radioisótopos, bem como sobre a chegada e saída dos mesmos.

7.7.3. Procedimentos operacionais

- a. Não comer, beber ou fumar na área (ou laboratório) ou durante o trabalho com material radioativo;
- b. Não portar nem armazenar alimentos em local em que se trabalha com material radioativo;
- c. Em todo o trabalho com material radioativo, ter sempre em mente os três parâmetros básicos de proteção radiológica: *tempo*, *distância* e *blindagem*;
- d. No trabalho com fontes abertas ter sempre a companhia de outra pessoa igualmente qualificada;
- e. Não permitir que pessoas não treinadas manipulem material radioativo;
- f. Usar blindagem o mais próximo da fonte;
- g. Nunca pipetar material radioativo com a boca;
- h. Fazer medições dos níveis de radiação no local, antes, durante e após a realização dos trabalhos;
- i. Após trabalhar com material radioativo, descartar as luvas de proteção e lavar bem as mãos e unhas com água e sabão e submetê-las a um medidor de contaminação;
- j. Qualquer transporte de material radioativo de um lugar para outro deve ser feito com todos os cuidados possíveis; e
- k. Executar todos os procedimentos recomendados para a prática específica.

7.7.4. Gerência de rejeitos

- a. Saber antecipadamente a destinação dos rejeitos provenientes do trabalho a ser executado, se houver;
- b. Separar, embalar e identificar, conforme sua categoria, o material classificado como rejeito;
- c. Não jogar material radioativo nas vias de esgoto normal a não ser que atenda aos limites definidos pelas normas específicas;
- d. Se um material estiver contaminado, avaliar se o custo e o esforço para descontaminá-lo compensam ou se é melhor considerá-lo como rejeito;
- e. Os recipientes devem portar de maneira visível, o símbolo da presença de radiação;
- f. O armazenamento provisório deve ser em local incluído no projeto da instalação;
- g. A segregação de rejeitos deve ser feita no local em que foram produzidos;
- h. Os rejeitos devem ser identificados em categorias segundo o estado físico, tipo de radiação, concentração e taxa de exposição;
- i. Rejeitos eliminados devem ser registrados em formulário próprio;
- j. Os recipientes devem ser adequados às características físicas, químicas, biológicas e radiológicas dos rejeitos e condições asseguradas de integridade;
- k. Os recipientes destinados ao transporte interno devem atender aos limites máximos para contaminação externa;
- l. Os veículos para transporte interno devem ter meios de fixação adequada;
- m. Após cada serviço de transporte devem ser monitorados e se necessário, descontaminados;
- n. O transporte externo é regulado por norma da CNEN;
- o. O local de armazenamento deve dispor de barreiras físicas e radiológicas para conter com segurança os rejeitos, evitar sua dispersão para o ambiente e minimizar a exposição de trabalhadores;
- p. O tratamento e a eliminação estão sujeitos às normas da CNEN;
- q. Os registros e inventários devem ser mantidos atualizados.

7.7.5. Segurança e acidentes

- a) Todas as possibilidades de acidente devem ser analisadas antes de se iniciar um trabalho;
- b) Qualquer evento relevante, não enquadrado no planejamento ou nos procedimentos operacionais, deve ser registrado para correção posterior;
- c) No caso de desvio de procedimento técnico envolvendo contaminações ou aumento de dose, o fato deve ser registrado e comunicado ao serviço de proteção radiológica ou de emergência da instalação;
- d) No caso de acidente mais grave, com perda de controle da situação, acionar o serviço de proteção radiológica ou de emergência da instalação;
- e) Ter sempre em mente que o melhor processo de descontaminação consiste em evitar a contaminação.

7.8. O SÍMBOLO DA RADIAÇÃO

O símbolo de advertência de radiação, como é atualmente conhecido (exceto pelas cores utilizadas), foi concebido na Universidade da Califórnia, no laboratório de radiação em Berkeley durante o ano de 1946 por um pequeno grupo de pessoas.

O símbolo inicialmente impresso era magenta sobre azul e o uso do desenho se espalhou pelos Estados Unidos. O uso do azul como fundo não era uma boa escolha, uma vez que o azul não é recomendado para ser utilizado em sinais de aviso e semelhantes, visto que degrada com o tempo, principalmente se usado no exterior. O uso do amarelo como fundo foi provavelmente padronizado pelo Oak Ridge National Laboratory no começo de 1948.

No início dos anos cinquenta foram feitas modificações no desenho original como, por exemplo, a adição de setas retas ou ondulantes entre ou dentro das hélices propulsoras. No meio dessa década, uma norma ANSI e regulamentações federais finalizaram a versão atual.

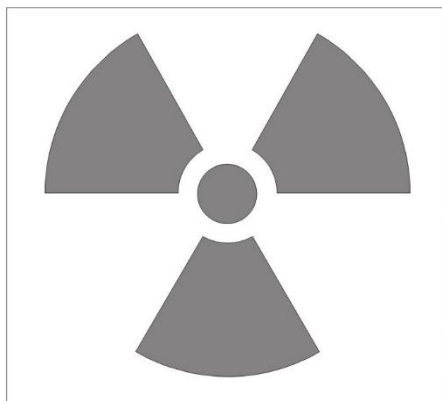


Figura 7.6 - Trifólio - Símbolo da Radiação Ionizante.

Não está claro porque este símbolo foi escolhido. Uma hipótese é a de que este símbolo era utilizado no dique seco da base naval perto de Berkeley, para avisar sobre propulsores girando. Outra, é de que o desenho foi concebido imaginando o círculo central como uma fonte de radiação e que as três lâminas representariam uma lâmina para radiação alfa, outra para radiação beta e outra para gama.

Existe ainda uma forte similaridade com o símbolo comercial de aviso de radiação existente antes de 1947, que consistia de um pequeno ponto vermelho, com quatro ou cinco raios irradiando para fora. O símbolo inicial era muito semelhante aos sinais de advertência de perigo elétrico.

Outra versão é de que o símbolo foi criado um ano após a II Guerra Mundial e que teria certa semelhança com a bandeira japonesa de guerra, a qual havia se tornado familiar à população da costa oeste americana.

De qualquer forma, a escolha do símbolo foi uma boa escolha, uma vez que é simples, fácil e prontamente identificável e não é similar a outros, além de ser identificável a grande distância (Ref. - Paul Frame, Ph.D., CHP - Programa de Treinamento Profissional - Oak Ridge Institute for Science and Education - framep@ornl.gov - *Trifol or Radiation Warning Symbol*).

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ATTIX, F.H., ROESCH, W.C., *Radiation Dosimetry*, Ac. Press, NY, 1968.
- CNEN-NN-3.01, *Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica*, 2011.
- EVANS, R.D., *The Atomic Nucleus*, Mc Graw-Hill, NY, 1955.
- ICRP - Publication 26, *Annals of the ICRP*, vol.1, No.3, 1977.
- ICRP - Publication 60, *Annals of ICRP* 21, (1-3), 1990.
- ICRU, *Radiation Quantities and Units*, Nat. Bur. Stand, U.S., Handbook 84, 1962.
- KNOOL, G.F., *Radiation Detection and Measurement*, J. Wiley and Sons, N.Y., 1979.
- PROFIO, A. E., *Radiation Shielding and Dosimetry*, J. Wiley and Sons, Inc., 1979.
- IAEA, *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*, BSS-115, IAEA, Vienna, 1996.
- IAEA, *Regulations for the Safe transport of Radioactive Materials*, Safety Series No. ST-1, 1996.
- NCRP, *Recommendations of the National Council on Radiation Protection and Measurements - Ionizing Radiation Exposure of the Population of the United States*, NCRP Report No.160, 7910 Woodmont Avenue, Suite 400, Bethesda, MD 20814-30095.
- UNSCEAR, *Effects of Ionizing Radiation on Non-Human Biota*, Report Vol. II, Annex E, 2008. www.physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/ - Table 3 e Table 4.