



CRITÉRIOS DE PROJETO
PARA
DESTINAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS

Udson de Freitas Piva,

Tompson Cruz de Farias

Ivan de Oliveira Ribeiro

EQW 501 Projeto Final de Curso – EQ/QI

Orientador:

Prof. Dr. Abraham Zakon

AGOSTO DE 2010

**CRITÉRIOS DE PROJETO
PARA
DESTINAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS**

Udson de Freitas Piva,
Tompson Cruz de Farias
Ivan de Oliveira Ribeiro

**Projeto Final de Curso submetido ao Corpo Docente da Escola de Química,
como parte dos requisitos necessários à obtenção dos graus de
Engenheiro Químico e Químico Industrial.**

Aprovado por:

**Nerbe J. Rupert, Jr,
Eng. Mecânico, Doutor**

**Nefitaly Batista de Almeida Filho,
Eng. Civil, Mestre CC.**

**Paulo César Strauch,
Eng. Químico, D.Sc.**

Orientado por:

**Abraham Zakon,
Eng. Químico, Dr. Eng.**

**Rio de Janeiro, RJ – Brasil
Agosto de 2010**

P 695c Piva, Udson de Freitas.

Crítérios de Projeto para Destinação de Rejeitos Radioativos / Udson de Freitas Piva,
Tompson Cruz de Farias, Ivan de Oliveira Ribeiro – 2010.

xxxi, 413 f.: il.

Projeto Final de Curso (Graduação em Engenharia Química / Química Industrial) –
Universidade Federal do Rio de Janeiro, Escola de Química, Rio de Janeiro, 2010.

Orientador: Abraham Zakon

1. Classificações. 2. Tratamentos de Rejeitos Radioativos. 3. Depósitos de Rejeitos Radioativos. 4. Rejeitos Radioativos Oriundos de Instalações Mínero-Industriais. 6. Comparação entre Depósitos de Rejeitos Radioativos e Aterros de Rejeitos Municipais. 7. Radioproteção. 8. Proposições-Teses. I. Farias, Tompson Cruz de. II. Ribeiro, Ivan de Oliveira. III. Zakon, Abraham (Orient.). IV. Universidade Federal do Rio de Janeiro, Centro de Tecnologia, Escola de Química, Departamento de Processos Inorgânicos. V. Título.

CDD: 549.13

AGRADECIMENTOS

Ao Prof. Abraham Zakon, por todo apoio, dedicação, orientação e empenho.

Aos nossos familiares, por tanto carinho e compreensão.

Aos nosso amigos e companheiros, pela confiança depositada.

Ao Dr. Marco Aurélio Leal, Chefe da Divisão de Rejeitos Radioativos - CNEN

Aos Docentes e Funcionários da Escola de Química da UFRJ.

E a Deus.

**Resumo do Projeto de Final apresentado à Escola de Química da UFRJ
como parte dos requisitos necessários para a conclusão dos cursos de
Engenharia Química e Química Industrial.**

CRITÉRIOS DE PROJETO
PARA
DESTINAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS

Udson de Freitas Piva
Tompson Cruz de Farias
Ivan de Oliveira Ribeiro

Agosto de 2010

Orientador: Prof. Dr. Abraham Zakon

A radioatividade tem inúmeras aplicações no mundo atual, seja na medicina, na agricultura ou na indústria. A energia nuclear provou ser uma grande alternativa para a geração de energia elétrica e um imenso aliado contra o aquecimento global. Todavia, todas estas atividades geram rejeitos radioativos, que podem ser prejudiciais ao homem e ao meio-ambiente. Foram abordadas as questões de detecção da radioatividade, radioproteção, manuseio e armazenamento de resíduos radioativos. A destinação de resíduos radioativos envolve depósitos para rejeitos de baixa, média e alta atividade (estes sendo os mais perigosos) Não há lugar no mundo com um depósito de rejeitos de alta atividade em plena operação. A legislação atual abrange as instalações nucleares e as radioativas, mas inexistente para as minero – industriais não-uraníferas. O urânio ocorre em toda a crosta terrestre e as atividades de mineração tendem a concentrar tal elemento nas gangas e rejeitos entre outros materiais radioativos e são descartados de alguma maneira em aterros. A Constituição Brasileira define a exploração do urânio como propriedade da União, e impede que os rejeitos minero - industriais tenham sua exploração viabilizada. São apresentados os critérios comparados de projeto para destinação dos rejeitos sólidos municipais e perigosos (ou não-radioativos) em aterros e os radioativos em depósitos. A geração de energia nuclear através do tório afigura-se como uma possibilidade de gerar energia nuclear sem criar rejeitos radioativos preocupantes e riscos da fabricação de armas nucleares, pois o Brasil possui uma das maiores reservas conhecidas de tório no mundo.

Índice

CAPÍTULO 1 – ORIGENS, APLICAÇÕES E EFEITOS DA RADIOATIVIDADE.

1.1 - EMISSORES E EMISSÕES RADIOATIVAS

1.2 – O SÍMBOLO DA RADIAÇÃO

1.3 – GRANDEZAS RADIOLÓGICAS E UNIDADES

1.3.1 – A quantificação da radiação ionizante

1.3.1.1 – Campo da radiação

1.3.1.2 – Grandezas ou variáveis dosimétricas

1.3.1.3 – Grandezas limitantes

1.3.1.4 – Grandezas operacionais

1.3.1.5 – Fatores de conversão e condições de medição

1.3.1.6 – ICRP e ICRU

1.3.2 – A notação diferencial

1.3.3– Procedimento de definição de grandezas radiológicas

1.3.3.1 – Exigências básicas para a definição de uma grandeza

1.3.3.2 – Concepções estabelecidas pelas ICRP 26 e ICRP 60

1.3.4 – Grandezas Radiológicas Adotadas

1.3.4.1 – Atividade, A

1.3.4.2 – Fluência, Φ

1.3.4.3 – Exposição, X

1.3.4.4 – Dose absorvida, D

1.3.4.5 – Equivalente de Dose

1.3.4.6 – Equivalente de Dose (Dose equivalente) no órgão, H_T (ICRP 26)

1.3.4.7 – Equivalente de Dose (Dose equivalente) Efetiva, H_E (ICRP 26)

1.3.4.8 – Kerma, K

1.3.4.9 – Dose Absorvida Comprometida (Committed absorbed dose)

1.3.4.10 – Equivalente de Dose Comprometida (Committed Dose Equivalent)

1.3.4.11 – Dose coletiva (Collective dose)

1.3.5 – Novas Grandezas Operacionais

1.3.5.1 – A Esfera ICRU

1.3.5.2 – Campo expandido

1.3.5.3 – Campo expandido e alinhado

1.3.5.4 – Grandezas operacionais para monitoração de área

1.3.5.4.1 – Equivalente de dose ambiente, $H^*(d)$

1.3.5.4.2 – Equivalente de dose direcional, $H'(d,\Omega)$

1.3.5.5 – Grandeza operacional para monitoração individual

1.3.5.5.1 – Equivalente de dose pessoal, $H_p(d)$

1.3.5.6 – Relações entre as grandezas limitantes e operacionais

1.3.6 – Novas Grandezas Definidas na ICRP 60 em substituição às da ICRP 26

1.3.6.1 – Dose Equivalente (Equivalent dose), H_T

1.3.6.2 – Dose Efetiva (Effective dose), E

1.3.7 – Coeficiente de Risco, f_T

1.4 – APLICAÇÕES DA RADIOATIVIDADE

1.5 – ORIGENS DOS REJEITOS RADIOATIVOS OU LIXO ATÔMICO

1.5.1 – Rejeitos de instalações radiativas

1.5.2 – Rejeitos de instalações nucleares em atividade

1.5.3 – Rejeitos de instalações descontinuadas envolvendo radioatividade

1.6 – OUTRAS CLASSIFICAÇÕES PARA OS REJEITOS RADIOATIVOS

1.6.1 – Classificação dos rejeitos radioativos quanto ao nível de atividade

1.6.2 – Classificação dos rejeitos radioativos quanto ao tempo de meia-vida

CAPÍTULO 2 – DESTINAÇÃO E TRATAMENTOS DOS REJEITOS RADIOATIVOS

2.1 – SOLUÇÕES PROPOSTAS PARA DESTINAR OS RESÍDUOS RADIOATIVOS

2.1.1 – Fundos Oceânicos

2.1.2 – Camadas de Gelo Polar

2.1.3 – Depósito no Solo

2.1.4 – Deposição em Formações Geológicas Profundas

2.1.5 – Transmutação

2.1.6 – Estocagem extraterrestre

2.2 – TRATAMENTOS DE REJEITOS RADIOATIVOS

2.2.1 – Tratamento de rejeitos com baixa ou média atividade

2.2.2 – Tratamento de rejeitos com alta atividade

2.2.2.1 – Vitrificação

2.2.2.2 – Secagem e calcinação

CAPÍTULO 3 – DETECÇÃO DA RADIOATIVIDADE

3.1 – INSTRUMENTOS PARA DETECTAR RADIAÇÕES: DETECTORES DE RADIAÇÃO

3.2 – PROPRIEDADES DE UM DETECTOR

3.3 – EFICIÊNCIA DE UM DETECTOR

3.3.1 – Eficiência intrínseca do detector

3.3.2 – Eficiência absoluta de um detector

3.4 – FATORES QUE DEFINEM A ESCOLHA DE DETECTORES

3.4.1 – Tipo de radiação

3.4.2 – Intervalo de tempo de interesse

3.4.3 – Precisão, exatidão, resolução

3.4.4 – Condições de trabalho do detector

3.4.5 – Tipo de informação desejada

3.5 - ESPECIFICAÇÕES PARA MONITORES, DOSÍMETROS E SISTEMAS DE CALIBRAÇÃO

3.5.1 - Monitor de radiação

3.5.2 - Dosímetro

3.5.3 - Sistemas de calibração

3.6 - DETECÇÃO UTILIZANDO EMULSÕES FOTOGRÁFICAS

3.7 - DETECTORES TERMOLUMINESCENTES

3.8 - DETECTORES A GÁS

3.8.1 - Regiões de operação para detectores a gás

3.8.1.1 - Região inicial não-proporcional

3.8.1.2 - Região de saturação de íons

3.8.1.3 - Região proporcional

3.8.1.4 - Região de proporcionalidade limitada

3.8.1.5 - Região Geiger-Müller

3.8.2 - Câmaras de ionização

3.9 - DETECTORES A CINTILAÇÃO

3.10 - DETECTORES UTILIZANDO MATERIAIS SEMICONDUTORES

3.11 - CALIBRAÇÃO DE DETECTORES: RASTREABILIDADE

3.12 - CADEIAS DE MEDIÇÃO - PRINCIPAIS EQUIPAMENTOS AUXILIARES

CAPÍTULO 4 – RADIOPROTEÇÃO

4.1 - ASPECTOS DA RADIOPROTEÇÃO

4.1.1 - Otimização da radioproteção

4.1.2 - Limitação da dose individual

4.1.3 - Limites Primários

4.1.4 - Limites Secundários, Derivados e Autorizados

4.1.5 - Níveis de referência

4.2 - CUIDADOS DE RADIOPROTEÇÃO

4.2.1 - Tempo

4.2.2 - Distância

4.2.3 - Blindagem

4.2.3.1 - Blindagem de uma instalação

4.2.3.2 - Blindagem para diferentes tipos de radiação

4.2.3.2.1 - Blindagem para nêutrons

4.2.3.2.2 - Blindagem para partículas carregadas

4.2.3.2.3 - Blindagem para Raios X e Gama

4.2.3.3 - Camada Semi Redutora

4.3 - O PLANO DE RADIOPROTEÇÃO

4.3.1 - Responsabilidade da direção da instalação

4.3.2 - Responsabilidade do supervisor de radioproteção

4.3.3 - Responsabilidade dos trabalhadores da instalação

4.4 - ATIVIDADES DO SERVIÇO DE RADIOPROTEÇÃO

4.5 - REGRAS PRÁTICAS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

4.5.1 - Equipamentos e Instalações

4.5.2 - Planejamento de atividade

4.5.3 - Procedimentos operacionais

4.5.4 - Gerência de rejeitos

4.5.5 - Segurança e acidentes

CAPÍTULO 5 – MANUSEIO E DESTINAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS

5.1 - ACONDICIONAMENTO DOS REJEITOS RADIATIVOS

5.1.1 - Matriz de Imobilização

5.1.2 - Embalagens de rejeitos de baixo ou média atividade

5.1.3 - Acondicionamento de rejeitos de alta atividade

5.2 - CRITÉRIOS AMBIENTAIS PARA ESCOLHA DOS LOCAIS DE DEPÓSITO

5.2.1 - Critérios para repositórios superficiais

5.2.1.1 - Geologia e Hidrogeologia

5.2.1.2 - Geografia

5.2.1.3 - Hidrologia de superfície

5.2.1.4 - Meteorologia e Climatologia

5.2.2 - Critérios para repositórios profundos

5.3 - DESTINAÇÃO DE REJEITOS MUNICIPAIS, INDUSTRIAIS, COMERCIAIS E OUTROS

5.3.1 - O lixão

5.3.2 - O aterro controlado

5.3.3 - O aterro sanitário

5.3.3.1 - Critérios de seleção das áreas disponíveis para aterros sanitários

5.3.3.2 - Tipos de sítios de aterramento

5.3.3.3 - Critérios de zoneamento para lançamento dos rejeitos

5.3.3.4 - Critérios de preparação do terreno de lançamento dos resíduos

5.3.3.5 - Métodos de lançamento do lixo num aterro sanitário

5.3.3.6 - Métodos de tratamento ou destinação do chorume

5.3.4 - Os resíduos industriais perigosos

5.3.4.1 - Considerações para o aterro de resíduos não-radioativos perigosos

5.3.4.2 - Volume e características dos resíduos para lançamento em aterros

5.3.4.3 - Critérios de seleção de local para aterros de resíduos perigosos

5.3.4.4 - Investigação preliminar do local para o aterro

5.4 - ASPECTOS LEGAIS DOS DEPÓSITOS DE REJEITOS RADIOATIVOS

5.5 - NATUREZA E FUNÇÃO DAS BARREIRAS DE ENGENHARIA

5.5.1 - Pisos e paredes

5.5.2 - Material de preenchimento

5.5.3 - Coberturas ou selos

5.6 - DEPÓSITOS DE REJEITOS RADIOATIVOS

5.6.1 - Depósitos superficiais

5.6.1.1 - Trincheiras

5.6.1.2 - Repositórios com barreiras de engenharia

5.6.1.3 - Repositórios de subsuperfície

5.6.2 - Exemplos de repositórios

5.7 - ARMAZENAMENTO DE REJEITOS DE ALTA ATIVIDADE

5.7.1 - Requisitos para estocagem em tanques

5.7.2 - A estocagem em tanques na eletronuclear

5.8 - ARMAZENAMENTO NAS INSTALAÇÕES EM SUPERFÍCIE

5.9 - DEPÓSITOS EM CAMADAS GEOLÓGICAS PROFUNDAS

5.9.1 - Considerações térmicas

5.9.2 - Pacotes de resíduos

5.10 - ESTÁGIOS DE DESENVOLVIMENTO DO DEPÓSITO

5.11 - CARACTERÍSTICAS DOS DEPÓSITOS PROFUNDOS

5.12 - DEPOSIÇÃO DE COMBUSTÍVEL IRRADIADO

5.13 - DEPÓSITOS PROFUNDOS PELO MUNDO

5.14 - REJEITOS DERIVADOS DE INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS

5.15 - DEPÓSITOS EM OPERAÇÃO NO BRASIL

5.16 - SITUAÇÃO DAS INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS BRASILEIRAS

CAPÍTULO 6 – REATOR NUCLEAR BASEADO EM TÓRIO

CAPÍTULO 7 – CONSTATAÇÕES E CONCLUSÕES

7.1 - DIFERENÇAS ENTRE DEPÓSITOS DE REJEITOS RADIOATIVOS E ATERROS SANITÁRIOS

7.2 - A INCINERAÇÃO DOS RESÍDUOS RADIOATIVOS

7.3 - REJEITOS RADIOATIVOS NAS INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS

7.4 - ADOÇÃO DE LEIS QUE TRATEM DAS INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS

7.5 - LEIS INTERNACIONAIS QUE TRATAM DAS INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAS

7.6 - SUGESTÕES DE PESQUISAS PARA AS INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS

7.7 – CONCLUSÕES

LISTA DE FIGURAS

Figura 1.1 - As Emissões Radioativas

Figura 1.2 - Emissão Alfa

Figura 1.3 - Emissão Beta

Figura 1.4 - Emissão Gama

Figura 1.5 - Identificação Dos Tipos De Radiação

Figura 1.6 - Poder De Penetração Das Emissões Radioativas

Figura 1.7 - Alguns Exemplos De Decaimentos Radioativos

Figura 1.8 - Trifólio, Símbolo Da Radiação Ionizante

Figura 1.9 - Usina Nuclear Em Angra Dos Reis

Figura 1.10 - Geração De Energia Elétrica Em Uma Usina Nuclear Típica

Figura 2.1 - Oceano Atlântico

Figura 2.2 - Antártida

Figura 2.3 - Comparando Os Depósitos Superficiais E Profundos

Figura 2.4 - O Depósito Finlandês

Figura 2.5 - Acelerador De Partículas

Figura 2.6 - Lançamento De Foguete

Figura 2.7 - Tratamento De Rejeitos De Baixa Atividade

Figura 2.8 - Tratamento De Rejeitos Radioativos Em Hanford (EUA)

Figura 3.1 - Detector De Radiação

Figura 3.2 - Detector Individual De Radiação

Figura 3.3 - Detector De Radiação Da AIEA

Figura 3.4 - Detector Portátil (AIEA)

Figura 3.5 - Regiões De Operação Para Detectores À Gás

Figura 3.6 - Câmara De Ionização Portátil

Figura 3.7 - Câmara De Ionização Pressurizada Portátil

Figura 3.8 - Cintilador Líquido

Figura 3.9 - Sondas De Sulfeto De Zinco Para Detecção De Partículas Alfa

Figura 4.1 - Grandezas Básicas E Derivadas Utilizadas Para A Limitação Da Exposição Individual

Figura 4.2 - Alfa (1) Beta (2) E Gama (3) E Suas Respectivas Penetrabilidades

Figura 5.1 - Tambores Destinados Aos Rejeitos Radioativos

Figura 5.2 - Análises Ambientais Da Montanha De Yucca

Figura 5.3 - Lixão De Maringá

Figura 5.4 - Algumas Instalações Do Aterro Municipal De Gramacho

Figura 5.5 - Método De Disposição De Resíduos Sólidos Em Aterros

Figura 5.6 - Esquema Ilustrativo Do Aterro Sanitário

Figura 5.7 - Exemplos De Resíduos Perigosos

Figura 5.8 - Depósito Inicial Do IEN

Figura 5.9 - Proposta Para Depósito De Rejeitos De Baixa Atividade

Figura 5.10 - Fases De Deposição De Resíduos Radioativos

Figura 5.11 - Esboço De Um Depósito De Rejeitos De Baixa Atividade

Figura 5.12 - Depósito Radioativo Localizado na Mina de Sal em Asse - Alemanha

Figura 5.13 - Tanque De Armazenamento De Combustível Irrradiado

Figura 5.14 - Armazenamento De Rejeitos Na Eletronuclear

Figura 5.15 - Piscina Para Resfriamento De Rejeitos Radioativos

Figura 5.16 - Depósito Dry-Storage (República Tcheca)

Figura 5.17 - Testes Sendo Realizados No Interior Da Montanha De Yucca

Figura 5.18 - Esboço De Um Depósito De Rejeitos Radioativos De Alta Atividade

Figura 5.19 - Depósito Profundo

Figura 5.20 - Profundidade Do Depósito Profundo

Figura 5.21 - Construção Do Depósito De Yucca (EUA)

Figura 5.22 - Projeto Do Depósito Da Montanha De Yucca

Figura 5.23 - Projeto Do Depósito De Yucca

Figura 5.24 - Yellow Cake

Figura 5.25 - Mineração Em Caetité

Figura 5.26 - Formação Das Pilhas De Rejeitos Em Caetité

Figura 5.27 - Aterro De Rejeitos Contendo Radionuclídeos De Uma Mina Desativada

Figura 5.28 - Fotografia De Um Pond De Rejeitos

Figura 5.29 - Jazida De Itataia

Figura 5.30 - Depósito De Abadia

Figura 5.31 - Mineração Taboca

Figura 5.32 - Mamoré Mineração E Metalúrgica

Figura 5.33 - Campo De Mineração De Araxá (MG)

Figura 5.34 - Mineração Em Catalão (Go)

Figura 5.35 - Área Pertencente À CIF (MG)

Figura 6.1 - Área Onde Está Sendo Instalado O Depósito Da Montanha De Yucca

LISTA DE TABELAS

Tabela 1.1 - Valor Médio de Q

Tabela 1.2 - Valor De W_t

Tabela 1.3 - As Novas Grandezas

Tabela 1.4 - Profundidade e Direção Específica

Tabela 1.5 - Coeficiente De Probabilidade De Detrimento Fatal

Tabela 1.6 - Incidência De Câncer De Pele E Mortalidade Induzida Por Radiação

Tabela 1.7 - Classificação Para Emissores Beta E/Ou Gama (Líquido)

Tabela 1.8 - Classificação Para Emissores Beta E/Ou Gama (Sólido)

Tabela 1.9 - Classificação Para Rejeitos Gasosos

Tabela 1.10 - Classificação Para Emissores Alfa (Líquido)

Tabela 1.11 - Classificação Para Emissores Alfa (Sólido)

Tabela 4.1 - Limites De Doses Individuais Estabelecidos Pela Cnen

Tabela 4.2 - Valores De F_t E W

Tabela 4.3 - Valores De Comprimento De Relaxação Para Nêutrons Rápidos

Tabela 4.4 - Valores De HVL E TVL Para Três Materiais

Tabela 4.5 - Valores De HVL De Vários Materiais

Tabela 5.1 - Critérios Para Selecionar Locais Para Aterros Sanitários

Tabela 5.2 - Critérios Econômicos Para Selecionar Locais De Aterro

Tabela 5.3 - Critérios Político-Sociais Para Selecionar Locais De Aterros

Tabela 5.4 - Critérios De Proibição De Locais Para Aterros De Resíduos Perigosos (RCRA)

Tabela 5.5 - Critérios De Seleção Para Locais De Disposição De Lixos Perigosos

Tabela 5.6 - Barreiras De Engenharia

Tabela 5.7 - Unidade E Percentual De Ocupação

Tabela 5.8 - Área De Estocagem Dos Depósitos

Tabela 5.9 - Quantidade De Elementos Combustíveis Armazenados Nas Piscinas

Tabela 5.10 - Capacidade Total Das Piscinas Que Guardam Elementos Combustíveis

Tabela 6.1 - Tipos De Aterros E Depósitos E Seus Respective Aspectos

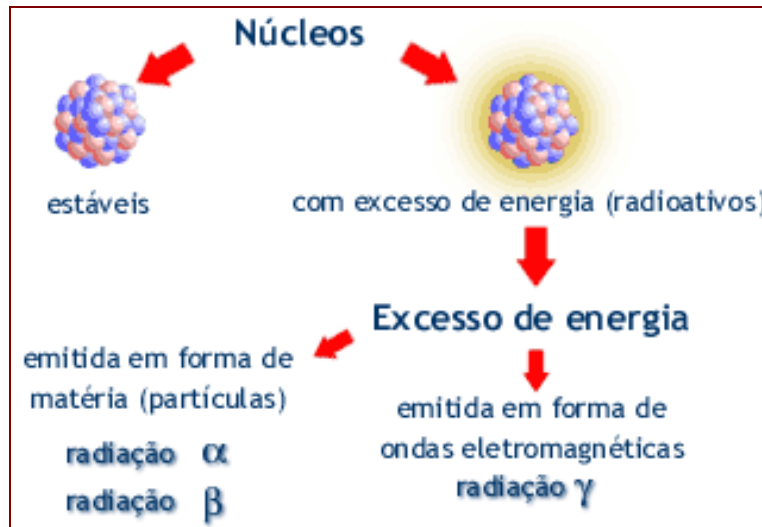
CAPÍTULO 1 – ORIGENS, APLICAÇÕES E EFEITOS DA RADIOATIVIDADE.

1.1 - EMISSÕES RADIOATIVAS

O esquecimento de uma rocha de urânio sobre um filme fotográfico virgem levou à descoberta de um fenômeno interessante: o filme foi velado (marcado) por “alguma coisa” que saía da rocha, na época denominada **raios** ou **radiações**. Outros elementos pesados, com massas próximas à do urânio, como o rádio e o polônio, também tinham a mesma propriedade. O fenômeno foi denominado **radioatividade** e os elementos que apresentavam essa propriedade foram chamados de **elementos radioativos**. Comprovou-se que um núcleo muito energético, por ter excesso de partículas ou de carga, tende a estabilizar-se, emitindo algumas partículas (CARDOSO, 2010a). O urânio se distribui sobre toda a crosta terrestre, como constituinte das maiorias das rochas (INB, 2010)

FIGURA 1.1 – AS EMISSÕES RADIOATIVAS

(CARDOSO, 2010a)



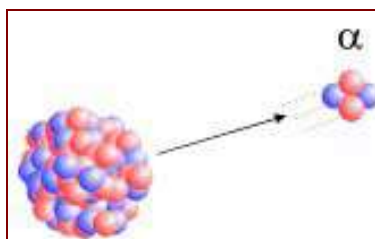
1.1.1 – As Partículas Alfa

Um dos processos de estabilização de um núcleo com excesso de energia é o da emissão de um grupo de partículas positivas, constituídas por dois prótons e dois nêutrons, e da energia a elas associada. São as **radiações alfa** ou **partículas alfa** (CARDOSO, 2010a). São desviadas por campos elétricos e magnéticos; são muito ionizantes, porém, **pouco penetrantes** (WIKIPEDIA, 2010a).

As partículas Alfa, por terem massa e carga elétrica relativamente maior, podem ser facilmente detidas, até mesmo por uma folha de papel. Em geral, não conseguem ultrapassar as camadas externas de células mortas da pele de uma pessoa, sendo assim praticamente inofensivas. Entretanto podem ocasionalmente, penetrar no organismo através de um ferimento ou por aspiração, provocando, nesse caso lesões graves. Têm baixa velocidade comparada a velocidade da luz (20 000 km/s) (FIOCRUZ, 2010).

FIGURA 1.2 – EMISSÃO ALFA

(CARDOSO, 2010a)



1.1.2 - As Partículas Beta (Prótons) e os Pósitrons

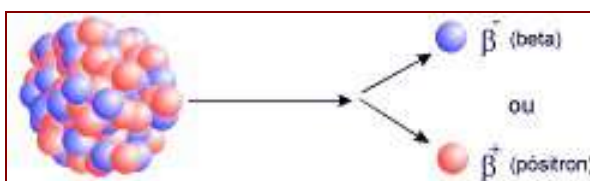
Outra forma de estabilização viável - quando existe no núcleo um excesso de nêutrons em relação a prótons - é a emissão de uma partícula negativa, como um elétron, resultante da conversão de um nêutron em um próton, denominada **partícula beta negativa** ou, simplesmente, **partícula beta**. No caso de existir excesso de cargas positivas (prótons), é emitida uma **partícula beta positiva**, chamada **pósitron**, resultante da conversão de um próton em um nêutron. Portanto, **a radiação beta é constituída de partículas emitidas por um núcleo, quando da transformação de nêutrons em prótons (partículas beta) ou de prótons em nêutrons (pósitrons)** (CARDOSO, 2010a).

Os fluxos de partículas originárias do núcleo são diferentes em termos de elétrons. Essas partículas tem a mesma natureza dos elétrons orbitais e resultam da desintegração de nêutrons do núcleo. A **radiação beta** é desviada por campos elétricos e magnéticos. É mais penetrante, porém menos ionizante que a radiação alfa. Quando um radioisótopo emite uma partícula beta, o valor de sua massa não muda, e seu n^o atômico aumenta em 1 unidade (WIKIPEDIA, 2010a).

As **partículas beta** são capazes de penetrar quase 1cm (um centímetro) nos tecidos (veja a figura a seguir), ocasionando danos à pele, mas não aos órgãos internos, a não ser que sejam ingeridas ou aspiradas. Têm alta velocidade, aproximadamente 270 000 km/s (FIOCRUZ, 2010).

FIGURA 1.3 – EMISSÃO BETA

(CARDOSO, 2010a)



1.1.3 – A Radiação Gama

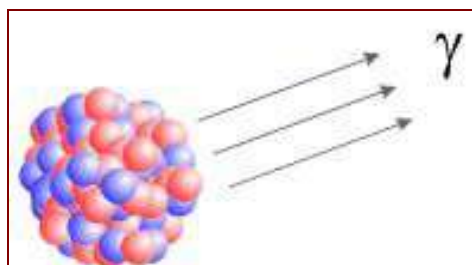
Geralmente, após a emissão de uma partícula alfa ou beta, o núcleo resultante desse processo, ainda com excesso de energia, procura estabilizar-se, emitindo esse excesso em forma de onda eletromagnética, da mesma natureza da luz, denominada **radiação gama** (CARDOSO, 2010a).

A **radiação gama** não apresenta carga elétrica e não é afetada pelos campos elétricos e magnéticos, mas é uma radiação **muito perigosa aos organismos vivos**. **A radiação gama pode alterar o material genético da pessoa, fazendo com que seus filhos tenham alta possibilidade de nascerem cegos, surdos, mudos ou com algum outro tipo de deficiência** (WIKIPEDIA, 2010a).

Os raios gama são extremamente penetrantes, sendo detidos somente por uma parede de concreto ou metal (veja a figura a seguir). Têm altíssima velocidade. (FIOCRUZ, 2010).

FIGURA 1.4 – EMISSÃO GAMA

(CARDOSO, 2010a)



A identificação desses tipos de radiação foi feita utilizando-se uma porção de material radioativo, com o feixe de radiações passando por entre duas placas polarizadas com um forte campo elétrico (CARDOSO, 2010a).

FIGURA 1.5 – IDENTIFICAÇÃO DOS TIPOS DE RADIAÇÃO

(CARDOSO, 2010a)

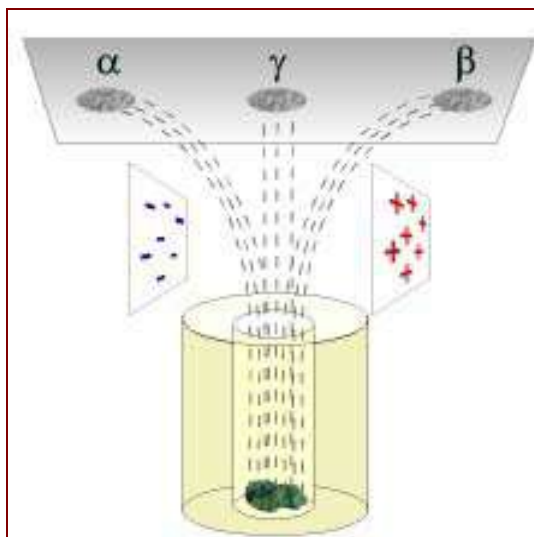
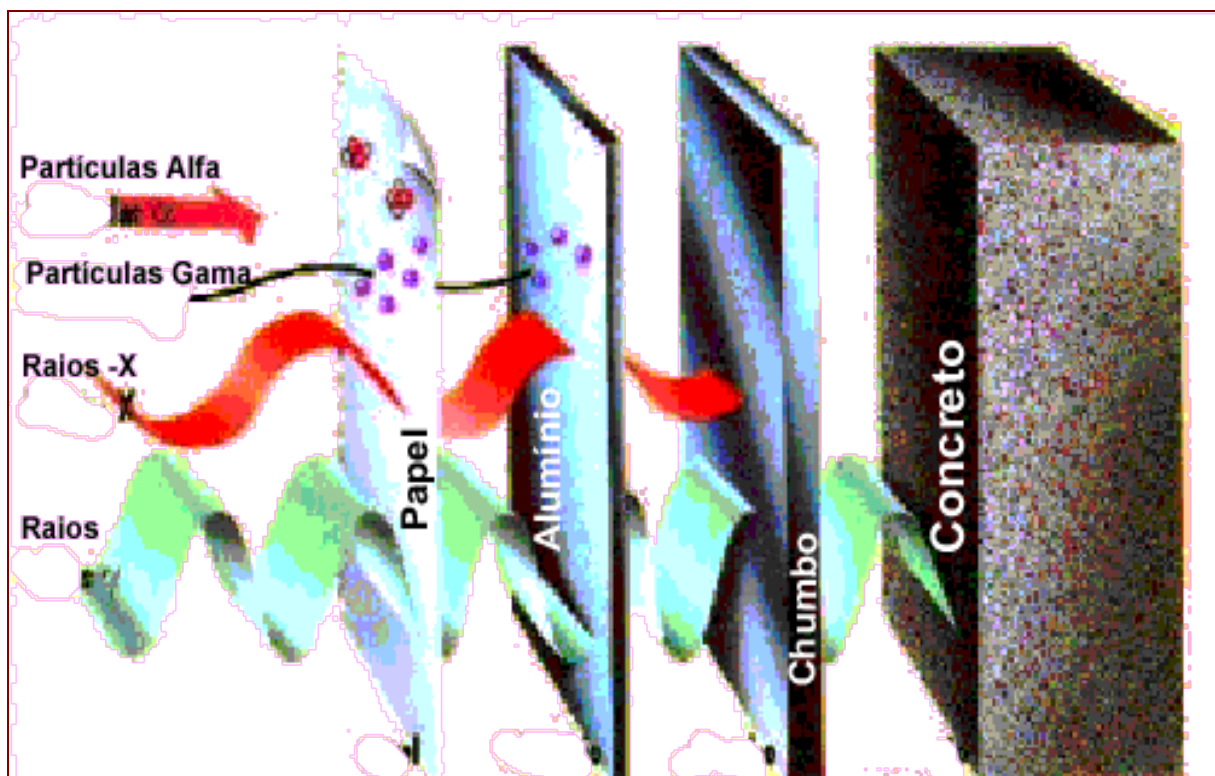


FIGURA 1.6 – PODER DE PENETRAÇÃO DAS EMISSÕES RADIOATIVAS

(FIOCRUZ, 2010)



Os núcleos instáveis de uma mesma espécie (mesmo elemento químico) e de massas diferentes, denominados **radioisótopos**, não realizam todas as mudanças ao mesmo tempo. As emissões de radiação são feitas de modo imprevisível e não se pode adivinhar o momento em que um determinado núcleo irá emitir radiação. Entretanto, para a grande quantidade de átomos existente em uma amostra é razoável prever um certo número de emissões ou transformações em cada segundo. Essa possibilidade ou probabilidade de emissão de radiação por unidade de tempo é denominada **velocidade ou "taxa" de transformações** é denominada **atividade da amostra** (adaptado de CARDOSO, 2010a).

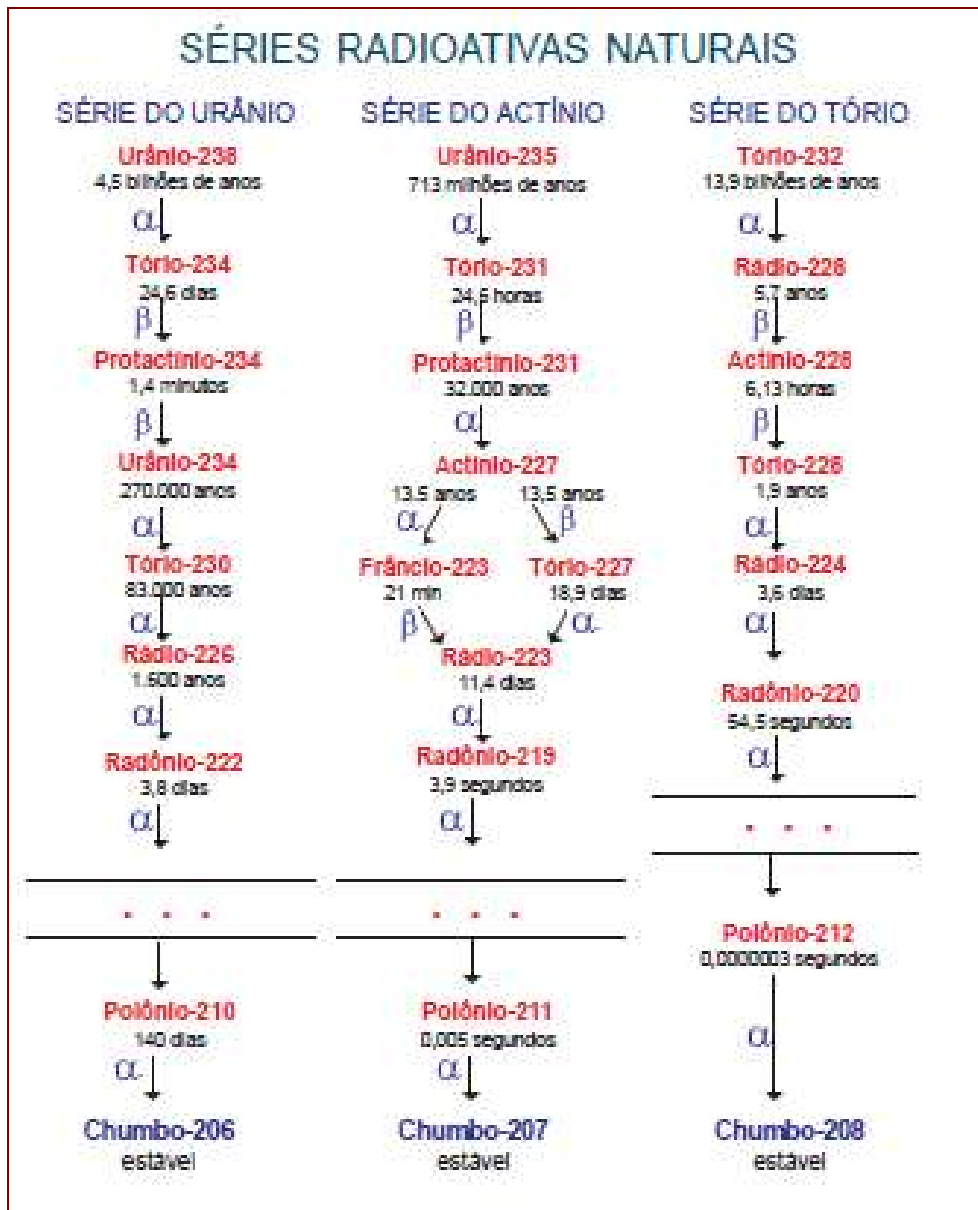
A **atividade de uma amostra com átomos radioativos (ou fonte radioativa)** (CARDOSO, 2010a) é medida em unidades de:

1. **Bq (Becquerel)** = uma desintegração por segundo;
2. **Ci (Curie)** = $3,7 \times 10^{10}$ Bq

Como foi visto, um núcleo com excesso de energia tende a estabilizar-se, emitindo partículas alfa ou beta. Em cada emissão de uma dessas partículas, há uma variação do número de prótons no núcleo, isto é, o elemento se transforma ou se transmuta em outro, de comportamento químico diferente. Essa transmutação também é conhecida como **desintegração radioativa**, designação não muito adequada, porque dá a idéia de desagregação total do átomo e não apenas da perda de sua integridade. Um termo mais apropriado é **decaimento radioativo**, que sugere a diminuição gradual de massa e atividade (CARDOSO, 2010a).

FIGURA 1.7 – ALGUNS EXEMPLOS DE DECAIMENTOS RADIOATIVOS

(CARDOSO, 2010a)



1.2 – O SÍMBOLO DA RADIAÇÃO

Um dos melhores textos escritos em português sobre radioatividade intitula-se “**Radioproteção e Dosimetria – Fundamentos**”, publicado pela Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD) de Luiz Tauhata e colaboradores que aborda a escolha do símbolo da radiação.

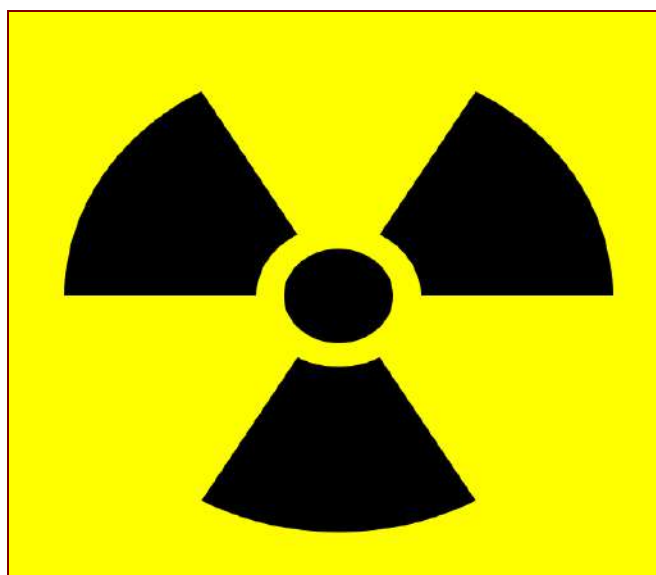
O símbolo de advertência de radiação como é atualmente conhecido (exceto pelas cores utilizadas) foi concebido na Universidade da Califórnia, no laboratório de radiação em Berkeley durante o ano de 1946 por um pequeno grupo de pessoas (TAUHATA, 2003).

O símbolo era impresso, inicialmente, com as cores magenta sobre azul e o desenho espalhou-se 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 (TAUHATA, 2003).

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 (TAUHATA, 2003).

FIGURA 1.8 – TRIFÓLIO, SÍMBOLO DA RADIAÇÃO IONIZANTE

www.apambiente.pt/politicasambiente/emergenciasradiologicas/notificacao/informacaopublico/sinaletica/Paginas/default.aspx, 2010)



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 (TAUHATA, 2003).

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 (TAUHATA, 2003).

Uma 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 boa, por ser simples, fácil e prontamente identificável em pequenas e grandes distâncias (TAUHATA, 2003).

1.3 – GRANDEZAS RADIOLÓGICAS E UNIDADES

1.3.1 – A quantificação da radiação ionizante

Uma das questões iniciais do uso da radiação ionizante é a da medição de quantidades utilizando a própria radioatividade ou os efeitos e subprodutos de suas interações com a matéria (TAUHATA, 2003).

1.3.1.1 – Campo de radiação

Uma abordagem intuitiva seria medir quantas radiações são emitidas, por exemplo, num intervalo de tempo ou quantas radiações atravessam determinada secção ou área. São grandezas radiológicas associadas ao campo de radiação, que contabilizam o número de radiações relacionado com alguma outra grandeza do sistema de medição tradicional, como tempo e área. Com isso, é possível definir grandezas do tipo **atividade de um material radioativo**, ou **fluência de partículas de um acelerador**. Outra abordagem seria em relação às propriedades do campo de radiação para fins de definição de outras grandezas, como os **campos expandidos e alinhados** (TAUHATA, 2003).

1.3.1.2 – Grandezas ou variáveis dosimétricas

Outra maneira seria avaliar os efeitos da interação da radiação com um material, utilizando algum efeito ou subproduto. Por exemplo: determinar o a carga elétrica dos elétrons ou íons produzidos pela ionização, a energia transferida ao material pela radiação, a energia absorvida pelo material, a luminescência, a alteração da condutividade elétrica, o calor produzido, o defeito cristalino, a alteração química (TAUHATA, 2003).

De modo semelhante, utilizando relações com a massa ou volume, pode-se definir variáveis radiológicas como **Exposição**, **Kerma** e **Dose Absorvida**, que são grandezas dosimétricas, pois estão associadas à quantidade de radiação que um material foi submetido ou absorveu (TAUHATA, 2003).

1.3.1.3 – Grandezas limitantes

Quando os efeitos das interações acontecem no organismo humano e se as suas consequências podem ser deletérias, deve-se definir algumas variáveis limitantes, para indicar o risco à saúde humana devido à radiação ionizante. Como as radiações apresentam diferenças na ionização, penetração e no consequente dano biológico produzido, são introduzidos alguns fatores ponderais associados às grandezas dosimétricas e, assim, se obtém o "**Equivalente de Dose**" (TAUHATA, 2003).

Porém, o conceito de **equivalente de dose** não utiliza somente as grandezas básicas na sua definição. Então, pode surgir uma variedade de grandezas ou variáveis limitantes, dependendo do propósito de limitação do risco. Assim, definem-se: o **equivalente de dose no órgão**, **equivalente de dose efetiva**, **dose equivalente**, **dose efetiva**, etc. (TAUHATA, 2003).

1.3.1.4 – Grandezas operacionais

Considerando-se as atividades de Radioproteção, é possível definir **grandezas radiológicas operacionais** mais consistentes ou úteis nas práticas, por exemplo, de monitoração de área e monitoração individual, porque as grandezas limitantes não são mensuráveis ou fáceis de estimar. Desta maneira, aparecem grandezas muito específicas como: **Equivalente de dose ambiente** e **Equivalente de dose direcional** (TAUHATA, 2003).

1.3.1.5. Fatores de conversão e condições de medição

Nem sempre o modo de operação dos detectores, o material de que são constituídos e os parâmetros que medem correspondem às grandezas radiológicas anteriormente mencionadas. Assim, é preciso introduzir fatores de conversão que consideram as diferenças de interação da radiação com um gás, o ar, um semicondutor, uma emulsão, e o tecido humano ou um órgão. Além disso, existem as condições de medição no ar, em campos alinhados ou expandidos, nas condições de temperatura e pressão padronizadas (TAUHATA, 2003).

1.3.1.6 – ICRP e ICRU

Existem instituições internacionais que cuidam da definição das grandezas, das relações entre elas e suas respectivas unidades. A **International Commission on Radiological Protection - ICRP**, fundada em 1928, promove o desenvolvimento da radioproteção e elabora recomendações sobre as grandezas limitantes. A **International Commission on Radiation Units and Measurements - ICRU**, fundada em 1925, cuida especialmente das grandezas básicas e das operacionais (TAUHATA, 2003).

1.3.2 – A NOTAÇÃO DIFERENCIAL

Na Física, as grandezas são freqüentemente definidas em modo macroscópico, como por exemplo, a velocidade v , que representa a relação entre o espaço percorrido s e o tempo t gasto para isso, ou seja: $v = s/t$, medidos em m/s. Mas, devido à facilidade de realizar cálculos, é muito útil a definição sob a forma diferencial, por ser mais consistente com equações diferenciais, equações envolvendo integrais e com a caracterização da velocidade num determinado ponto da trajetória. Assim, a velocidade passa a ser definida na forma: $v = ds/dt$, e tem natureza vetorial (TAUHATA, 2003).

Em radioproteção e dosimetria usa-se o mesmo procedimento, pois a definição, na forma diferencial, expressa mais exatamente o conceito da grandeza, é mais abrangente e matematicamente mais versátil, E quase todas as grandezas radiológicas são expressas assim (TAUHATA, 2003).

1.3.3 – PROCEDIMENTO DE DEFINIÇÃO DAS GRANDEZAS RADIOLÓGICAS

1.3.3.1 – Exigências básicas para a definição de uma grandeza

Desde que surgiram as primeiras preocupações com a possibilidade das radiações ionizantes induzirem detrimientos à saúde humana, apareceram os métodos de produção, caracterização e medição da radiação, bem como de definição de grandezas que expressassem com realismo a sua interação com o tecido humano. Obviamente que o objetivo final era estabelecer a correlação dos valores de tais grandezas, entre si e com os riscos de detrimento (TAUHATA, 2003).

Outra questão que interferiu bastante foi o fato dos detectores de radiação nem sempre expressarem seus valores dentro da definição das grandezas escolhidas . Por exemplo, como se pode conectar a densidade óptica de um filme dosimétrico com a grandeza dose absorvida de radiação? Como associar uma leitura obtida num ponto no ar por um detector à gás com o efeito biológico que seria produzido num órgão de uma pessoa, se ali estivesse postada?

Além destas questões, surgiram aspectos técnicos associados às técnicas de medição e aos detectores utilizados. É que para cada grandeza definida, é preciso definir padrões que servirão como valores de referência para as calibrações. Dentre as diversas grandezas, algumas seriam mais bem utilizadas, devido a existência de métodos alternativos, absolutos e relativos, de medição, sustentados por equipamentos de melhor desempenho metrológico (TAUHATA, 2003).

1.3.3.2 – Concepções estabelecidas pelas ICRP 26 e ICRP 60

As publicações da ICRP n.º 26, de 1977, e n.º 60 de 1990 foram duas importantes referências no tocante ao estabelecimento de grandezas radiológicas, suas relações e métodos de medição, dentro de uma concepção mais coerente. Na ICRP 60 surgiram novas grandezas, algumas em substituição a grandezas definidas na ICRP 26, com o inconveniente de possuírem nomes parecidos (TAUHATA, 2003).

Alguns problemas relacionados à determinação de grandezas surgiram da introdução da ICRP 26, que serviu de base à Norma CNEN NE-3.01 - "Diretrizes Básicas de Radioproteção". A grandeza "Dose Equivalent" do ICRP 26 foi traduzida na norma brasileira para "Dose Equivalente", ao invés de "Equivalente de Dose", que deveria ser a tradução correta e que é a adotada neste texto. Por outro lado, a ICRP 60 introduziu o conceito de grandeza denominada "Equivalent Dose", ainda não adotado em norma brasileira, mas cuja tradução deve ser "Dose Equivalente" o que obrigará a CNEN a alterar a denominação da grandeza anterior ou criar uma tradução diferente para esse novo conceito. (TAUHATA, 2003). Assim, nesse texto, onde se lê "Equivalente de dose", entenda-se "Dose equivalente" da norma correspondente da CNEN.

1.3.4 – GRANDEZAS RADIOLÓGICAS ADOTADAS

1.3.4.1 – Atividade, A

A **atividade de um material radioativo**, como dito anteriormente, é o número de transformações nucleares por unidade de tempo. Matematicamente é expressa por: $A = (dN/dt)$, onde N é o número de núcleos radioativos contidos na amostra ou material (TAUHATA, 2003).

A unidade, conforme também foi dito anteriormente, é o **becquerel (Bq)** e corresponde a uma transformação por segundo, ou s^{-1} . A unidade antiga **curie (Ci)**, **igual a $3,7 \times 10^{10}$ Bq** é ainda utilizada em algumas situações (TAUHATA, 2003).

É bom salientar que, “uma transformação por segundo” não significa a emissão de uma radiação por segundo, pois, **numa transformação nuclear, podem ser emitidas várias radiações de vários tipos e várias energias**. Muitas vezes, uma transformação nuclear é confundida com uma desintegração nuclear, devido ao antigo conceito de radioatividade, o qual admitia que quando o núcleo emitia radiações, ele estava se desintegrando, ou destruindo-se. **Hoje, sabe-se que o núcleo só emite radiações para se auto-organizar, otimizar sua estrutura e dinâmica** (TAUHATA, 2003).

Na prática, devido a hábitos estabelecidos, uma desintegração/segundo é equivalente a uma transformação/segundo e ao becquerel. A razão básica é que, o tempo de ocorrência da transformação nuclear é tão curto, de 10^{-9} a 10^{-13} segundos, que não existe ainda detector capaz de discriminar radiações emitidas neste intervalo de tempo, de modo que tudo resulta numa “contagem” ou num pulso. Por outro lado, mesmos que as radiações sejam emitidas em todas as direções e sentidos, é possível conhecer a atividade da fonte comparando-a com uma fonte de referência, de mesma geometria e matriz físico-química (TAUHATA, 2003).

1.3.4.2 – Fluência, Φ

A **fluência Φ de partículas** é o quociente dN/da , onde dN é o número de partículas incidentes sobre uma esfera de seção de área da , medida em unidade de m^{-2} . O número de partículas N pode corresponder a partículas emitidas, transferidas ou recebidas. Esta grandeza é muito utilizada na medição de nêutrons. A fluência, por exemplo, de uma fonte de nêutrons, é medida de modo absoluto utilizando-se um sistema conhecido como banho de sulfato de manganês (TAUHATA, 2003).

1.3.4.3 – Exposição, X

É o quociente dQ/dm , onde dQ é o valor absoluto da carga total de íons de um dado sinal, produzidos no ar, quando todos os elétrons (negativos e positivos) liberados pelos fótons no ar, em uma massa dm , são completamente freados no ar (TAUHATA, 2003).

Devido à necessidade de se conhecer perfeitamente a massa do volume de material atingido e de coletar “toda” a carga de mesmo sinal num eletrodo, a medição da Exposição só é factível numa câmara de ionização a ar (TAUHATA, 2003).

1.3.4.4 – Dose absorvida, D

Outro efeito da interação da radiação com a matéria é a transferência de energia. Esta nem sempre é toda absorvida, devido à variedade de modos de interação e à natureza do material (TAUHATA, 2003).

A relação entre a energia absorvida e a massa do volume de material atingido é a base da definição da grandeza **Dose absorvida**. Entretanto, para especificar melhor as variações espaciais e evitar a variação da quantidade de energia absorvida em diferentes pontos do volume do material, a **Dose absorvida é definida como uma função num ponto P de interesse** (TAUHATA, 2003).

A unidade antiga de dose absorvida é o **rad (radiation absorbed dose)**. A dose absorvida pode ser medida de modo absoluto utilizando-se um calorímetro de grafite (TAUHATA, 2003).

1.3.4.5 – Equivalente de Dose (Dose Equivalente), H, (ICRP 26)

Esta grandeza, definida no Brasil como **Dose Equivalente**, é uma tradução equivocada de “Dose Equivalent” das recomendações da ICRP 26. Esta grandeza, assim denominada, ficou estabelecida nas normas da CNEN -3.01, e no vocabulário dos usuários. **A tradução correta seria Equivalente de dose**, pois o conceito definido foi de equivalência entre doses de diferentes radiações para produzir o mesmo efeito biológico (TAUHATA, 2003).

O **Equivalente de Dose H** é obtido multiplicando-se a dose absorvida D pelo Fator de qualidade Q, ou seja, $H = Q \times D$. O **fator de qualidade Q** é adimensional e constitui um fator de peso proveniente da simplificação dos valores da **Eficiência Biológica Relativa (RBE)** dos diferentes tipos de radiação, na indução de determinado tipo de efeito biológico (TAUHATA, 2003).

Na prática, por motivos de simplicidade, utiliza-se o valor médio do Fator de Qualidade Q, com valores efetivos conforme a Figura 3.1. Estes valores não devem ser usados para avaliar os efeitos de exposições acidentais com altas doses (TAUHATA, 2003).

TABELA 1.1 – VALOR MÉDIO DE Q

(Tauhata, 2003)

Tipo de Radiação	Q
Raios X, Radiação Gama e elétrons	1
Prótons e partículas com uma unidade de carga e com massa de repouso maior que uma unidade de massa atômica e de energia desconhecida	10
Nêutrons com energia desconhecida	20
Radiação alfa e demais partículas com carga superior a uma unidade de carga	20

1.3.4.6 – Equivalente de Dose (Dose equivalente) no órgão, H_T (ICRP 26)

O **Equivalente de Dose no órgão ou tecido** é o equivalente de dose médio em um tecido específico T, expresso por: $H_T = D_T \times Q_T$. Onde Q_T é o fator de qualidade médio no órgão ou tecido T e D_T a dose absorvida (TAUHATA, 2003).

1.3.4.7. Equivalente de Dose (Dose equivalente) Efetiva, H_E (ICRP 26)

O **Equivalente de Dose Efetiva H_E**, também denominada de **Equivalente de Dose de Corpo Inteiro H_{WB}**, é obtido pela relação (TAUHATA, 2003):

$$H_E = H_{WB} = \sum_T w_T H_T$$

Na equação acima, w_T é o fator de peso do tecido ou órgão T relevante e H_T é o equivalente de dose no órgão. Os valores de w_T estão associados à radiosensibilidade do órgão à radiação e seus valores estão presentes na Tabela 1.2:

TABELA 1.2 - VALOR DE W_T

(Tauhata, 2003)

ÓRGÃO OU TECIDO	Fator de peso w	
	ICRP 26	ICRP 60
Gônadas	0,25	0,20
Medula óssea (vermelha)	0,12	0,12
Cólon	-	0,12
Pulmão	0,12	0,12
Estômago	-	0,12
Bexiga	-	0,05
Mama	0,15	0,05
Fígado	-	0,05
Esôfago	-	0,05
Tireóide	0,03	0,05
Pele	-	0,01
Superfície óssea	0,03	0,01
Restantes*	0,30	0,05

* cérebro, intestino grosso superior, intestino delgado, rins, útero, pâncreas, vesícula, timo, adrenais e músculo

Essa grandeza não é mensurável. Assim, para as aplicações práticas, a ICRU 39 introduziu grandezas operacionais mensuráveis relacionadas ao equivalente de dose efetiva, como Equivalente de Dose Ambiente, Equivalente de Dose Direcional e Equivalente de Dose Pessoal.

1.3.4.8 – Kerma, K

A variável **kerma (Kinetic Energy Released per unit of Mass)** significa “energia cinética liberada por unidade de massa”, e é definida pela relação, $K = (dE_{tr}/dm)$, onde sua unidade metrológica é o gray (J/kg) e dE_{tr} é a soma de todas as energias cinéticas iniciais de todas as partículas carregadas liberadas por partículas neutras ou fótons, incidentes em um material de massa dm (TAUHATA, 2003).

O **kerma** inclui a energia recebida pelas partículas carregadas, normalmente elétrons de ionização, e estes podem dissipá-la nas colisões sucessivas com outros elétrons, ou na produção de **radiação de freamento (bremsstrahlung)**. Assim: $K = K_C \times K_R$ (onde $K_C =$ **kerma de colisão**, quando a energia é dissipada localmente, por ionizações e/ou excitações; e $K_R =$ **kerma de radiação**, quando a energia é dissipada longe do local, por meio dos raios X) (TAUHATA, 2003).

1.3.4.9 – Dose Absorvida Comprometida (Committed absorbed dose), D(t)

É o valor da integral da taxa de dose absorvida num particular tecido ou órgão, que será recebida por um indivíduo após a **incorporação de material radioativo em seu corpo**, no tempo, por um período t após a incorporação. **A incorporação pode ser feita por ingestão, inalação, injeção ou penetração através de ferimentos**. O período de contagem t , normalmente utilizado, é de 50 anos para adultos e de até 70 anos para crianças (TAUHATA, 2003).

1.3.4.10 – Equivalente de Dose Comprometida (Committed Dose Equivalent)

É o valor da integral, no tempo, da taxa de equivalente de dose num particular tecido ou órgão, que será recebida por um indivíduo após a incorporação de material radioativo em seu corpo, por um período t após a incorporação. Define a dose absorvida comprometida multiplicada pelo fator de qualidade Q da radiação (TAUHATA, 2003).

1.3.4.11 – Dose coletiva (Collective dose)

É a expressão da dose total de radiação recebida por uma população, definida como o produto do número de indivíduos expostos a uma fonte pelo equivalente de dose médio por ela induzido. A dose coletiva é expressa em unidades **sievert.homem (Sv.homem)** (TAUHATA, 2003).

1.3.5 – NOVAS GRANDEZAS OPERACIONAIS

Para as rotinas envolvidas em Proteção Radiológica é desejável que a exposição de indivíduos seja caracterizada e medida por uma única grandeza, pois facilitaria as avaliações, as comparações e o registro. Dentre as grandezas definidas até então, o **Equivalente de Dose (Dose Equivalente)** seria a mais conveniente pois envolveria em seu valor, a dose absorvida, o tipo de radiação e permitiria estabelecer a correlação com o risco de dano biológico. Essa grandeza, do tipo limitante, criada pela ICRP para indicar o risco de exposição do homem à radiação ionizante, apresenta a desvantagem de não ser mensurável diretamente ou de fácil estimativa. Por outro lado, em termos de metrologia, era preciso estabelecer uma referência para servir de padrão para definição das grandezas e contornar as diferenças de tamanho e forma do físico dos indivíduos expostos à radiação (TAUHATA, 2003). Assim, surgiram as seguintes variáveis ou grandezas operacionais na área de Dosimetria em Proteção Radiológica.

1.3.5.1 – A Esfera ICRU

Em 1980, a ICRU, em sua publicação 33, propôs uma esfera de 33 cm de diâmetro, feita de material tecido-equivalente e densidade de 1 g/cm^3 , como um simulador do tronco humano, baseado no fato de que quase todos os órgãos sensíveis à radiação, poderiam ser nela englobados. A sua composição química, em massa, é de 76,2% de oxigênio, 11,1% de carbono, 10,1% de hidrogênio e 2,6% de nitrogênio. Assim, todos os valores utilizados como referência para as grandezas radiológicas deveriam ter como corpo de prova de medição, a esfera da ICRU. Isto significa que um valor obtido por medição na esfera ICRU deve ser considerado como sido medido no corpo humano. Para tornar coerente a definição das grandezas, que precisavam ser aditivas e ser definidas num ponto de interesse, foi necessário introduzir também as características do campo de radiação a que a esfera estaria submetida. Assim, surgiram os conceitos de **campo expandido** e **campo alinhado de radiação** (TAUHATA, 2003).

1.3.5.2 – Campo expandido

A propriedade ou variável **campo expandido** expressa um campo de radiação homogêneo, no qual a esfera da ICRU fica exposta, com fluência, distribuição de energia e distribuição direcional iguais ao do ponto de referência P de um campo de radiação real (TAUHATA, 2003).

1.3.5.3 – Campo expandido e alinhado

No campo expandido e alinhado, a fluência e a distribuição de energia são iguais às do campo expandido, mas a distribuição angular da fluência é unidirecional. Neste campo, o valor do equivalente de dose em um ponto da esfera ICRU independe da distribuição direcional da radiação de um campo real (TAUHATA, 2003).

1.3.5.4. Grandezas operacionais para monitoração de área

Entende-se, e deseja-se, que as grandezas operacionais sejam - e são - mensuráveis, baseadas no valor obtido do equivalente de dose no ponto do simulador, para irradiações com feixes externos. Duas grandezas vinculam a irradiação externa com o equivalente de dose efetivo e o equivalente de dose na pele e lente dos olhos, para fins de monitoração de área. São as grandezas: **Equivalente de Dose Ambiente $H^*(d)$** e o **Equivalente de Dose Direcional $H'(d,\Omega)$** (TAUHATA, 2003).

1.3.5.4.1 – Equivalente de dose ambiente, $H^*(d)$

O **equivalente de dose ambiente $H^*(d)$, em um ponto de um campo de radiação** é o valor do equivalente de dose que seria produzido pelo correspondente campo expandido e alinhado na esfera ICRU na profundidade d , no raio que se opõe ao campo alinhado (TAUHATA, 2003).

1.3.5.4.2 – Equivalente de dose direcional, $H'(d,\Omega)$

O **equivalente direcional $H'(d,\Omega)$ em um ponto de um campo de radiação** é o valor do equivalente de dose que seria produzido pelo correspondente campo expandido na esfera ICRU na profundidade d sobre um raio na direção específica. A unidade utilizada é o **sievert**. A profundidade d deve ser especificada para os diversos tipos de radiação. Para radiações fracamente penetrantes $d = 0,07 \text{ mm}$ para a pele e para o cristalino $d = 3 \text{ mm}$. A notação utilizada tem a forma $H'(0,07,\Omega)$ e $H'(3,\Omega)$, respectivamente. Para radiações fortemente penetrantes, a profundidade recomendada é de $d = 10 \text{ mm}$, isto é $H'(10,\Omega)$ (TAUHATA, 2003).

1.3.5.5 – Grandeza operacional para monitoração individual

São grandezas definidas no indivíduo, em um campo de radiação real, e devem ser medidas diretamente sobre o indivíduo. Como seus valores podem variar de pessoa para pessoa e com o local do corpo onde são feitas as medições, é necessário se obter valores que sirvam de referência. Devido à dificuldade de fabricação da esfera ICRU, são utilizados simuladores alternativos, por exemplo, em forma de paralelepípedo, feitos de polimetilmetacrilato (PMMA) de dimensões 30 cm x 30 cm x 15 cm, maciços ou cheios de água (TAUHATA, 2003).

1.3.5.5.1 – Equivalente de Dose Pessoal, $H_p(d)$

É o equivalente de dose em tecido mole, numa profundidade d , abaixo de um ponto especificado sobre o corpo. A unidade utilizada é também o sievert. Da mesma forma que no equivalente de dose direcional, tem-se: $H_p(0,07)$ e $H_p(3)$ para pele e cristalino para radiações fracamente penetrantes, respectivamente e, $H_p(10)$ para as radiações fortemente penetrantes. O $H_p(d)$ pode ser medido com um detector encostado na superfície do corpo, envolvido com uma espessura apropriada de material tecido-equivalente (TAUHATA, 2003).

1.3.5.6 – Relações entre as grandezas limitantes e operacionais

As grandezas operacionais foram definidas pela ICRU para estimar as grandezas limitantes de modo conservativo. As relações entre estas novas grandezas operacionais e as grandezas equivalente de dose efetiva H_E , dose efetiva E , kerma no ar K_a , e exposição X , são expressas por coeficientes de conversão obtidos para cada situação de medição. Tabelas com valores destes coeficientes de conversão, para cada geometria de medição, são disponíveis nos recentes trabalhos de dosimetria das radiações. A tabela seguinte expressa o uso adequado das novas grandezas conforme o tipo de radiação, alvo de monitoração, profundidade de avaliação d , em mm, e direção de medição; nela tem-se, H^* = equivalente de dose ambiente, H' =equivalente de dose direcional e H_p = equivalente de dose pessoal (TAUHATA, 2003).

TABELA 1.3 – AS NOVAS GRANDEZAS

(Tauhata, 2003)

Radiação Externa	Limitantes de Dose no Corpo	Grandeza Nova	
		Monitoração de Área	Monitoração Pessoal
Fortemente Penetrante	Dose Efetiva	Equivalente de Dose Ambiente $H^*(10)$	Equivalente de Dose Pessoal $H_p(10)$
Fracamente Penetrante	Dose na Pele	Equivalente de Dose Direcional $H'(0,07, \Omega)$	Equivalente de Dose Pessoal $H_p(0,07)$
	Dose na lente dos olhos	Equivalente de Dose Direcional $H'(3, \Omega)$	Equivalente de Dose Pessoal $H_p(3)$

TABELA 1.4 – PROFUNDIDADE E DIREÇÃO ESPECÍFICA

(Tauhata, 2003)

Tecido	Profundidade d (mm)	Direção Específica
Pele	0,07	Ω
Cristalino	3	Ω

1.3.6 – NOVAS GRANDEZAS DEFINIDAS NA ICRP 60 EM SUBSTITUIÇÃO ÀS DA ICRP 26

1.3.6.1. Dose Equivalente (Equivalent dose), H_T

A dose equivalente num tecido ou num órgão, H_T , expressa em Sv, é o valor médio da dose absorvida $D_{T,R}$ obtida sobre todo o tecido ou órgão T, devido à radiação R (TAUHATA, 2003).

1.3.6.2. Dose Efetiva (Effective dose), E

A Dose Efetiva, é a soma ponderada das doses equivalentes em todos os tecidos e órgãos do corpo. Essa grandeza foi definida para substituir o Equivalente de Dose de Corpo Inteiro, H_{WB} e o Equivalente de Dose Efetivo, H_E , mas o significado em radioproteção foi mantido (TAUHATA, 2003).

1.3.7 – COEFICIENTE DE RISCO, f_T

O risco de detrimento ou fatalidade de indivíduos expostos à radiação ionizante correlaciona-se com os valores da dose no tecido ou no corpo inteiro, por meio de coeficientes de risco, expressos em número de casos ocorridos por sievert de radiação absorvida, (n/Sv), ou seja: $R_T = f_T \cdot H_T$ para um tecido ou órgão; ou $R = f \cdot E$ para o indivíduo.

Os valores dos coeficientes de risco dependem de muitos fatores, tais como: exposição única, fracionada ou crônica, tipo de radiação, tecido irradiado, detrimento considerado, idade, sexo, hábitos alimentares, grupo amostrado, habitat e, até, dos métodos utilizados para a sua determinação. Além disso, existe uma diferença muito importante entre o risco de ocorrência de um detrimento e o risco de fatalidade por ele provocada (TAUHATA, 2003).

TABELA 1.5 – COEFICIENTE DE PROBABILIDADE DE DETRIMENTO FATAL

(Tauhata, 2003)

TECIDO OU ÓRGÃO	Coeficiente de Probabilidade de Detrimento Fatal (10^{-4} Sv^{-1})	
	ICRP 26	ICRP 60
Bexiga	-	30
Medula Óssea Vermelha	20	50
Superfície Óssea	5	5
Mama	25	20
Cólon	-	85
Fígado	-	15
Pulmão	20	85
Esôfago	-	30
Ovário	-	10

TABELA 1.6 – INCIDÊNCIA DE CÂNCER DE PELE E MORTALIDADE INDUZIDO POR RADIAÇÃO

(Tauhata, 2003)

RISCO DE CÂNCER DE PELE	PROBABILIDADE (10^{-2} Sv^{-1})	
	Incidência	Mortalidade
Modelo de risco absoluto	2,3	0,005
Modelo de risco relativo	9,8	0,08

1.4 – APLICAÇÕES DA RADIOATIVIDADE

A radioatividade tem aplicações na agricultura, na medicina, nas atividades industriais e laboratoriais e na produção de energia elétrica através da **geração** de energia nuclear, numa usina apropriada, onde são gerados rejeitos radioativos perigosos e abundantes.

FIGURA 1.9 – USINA NUCLEAR EM ANGRA DOS REIS

(http://www.baixaki.com.br/imagens/wpapers/BXK12587_usina-nuclear-de-angra-dos-reis800.jpg, 2010)

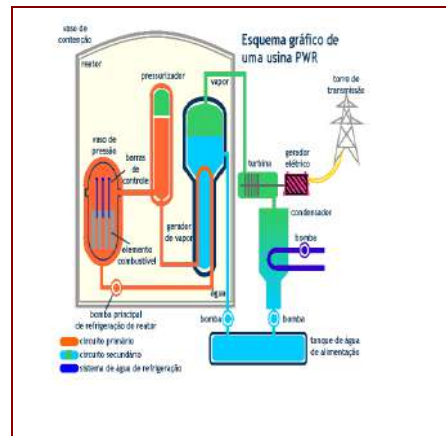


A **energia nuclear** é a forma de energia que mantém os prótons e nêutrons juntos no núcleo. A possibilidade de partir-se ou dividir-se o núcleo de um átomo pesado, isto é, com muitos prótons e nêutrons, em dois núcleos menores, através do impacto de um nêutron permite liberar a energia que os mantém juntos na forma de calor (energia térmica). Essa divisão controlada denomina-se **fissão nuclear**. Nesse processo, resultam dois a três nêutrons, além dos dois núcleos menores, que atingem outros núcleos, dando origem a uma reação de fissão nuclear em cadeia, a qual gera uma grande quantidade de calor. Por razões técnicas e econômicas, tem-se utilizado o urânio-235 para a produção de energia (CARDOSO, 2010a).

Um **reator nuclear** é um equipamento onde se processa uma reação de fissão nuclear, assim como um reator químico é um equipamento onde ocorre uma reação química. Um reator nuclear para gerar energia elétrica é parte de uma usina de produção de vapor e eletricidade, ou seja, uma **usina termoeletrica**, onde a fonte de calor é o urânio-235, em vez de óleo combustível ou de carvão, que é denominada e conhecida como **usina nuclear** (adaptado de CARDOSO, 2010a).

FIGURA 1.10 – GERAÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA EM UMA USINA NUCLEAR TÍPICA

(<http://www.cnen.gov.br/ensino/apostilas/energia.pdf>, 2010)



As **vantagens de uma usina nuclear** incluem: 1º - a enorme quantidade de energia que pode ser gerada, ou seja, a potência gerada, para pouco material usado (o urânio); 2º - não gera os gases responsáveis pelo efeito estufa e o aquecimento global. (WIKIPEDIA, 2010).

Entre as **principais desvantagens das usinas nucleares** estão: 1º -emprega um recurso natural não-renovável (IGNÁCIO, 2010); 2º -os riscos de contaminação radioativa, que pode ocorrer por acidentes, omissão, tecnologias inadequadas ou atos terroristas (HIRSCH,2005).

Nesse cenário, uma das principais preocupações da Humanidade é o conjunto dos rejeitos radioativos, que motivou a elaboração do presente trabalho de projeto final de graduação

1.5 – ORIGENS DOS REJEITOS RADIOATIVOS OU LIXO ATÔMICO

Duas grandes classes de instalações geram rejeitos radioativos (CNEN, 2010):

1ª - as **instalações usuárias de radioatividade**, por convenção, designadas **instalações radiativas**;

2ª - as **usinas nucleares**, que são convencionadas como **instalações nucleares**.

As instalações radiativas englobam hospitais, laboratórios de análises, instituições de pesquisa, indústrias, universidades, entre outras que operam equipamentos e aparelhos laboratoriais analíticos ou hospitalares (CNEN, 2010).

As usinas nucleares processam minerais e substâncias contendo urânio e outros elementos químicos potencialmente radioativos para a geração de energia elétrica, envolvendo a operação de grandes reatores nucleares (CNEN, 2010).

Existem normas nacionais que definem respectivamente as instalações radiativas e nucleares, e podem ser encontradas na Internet, através dos seguintes endereços eletrônicos:

<http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=6> e
<http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/normas.asp?grupo=1>.

As origens dos **descartes ou rejeitos radioativos** possibilitam classificá-los em:

1.5.1 – Rejeitos de instalações radiativas

As pessoas ou operadores das instalações radiativas utilizam diariamente luvas, papéis, algodão, vidro, acessórios e aparelhos diversos que, ao menor contato com material radioativo, ficam contaminados. Nas instalações radioativas também são produzidos rejeitos líquidos, como as soluções utilizadas em análises e a água para descontaminação de alguns objetos, que incorporam elementos radioativos. Todos estes recebem o nome de **rejeitos radioativos institucionais** (REZENDE, 2010).

1.5.2 – Rejeitos de instalações nucleares em atividade

Ao contrário do que ocorre nas instalações radiativas, as usinas nucleares produzem uma quantidade bem maior e mais variada de rejeitos, sendo muitos destes classificados como de “alta atividade” (conforme será explicado no próximo capítulo).

Os descartes produzidos durante a etapa de concentração e purificação do urânio extraído da fonte mineral são denominados **rejeitos do ciclo do combustível nuclear**. Esse ciclo apresenta os mais diversos tipos de lixo atômico, que incluem milhares de toneladas de material com baixa radioatividade das sobras do minério e alguns litros de líquido com altíssima radioatividade, oriundos do reprocessamento do combustível nuclear após seu uso no reator (REZENDE, 2010).

1.5.3 - Rejeitos de instalações descontinuadas envolvendo radioatividade

Outros tipos de rejeitos radioativos surgem quando se dá por encerrada a vida útil de uma usina nuclear ou uma edificação ou equipamento(s) ou aparelho(s) e acessório(s) radioativo(s). Nesta etapa, surge um passivo formado de muitos materiais e equipamentos contaminados, que também pode ser considerado um lixo atômico (REZENDE, 2010).

O próprio prédio onde operava(m) o(s) equipamento(s) (reatores, aparelhos e acessórios) precisa ser tratado, isto é, ser blindado ou encapsulado para receber invólucros ou dispositivos de proteção permanente em função da radioatividade presente ou residual no local (REZENDE, 2010).

O tratamento aplicado a uma usina nuclear quando seu reator é desativado intitula-se **descomissionamento** (ELETROBRÁS, 2010a).

1.6 – OUTRAS CLASSIFICAÇÕES PARA OS REJEITOS RADIOATIVOS

Os rejeitos radioativos também podem ser classificados pelo nível de atividade, ou seja, entre os de alta, média e baixa atividade, e também pelo tempo de meia-vida.

1.6.1 – Classificação dos rejeitos radioativos quanto ao nível de atividade

Na classificação dos rejeitos radioativos, adotam-se critérios como o estado físico, a natureza da radiação, a concentração do material e a taxa de exposição na superfície do rejeito (CNEN, 1985).

Os **rejeitos de baixa atividade** são compostos de luvas, papéis, filtros, panos de limpeza, entre outros, utilizados nas operações de manutenção de usinas ou instalações radiativas.

Os descartes ou **rejeitos de média atividade** compreendem tipicamente as resinas iônicas, as lamas químicas e os revestimentos metálicos do combustível, assim como equipamentos que tiveram contato com essas substâncias, e peças e componentes oriundos das operações de desativação de instalações nucleares (ABEN, 2010).

Os **rejeitos de alta atividade** incluem:

1º - o "**elemento combustível queimado**" (processado) **dos reatores nucleares**,

2º - os **resíduos das operações de reprocessamento**, que compreendem o tratamento químico do combustível irradiado, retirado do reator, para o reaproveitamento deste material em novos elementos combustíveis. Na maioria, os rejeitos de alta atividade são líquidos que contêm produtos de fissão ou, se não houver reprocessamento, o próprio combustível descarregado dos reatores (ABEN, 2010).

Os rejeitos líquidos contendo emissores beta e/ou gama, e nos quais os eventuais emissores alfa tenham concentração total inferior a $3,7 \times 10^8$ Bq/m³ (10^{-2} Ci/m³), são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (CNEN, 1985):

TABELA 1.7 – CLASSIFICAÇÃO PARA EMISSORES BETA E/OU GAMA (LÍQUIDO)

(CNEN, 1985)

CATEGORIA	CONCENTRAÇÃO C (BQ/M ³)	CONCENTRAÇÃO C (CI/M ³)
Baixo Nível de Radiação	$c \leq 3,7 \times 10^{10}$	$c \leq 1$
Médio Nível de Radiação	$3,7 \times 10^{10} < c \leq 3,7 \times 10^{13}$	$1 < c \leq 10^3$
Alto Nível de Radiação	$c > 3,7 \times 10^{13}$	$c > 10^3$

Os rejeitos sólidos contendo emissores beta e/ou gama, e nos quais os eventuais emissores alfa tenham concentração total inferior a $3,7 \times 10^8$ Bq/m³ (10^{-2} Ci/m³), são classificados nas seguintes categorias, de acordo com a taxa de exposição na superfície do rejeito (CNEN, 1985):

TABELA 1.8 – CLASSIFICAÇÃO PARA EMISSORES BETA E/OU GAMA (SÓLIDO)

(CNEN, 1985)

CATEGORIA	TAXA DE EXPOSIÇÃO X (MC/KG.H)	TAXA DE EXPOSIÇÃO X (CI/M³)
Baixo Nível de Radiação	$X \leq 50$	$X \leq 0,2$
Médio Nível de Radiação	$50 < X \leq 500$	$0,2 < X \leq 2$
Alto Nível de Radiação	$X > 500$	$X > 2$

Os rejeitos gasosos são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (CNEN, 1985):

TABELA 1.9 – CLASSIFICAÇÃO PARA REJEITOS GASOSOS

(CNEN, 1985)

CATEGORIA	CONCENTRAÇÃO C (BQ/M³)	CONCENTRAÇÃO C (CI/M³)
Baixo Nível de Radiação	$c \leq 3,7$	$c \leq 10^{-10}$
Médio Nível de Radiação	$3,7 < c \leq 3,7 \times 10^4$	$10^{-10} < c \leq 10^{-6}$
Alto Nível de Radiação	$c > 3,7 \times 10^4$	$c > 10^{-6}$

Os rejeitos líquidos contendo emissores alfa, em concentrações superiores a $3,7 \times 10^8$ Bq/m³ (10^{-2} Ci/m³) são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (CNEN, 1985):

TABELA 1.10 – CLASSIFICAÇÃO PARA EMISSORES ALFA (LÍQUIDO)

(CNEN, 1985)

CATEGORIA	CONCENTRAÇÃO C (BQ/M³)	CONCENTRAÇÃO C (CI/M³)
Baixo Nível de Radiação	$3,7 \times 10^8 < c \leq 3,7 \times 10^{11}$	$10^{-2} < c \leq 1$
Médio Nível de Radiação	$3,7 \times 10^{11} < c \leq 3,7 \times 10^{13}$	$1 < c \leq 10^3$
Alto Nível de Radiação	$c > 3,7 \times 10^{13}$	$c > 10^3$

Os rejeitos sólidos contendo emissões alfa, em concentrações superiores a $3,7 \times 10^8$ Bq/m³ (10^{-2} Ci/m³), são classificados nas seguintes categorias, de acordo com os níveis de concentração (CNEN, 1985):

TABELA 1.11 – CLASSIFICAÇÃO PARA EMISSORES ALFA (SÓLIDO)

(CNEN, 1985)

CATEGORIA	AXA DE EXPOSIÇÃO X (MC/KG.H)	^T AXA DE EXPOSIÇÃO X (CI/M ³)
Baixo Nível de Radiação	$3,7 \times 10^8 < c \leq 3,7 \times 10^{11}$	$10^{-2} < c \leq 10$
Médio Nível de Radiação	$3,7 \times 10^{11} < c \leq 3,7 \times 10^{13}$	$10 < c \leq 10^3$
Alto Nível de Radiação	$c > 3,7 \times 10^{13}$	$c > 10^3$

Os rejeitos de baixa atividade são aqueles que não precisam de blindagem para ser manuseados. Um dos exemplos que pode ser citado aqui são as roupas utilizadas em pequenos trabalhos laboratoriais, entre luvas e outros acessórios (HIROMOTO, 1999).

Rejeitos com um nível médio de atividade necessitam de blindagens para o manuseio. Já os de alta atividade requerem, além da blindagem, o resfriamento constante para remover o calor que geram continuamente. O ciclo do combustível produz rejeitos de baixa, média e alta atividade (HIROMOTO, 1999).

A manipulação incorreta de rejeitos radioativos, principalmente daqueles que envolvem média e alta atividade, representa um risco enorme não só para aqueles que lidam diretamente com o material, mas também para toda a população e o meio-ambiente ao redor da zona de atuação.

1.6.2 – Classificação dos rejeitos radioativos quanto ao tempo de meia-vida

O tempo necessário para a atividade de um elemento radioativo ser reduzida à metade da atividade inicial é denominado **tempo de meia-vida**. Isso significa que, para cada meia-vida que se passa, a atividade vai sendo reduzida à metade da anterior, até atingir um valor insignificante, que não permite mais distinguir suas radiações das do meio ambiente (ATKINS, 1999).

A classificação segundo o tempo de meia-vida divide-se em (CNEN, 2010):

A - **Rejeito de meia-vida muito curta** – contém radionuclídeos de meia-vida menor ou igual a 100 dias.

B - **Rejeito de meia-vida curta** - contém radionuclídeos de meia-vida da ordem de 30 anos ou inferior.

C - **Rejeito de meia-vida longa** - contém radionuclídeos de meia-vida superior a cerca de 30 anos e concentração de radionuclídeos emissores alfa superiores aos valores especificados para rejeitos de meia-vida curta.

Os elementos combustíveis queimados são altamente radioativos, possuem atividade de vida longa e necessitam de resfriamento, durante um período que pode variar entre 20 e 50 anos. Durante esse intervalo de tempo, são mantidos em piscinas especialmente projetadas dentro das centrais nucleares que os utilizaram. Muitos países estão trabalhando para conseguir a deposição final destes rejeitos em depósitos subterrâneos, de 200 a mil metros de profundidade, em formações geológicas milenarmente estáveis (como o granito) (ABEN, 2010).

CAPÍTULO 2 – DESTINAÇÃO E TRATAMENTOS DOS REJEITOS RADIOATIVOS

2.1 – SOLUÇÕES PROPOSTAS PARA DESTINAR OS RESÍDUOS RADIOATIVOS

Vários métodos foram propostos para o armazenamento de rejeitos radioativos. Porém, há duas alternativas básicas a serem consideradas dentro do contexto de gerenciamento de rejeitos radioativos no ciclo do combustível (ENOKIHARA, 1983):

- **Confinamento dos rejeitos radioativos na Terra**, isto é, no interior da crosta terrestre.
- **Eliminação dos rejeitos da biosfera**.

O **isolamento dos rejeitos em depósitos superficiais ou profundos na crosta terrestre** redundava em definir três conceitos (ENOKIHARA, 1983):

1º - **Armazenamento ou estocagem** - designa uma operação de confinamento que permite a recuperação posterior do rejeito.

2º - **Deposição** - consiste na operação de armazenamento definitivo que não supõe a recuperação posterior do rejeito.

3º - **Repositório/Depósito** - compreende todas as instalações de estocagem do rejeito radioativo.

Quatro ambientes foram definidos como candidatos ao confinamento dos rejeitos radioativos (ENOKIHARA, 1983):

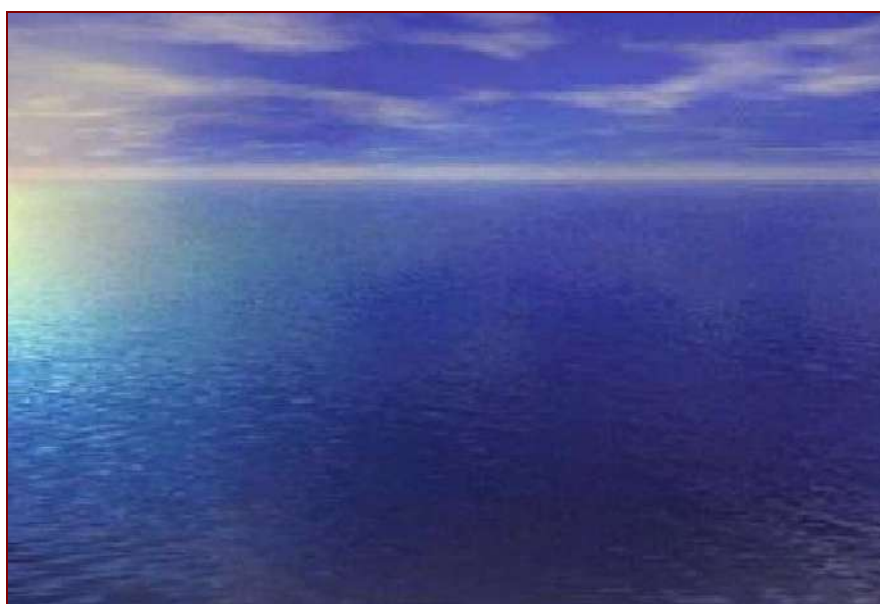
- a - fundos oceânicos;
- b - camadas de gelo polar;
- c - depósito no solo;
- d - deposição em formações geológicas profundas.

2.1.1 - Fundos Oceânicos

A filosofia básica da deposição de rejeitos radioativos no mar apóia-se na grande capacidade de diluição e dispersão das massas líquidas, não se constituindo, portanto, em requisito necessário a manutenção da integridade dos recipientes durante o tempo de decaimento da radioatividade para níveis inofensivos (HOLCOMB, 1982 e presente em ENOKIHARA, 1983). Tal método já foi muito utilizado pela França, Inglaterra e Holanda (adaptado de ENOKIHARA, 1983), mas está proibido no Brasil, tendo em vista o artigo 7 da Lei 10.308/2001. Essa alternativa é alvo de grande preocupação mundial e existem diversos estudos sobre o tema (FIGUEIRA, 1997)

FIGURA 2.1 – OCEANO ATLÂNTICO

(http://goccedisabbia.altervista.org/_altervista_ht/oceano.jpg, 2010)



2.1.2 - Camadas de Gelo Polar

A alternativa de estocagem de rejeitos radioativos em camadas polares não é atraente devido, principalmente, à discutida estabilidade do gelo em longo prazo. Sabe-se que as calotas de gelo passam por oscilações em períodos de aproximadamente 10.000 anos, quando se registram mudanças climáticas, relativamente rápidas (ENOKIHARA, 1983). Apesar disso, o uso de energia nuclear pode ser um importante trunfo na luta contra o aquecimento global e manutenção das calotas polares, pois não há emissão de gases do efeito estufa, sendo defendida por ecologistas renomados (WIKIPEDIA, 2010).

FIGURA 2.2 – ANTÁRTIDA

(<http://static.hsw.com.br/gif/geografia-antartida-2.jpg>, 2010)



2.1.3 - Depósito no Solo

Trata-se do armazenamento de rejeitos próximo à superfície, com pretensão ou não de reciclá-los futuramente. Esses depósitos estão sujeitos à infiltração de águas, erosão, animais escavadores, atividades do homem, etc. Os depósitos superficiais foram explorados para o armazenamento de rejeitos radioativo desde o início da pesquisa sobre armas nucleares, em 1940 (ENOKIHARA, 1983).

A **deposição próxima à superfície** inclui as seguintes alternativas:

- (a) deposição em estruturas de engenharia no solo,**
- (b) deposição em trincheiras simples a poucos metros de profundidade,**
- (c) deposição em cripta de concreto, e**
- (d) deposição em cavernas de rochas a várias dezenas de metros abaixo da superfície.**

Em contraste, o termo **deposição geológica** é geralmente usado para descrever deposição em profundidades de centenas de metros (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 1999a, 1999b, 2002a, 2003a, 2003b, 2004b).

Em geral, **os rejeitos adequados à deposição em repositórios próximos à superfície são aqueles contendo radionuclídeos de meia vida curta e radionuclídeos de meia vida longa em baixa concentração** (IAEA, 1999a).

De acordo com a Agência Internacional de Energia Atômica – AIEA, o termo **vida longa** refere-se a radionuclídeos com meia-vida usualmente maior que 30 anos e o termo **vida curta** se refere àqueles com meia vida de no máximo 30 anos, entre outros o Cs-137, Sr-90, Kr-85 e o H-3 (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 2004).

Repositórios próximos à superfície, tanto para rejeitos de baixo como de médio nível de radioatividade, oriundos de plantas nucleares, são utilizados em muitos países, onde apresentam boa aceitação, tanto politicamente quanto pela opinião pública (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em LACOSTE, 2000). Para isso, são utilizadas combinações de restrições (de engenharia, de monitoramento e de controle institucional) empregadas para repositórios de radionuclídeos de vida longa. Tais restrições objetivam manter baixos os riscos associados com a migração de radionuclídeo e a intrusão humana (AGUIAR, 2008).

É importante destacar que não é uma solução adequada para rejeitos de alta atividade.

Existem mais de 80 repositórios próximos à superfície em todo o mundo (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 2002). Dentre os países que realizam este tipo de deposição para os rejeitos de baixo e médio nível de atividade estão: Reino Unido (Drigg), França (La Mancha e Centre de L'Aubee), Canadá (IRUS), Japão (ROKKASHO), Espanha (El Cabril), Suécia (Oskarshamn), EUA (Barnwell) e República Tcheca (Dukovany) (AGUIAR, 2008).

2.1.4 - Deposição em Formações Geológicas Profundas

Apesar de existirem diversos conceitos sobre o isolamento dos rejeitos radioativos na biosfera, durante o tempo necessário para o seu decaimento, a única alternativa que parece viável, sob diversos pontos de vista, é o seu armazenamento em formações geológicas profundas (ENOKIHARA, 1983).

O principal atrativo desta alternativa é o fato de muitas formações geológicas terem permanecido estáveis durante milhões de anos. Além disso, as formações geológicas detêm os três requisitos básicos para a deposição segura de materiais radioativos: resfriamento, proteção e isolamento. A rocha envolvente age como um dissipador de calor, proporcionando o resfriamento. A profundidade de deposição fornece uma proteção adequada contra a radiação, e a dimensão e integridade das formações rochosas permite o isolamento, evitando o escape de material para a biosfera (ENOKIHARA, 1983).

As formações apropriadas para a deposição dos rejeitos são, o sal gema, granitos, xistos, rochas carbonáticas e metamórficas como as existentes no pré-Cambriano. Entre estas, o sal gema é considerado como a formação ideal, embora, outras rochas possam, em condições ideais, proporcionar um isolamento adequado (ENOKIHARA, 1983).

FIGURA 2.3 – COMPARANDO OS DEPÓSITOS SUPERFICIAIS E OS PROFUNDOS

(http://www.cebri.org.br/pdf/417_pdf.pdf, 2010)

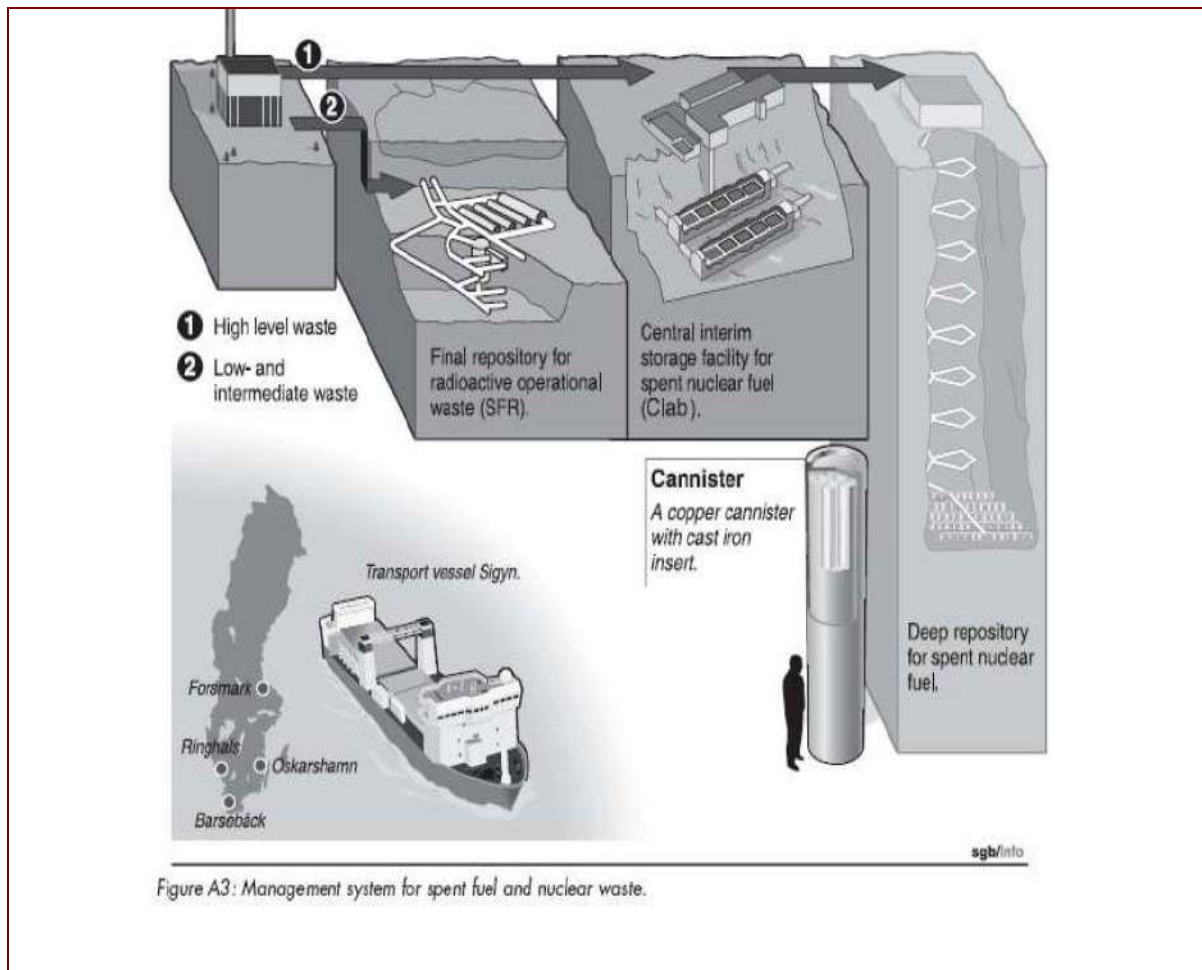


FIGURA 2.4 – O DEPÓSITO FINLANDÊS

(http://www.mphp.org/Suporte/viagem_do_Uranio.jpg, 2010)

A última viagem do urânio

Como a Finlândia enterrará o combustível radioativo de suas usinas - para sempre

1 As pastilhas de urânio ficam armazenadas em conjuntos de varetas, que são descartados periodicamente. É esse material que irá para o depósito definitivo depois de sair do reator. Por ano, as quatro usinas da Finlândia geram 70 toneladas de lixo altamente radioativo

2 Depois que saem do reator, as varetas com urânio ficam em piscinas. Quando o depósito definitivo estiver pronto, elas poderão ser enterradas. Mas antes terão de ser armazenadas em cápsulas especiais, em uma fábrica perto do depósito



3 As cápsulas terão uma camada interna de ferro fundido e a externa de cobre. O ar será retirado de dentro delas. O espaço será preenchido com argônio, gás que não reage facilmente com outros materiais. Todo o processo é automatizado

Ambientallistas já manifestaram preocupação quanto à resistência do cobre à radiação e à água por milhares de anos. "O cobre só é corroído se houver compostos de enxofre na água, o que não é o caso na região", diz Lars Werme, técnico do grupo que está estudando um depósito final na Suécia

4 Depois de encapsulado, o combustível é transferido por elevador até o depósito final, a 500 metros da superfície



6 Os buracos serão revestidos com bentonita, um material que absorve água, impedindo que a radiação se espalhe para o lençol freático caso as cápsulas vazem



7 Quando o depósito tiver sua capacidade esgotada, todos os túneis serão fechados e os prédios em cima do depósito demolidos

5 Lá embaixo, as cápsulas serão colocadas em um caminhão e transportadas até os túneis de armazenamento, que terão buracos no chão. As cápsulas serão depositadas dentro desses buracos



2.1.5 – Transmutação

Consiste em bombardear os radionuclídeos com partículas provenientes de reações nucleares, com o objetivo de transformá-los em novas espécies para proporcionar um decaimento mais rápido e/ou emitir níveis de radiações mais baixas. Tais reações seriam efetuadas em aceleradores de partículas, reatores de fusão ou reatores term nucleares controlados. A praticidade desse método depende sobretudo do desenvolvimento do processo de separação química e do fracionamento dos rejeitos radioativos (ENOKIHARA, 1983).

FIGURA 2.5 – ACELERADOR DE PARTÍCULAS

(<http://g1.globo.com/Noticias/Ciencia/foto/0,,15442254-EX,00.jpg>, 2010)



2.1.6 - Estocagem Extraterrestre

Os mecanismos para este método de eliminação utilizar-se-iam dos foguetes e naves espaciais. Esta alternativa toma-se inviável, na atual situação, considerando principalmente as limitações de peso, o elevado custo envolvido e as perspectivas de ocorrências de falhas nos veículos espaciais, ocasionando a reentrada destes na atmosfera, com a carga de rejeitos radioativos (ENOKIHARA, 1983).

FIGURA 2.6 – LANÇAMENTO DE FOGUETE

(<http://tudosobreastronomia.wordpress.com/2009/10/16/brasil-produzira-foguete-certificado-para-estudos-cientificos/>, em 2010)



2.2 – TRATAMENTOS DE REJEITOS RADIOATIVOS

Os rejeitos radioativos precisam ser tratados antes de serem liberados para o meio ambiente. É importante ressaltar que eles **só podem ser liberados quando o nível de radiação é igual ao do meio ambiente e quando não apresentam toxidez química.**

Os rejeitos de meia-vida curta são armazenados em locais apropriados (preparados), até sua atividade atingir um valor semelhante ao do meio ambiente, podendo, então, ser liberados. Esse critério de liberação leva em conta somente a atividade do rejeito. É evidente que materiais de atividade ao nível ambiental, mas que apresentam toxidez química para o ser humano ou que são prejudiciais ao ecossistema não podem ser liberados sem um tratamento químico adequado.

Rejeitos sólidos de baixa atividade, como partes de maquinaria contaminadas, luvas usadas, sapatilhas e aventais contaminados, são colocados em sacos plásticos e guardados em tambores ou caixas de aço, após classificação e respectiva identificação. Os produtos de fissão, resultantes do combustível nos reatores nucleares, podem ser separados e comercializados, para o seu uso nas diversas áreas de aplicação de radioisótopos.

Os materiais radioativos restantes, que não têm justificativa técnica e/ou econômica para serem utilizados são guardados em sistemas de contenção e armazenados em Depósitos de Rejeitos Radioativos. Lá permanecem até o momento em que surgir uma alternativa adequada para este tipo de rejeito ou até sua atividade declinar a níveis ambientais.

2.2.1 – Tratamento de rejeitos com baixa ou média atividade

O termo **baixa atividade** refere-se a todos os rejeitos radioativos que não sejam os rejeitos de alta atividade provenientes do reprocessamento de elementos combustíveis e os contaminados com elementos transurânicos. Esses rejeitos constituem-se em maioria volumétrica dos rejeitos gerados pelo ciclo do combustível, e contém pequena quantidade de radioatividade. Esses radioisótopos com meia vida máxima de aproximadamente 30 anos, decaem para níveis inofensivos em dezenas ou centenas de anos e requerem o armazenamento durante esse período de decaimento (ENOKIHARA, 1983).

Os rejeitos de baixa atividade gerados no ciclo do combustível dividem-se em 3 categorias (ENOKIHARA, 1983):

- (1) rejeitos sólidos úmidos,
- (2) rejeitos secos compactáveis, e
- (3) rejeitos secos não compactáveis.

Os **rejeitos sólidos úmidos** originam-se durante o processo de tratamento da água da usina. Incluem-se nessa categoria os filtros, as resinas gastas e o concentrado do evaporador.

Os **rejeitos secos compactáveis** compreendem: papéis, roupas, filtros de ventilação, absorvedores de carvão vegetal, etc. Os rejeitos não compactáveis são as ferramentas inutilizadas, tubos de laboratórios, etc.

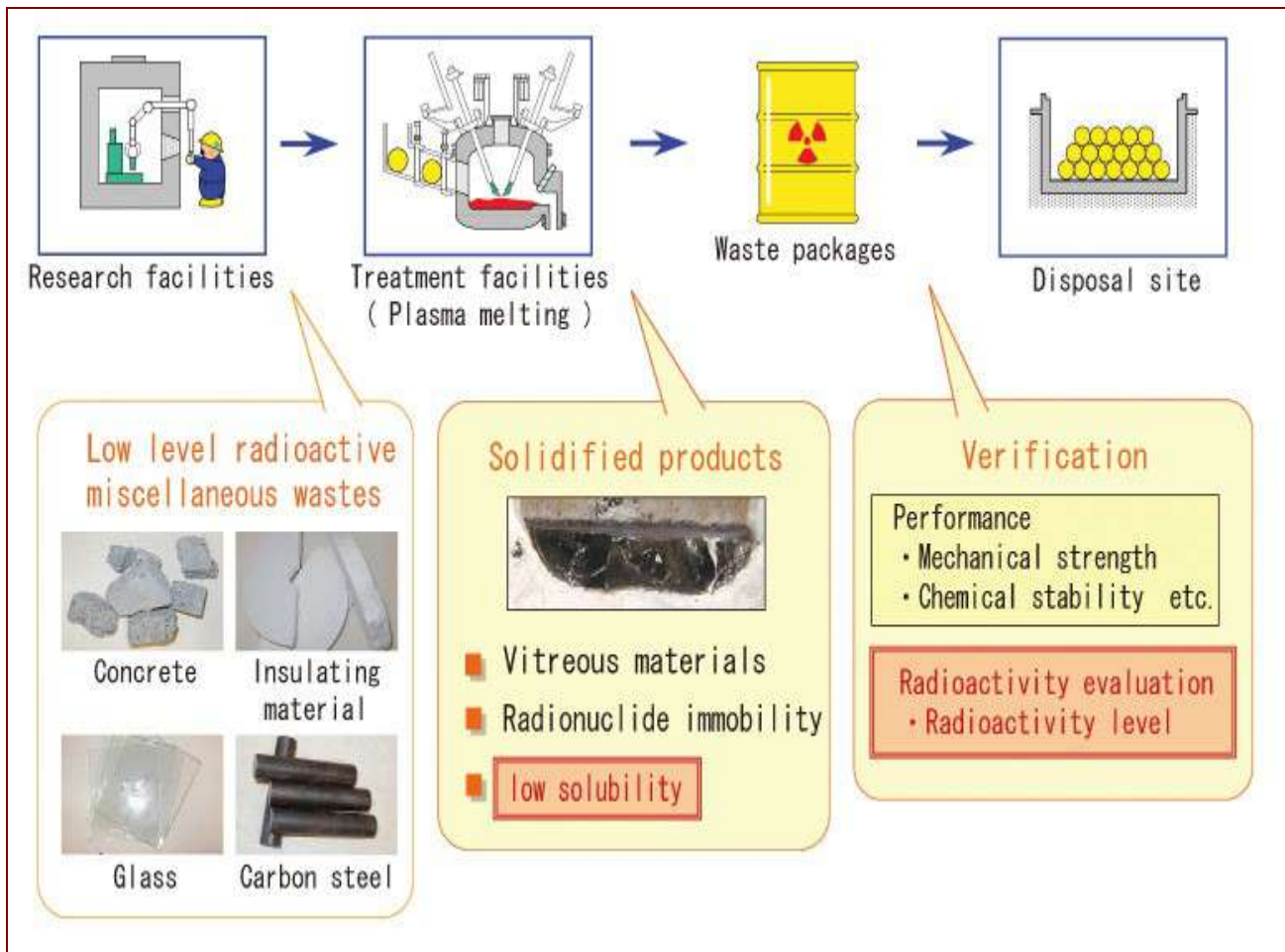
Os **rejeitos de baixa atividade**, antes de serem acondicionados e armazenados, passam por um processo de tratamento para reduzir o seu volume e proporcionar uma máxima segurança.

Os principais **processos de tratamento dos rejeitos de baixa ou média atividade**, em uso, são: a compactação mecânica, a incineração e a solidificação (ENOKIHARA, 1983).

A **compactação mecânica**, embora reduza o volume, **aumenta a atividade por unidade de volume do rejeito.** A incineração consiste em converter o rejeito a cinzas (**mas produz emissões gasosas e vapores**). **A solidificação provoca um aumento no volume e no peso do rejeito, porém reduz a atividade específica** (adaptado de ENOKIHARA, 1983). O processo de incineração resulta na presença de elementos radioativos na fumaça da combustão, o que obriga a adoção de filtros para sua retenção. Tais filtros devem ser então encapsulados e guardados como rejeito. Esse processo é utilizado ainda de forma restrita em outros países e poderá vir a ser utilizado, como forma de reduzir o volume de rejeitos armazenados, após estudos mais aprofundados. (ELETRONUCLEAR, 2010).

FIGURA 2.7 – CICLO DO TRATAMENTO DE REJEITOS DE BAIXA ATIVIDADE

(http://jolifukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai-en/2006/9_2f9_3.html, 2010)



2.2.2 – Tratamento de rejeitos com alta atividade

Os elementos combustíveis, após serem irradiados no reator para a produção de energia, devem ser estocados de modo a permitir o resfriamento e o decaimento radioativo de certos elementos de meia vida curta. O período mínimo necessário para a estocagem varia de 90 a 180 dias, permitindo, após, o manuseio seguro dos elementos combustíveis nas etapas posteriores (ENOKIHARA, 1983 e presente em MELDONIAN, 1979).

O tratamento de rejeitos líquidos de alta atividade consiste na sua solidificação, que objetiva reduzir os riscos da dispersão em casos de acidentes durante o seu transporte e armazenamento. A estabilidade térmica e química, a insolubilidade e a capacidade de resistência aos impactos são os principais requisitos para selecionar o melhor processo de solidificação (ENOKIHARA, 1983).

Os rejeitos líquidos de alta atividade devem ser solidificados na usina de reprocessamento. Quando solidificados, os rejeitos são estocados provisoriamente na própria usina de reprocessamento para reduzir o calor gerado. Após esse período, os rejeitos são armazenados em um depósito final ou estocados provisoriamente na superfície (ENOKIHARA, 1983).

Os **processos de solidificação** podem ser classificados em (ENOKIHARA, 1983):

- Vitrificação
- Secagem e calcinação

2.2.2.1 – Vitrificação

O processo de vitrificação tem sido desenvolvido há anos e foi preferivelmente incluída nos programas de muitos países. A maior vantagem da vitrificação é a **menor** condutividade térmica **resultante** que proporciona **maior** contenção de significativo volume de rejeitos geradores de calor. Baseadas nas composições e condições abaixo mencionadas, um recipiente pode conter aproximadamente 2,5 toneladas de rejeito vitrificado (ENOKIHARA, 1983):

- Composição dos rejeitos,
- Composição do vidro,
- Recipientes de 30 cm de diâmetro, preenchidos e dispostos em uma profundidade de 2,4 m
- Temperatura máxima de 800°C
- Circulação livre do ar de refrigeração.

Os **fenômenos e métodos envolvidos no processo de vitrificação** são (ENOKIHARA, 1983):

- Fusão no recipiente
- Fundidor cerâmico contínuo em forno rotativo
- Fusão contínua em forno rotativo

2.2.2.2 – Secagem e calcinação

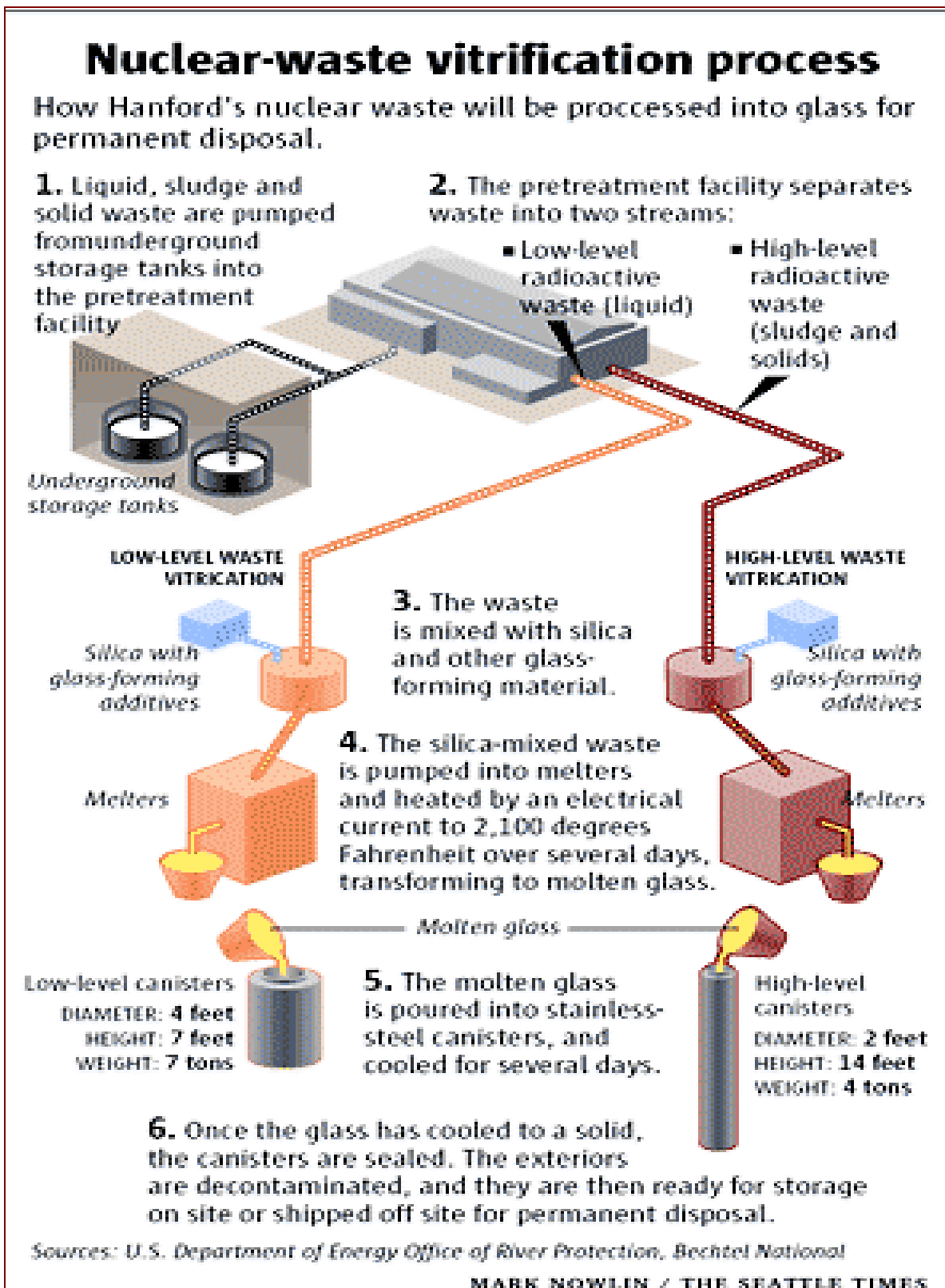
A **primeira instalação em escala piloto para a solidificação de rejeitos líquidos** baseou-se na calcinação dos rejeitos provenientes da Usina de Reprocessamento Químico de Idaho (EUA), em 1963. Apesar desses rejeitos terem uma radioatividade de 10 a 100 vezes menor que os rejeitos líquidos de alta atividade, o sucesso das operações demonstrou a viabilidade do processo (ENOKIHARA, 1983).

Buckham e McBride apresentaram um grande trabalho sobre calcinação em leitos fluidizados, com capacidade de solidificar 5 mil litros por hora de rejeitos líquidos. Já Holmes et al apresentaram as vantagens e desvantagens dos processos de calcinação não contínuos. Winshe et al propuseram um método de calcinação envolvendo enxofre, enquanto Persona et al demonstraram os resultados econômicos dos processos de calcinação.

Atualmente, a calcinação em leito fluidizado continua sendo o método de calcinação mais utilizado, conforme demonstra o Summary on Calcination – INEEL, de 2002.

FIGURA 2.8 – TRATAMENTO DO REJEITO RADIOATIVO EM HARFORD (EUA)

(<http://seattletimes.nwsources.com/ABPub/2010/03/28/2011468156.gif>, 2010)



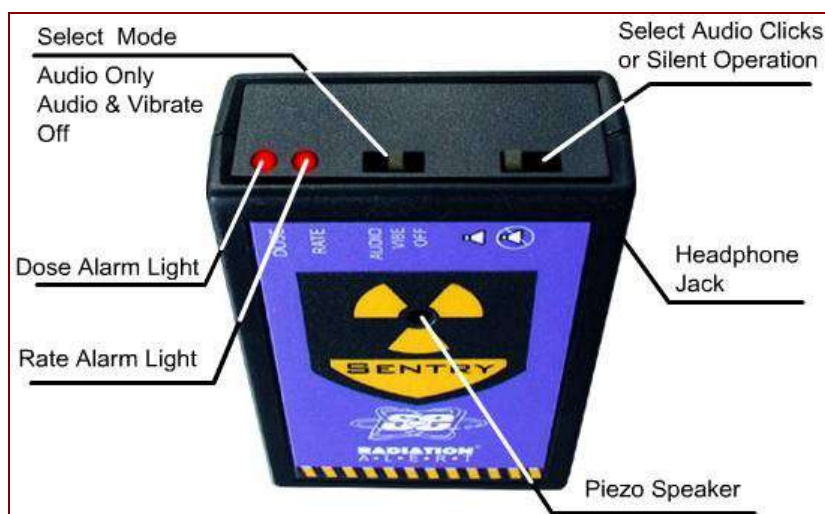
CAPÍTULO 3 – DETECÇÃO DA RADIOATIVIDADE

3.1 – INSTRUMENTOS PARA DETECTAR RADIAÇÕES: DETECTORES DE RADIAÇÃO

O detector de radiação é um dispositivo que, colocado em um meio onde exista um campo de radiação, seja capaz de indicar a sua presença. Existem diversos processos pelos quais diferentes radiações podem interagir com o meio material utilizado para medir ou indicar características dessas radiações. Entre esses processos os mais utilizados são os que envolvem a geração de cargas elétricas, a geração de luz, a sensibilização de películas fotográficas, a criação de traços (buracos) no material, a geração de calor e alterações da dinâmica de certos processos químicos. Normalmente um detector de radiação é constituído de um elemento ou material sensível à radiação e um sistema que transforma esses efeitos em um valor relacionado a uma grandeza de medição dessa radiação (TAUHATA, 2003).

FIGURA 3.1 – DETECTOR DE RADIAÇÃO

(http://personalradiationdetectors.com/images/Sentry_EndPanel.jpg, 2010)



3.2 – PROPRIEDADES DE UM DETECTOR

Para que um dispositivo seja classificado como um detector apropriado é necessário que, além de ser adequado para a medição do mensurando, apresente nas suas sequências de medição algumas características, tais como (TAUHATA, 2003):

- Repetitividade, definida pelo grau de concordância dos resultados obtidos sob as mesmas condições de medição;
- Reprodutibilidade, grau de concordância dos resultados obtidos em diferentes condições de medição;
- Estabilidade, aptidão do instrumento conservar constantes suas características de medição ao longo do tempo;
- Exatidão, grau de concordância dos resultados com o "valor verdadeiro" ou "valor de referência" a ser determinado;
- Precisão, grau de concordância dos resultados entre si, normalmente expresso pelo desvio padrão em relação à média;
- Sensibilidade, razão entre a variação da resposta de um instrumento e a correspondente variação do estímulo;
- Eficiência, capacidade de converter em sinais de medição os estímulos recebidos.

FIGURA 3.2 – DETECTOR INDIVIDUAL DE RADIAÇÃO

(<http://www.ied-terrorism.com/images/radlarge3nofilm.jpg>, 2010)



Quando se estabelecem as condições de medição, estão incluídos a manutenção do mesmo método, procedimento experimental, instrumento, condições de operação, local, condições ambientais e a repetição em curto período de tempo (TAUHATA, 2003).

Na definição da exatidão está envolvido o “valor verdadeiro” ou “valor de referência”. Obviamente que este valor é desconhecido ou indeterminado, pois sua existência implicaria numa incerteza nula. Assim, existe o “valor verdadeiro convencional” de uma grandeza, que é o valor atribuído e aceito, às vezes, por convenção, como tendo uma incerteza apropriada para uma dada finalidade e obtido com métodos de medição selecionados (TAUHATA, 2003).

3.3 – EFICIÊNCIA DE UM DETECTOR

A eficiência de um detector está associada normalmente ao tipo e à energia da radiação e é basicamente a capacidade do detector de registrá-la. O registro de cada radiação no detector representa um sinal, que pode ser um pulso, um buraco, um sinal de luz, ou outro sinal qualquer, dependente da forma pela qual a radiação interage com o detector e dos subprodutos mensuráveis gerados (TAUHATA, 2003).

Nota: Um detector pode ser considerado um transdutor, pois transforma um tipo de informação (radiação) em outro, que pode ser um sinal elétrico, luz, reação química, etc (TAUHATA, 2003).

3.3.1 – Eficiência intrínseca do detector

O tipo e a energia de radiação, normalmente, são fatores ligados às características intrínsecas do detector. Os fatores que influenciam a eficiência intrínseca do detector diferem para cada tipo. Entre eles estão o número atômico do elemento sensível do detector, estado físico do material, tensão de operação (para detectores que usam campo elétrico), sensibilidade da emulsão fotográfica (para filmes), e outros parâmetros que são ligados às características físico-químicas dos seus materiais constituintes (TAUHATA, 2003).

3.3.2 – Eficiência absoluta de um detector

A eficiência absoluta está relacionada não só com as suas características de construção, mas também com a fonte de radiação que está sendo medida, com o meio e com a geometria de medição. Entre os fatores que influem na eficiência absoluta estão a distância do emissor, o tipo do feixe emitido (radial, colimado), o meio entre o detector e a fonte emissora, além daqueles que influenciam na eficiência intrínseca do detector (TAUHATA, 2003).

3.4 – FATORES QUE DEFINEM A ESCOLHA DE DETECTORES

3.4.1 – Tipo da radiação

Como as radiações interagem de forma diferente com a matéria, dependendo de seu tipo (radiação eletromagnética, partículas carregadas leves, partículas carregadas pesadas, nêutrons), a escolha do detector depende do tipo de radiação que se quer medir. Em geral, um detector que mede com grande eficiência um determinado tipo de radiação (por exemplo, fótons de alta energia) pode ser totalmente inadequado para medir outro tipo (por exemplo, radiação alfa) (TAUHATA, 2003).

FIGURA 3.3 – DETECTOR DE RADIAÇÃO DA AIEA

(http://www.iaea.org/NewsCenter/images/raddetector_300x200.jpg, 2010)



3.4.2 – Intervalo de tempo de interesse

Em alguns casos, o objetivo pode ser a medição "instantânea" da radiação, isto é, o número médio de radiações em um intervalo de tempo muito curto, por exemplo, ao se avaliar a radiação num local antes de realizar uma ação qualquer. Em outros, se deseja registrar a radiação acumulada durante um período de tempo, como por exemplo, o período durante o qual foi exposto um trabalhador. Para cada finalidade deve ser utilizado um detector apropriado (TAUHATA, 2003).

No primeiro caso, são utilizados os detectores de leitura direta, ou ativos, tais como os detectores à gás para medição da taxa de dose, os cintilômetros, os detectores a semicondutor. No segundo caso estão incluídos os detectores passivos, que registram os eventos e podem ser processados posteriormente, como as emulsões fotográficas, os detectores de traço, os dosímetros termoluminescentes, lioluminescentes e citogenéticos (TAUHATA, 2003).

Outro fato importante a considerar é como a radiação é emitida. Assim, no caso de raios X gerados por tubos que dispõem somente de um sistema de retificação no circuito de saída do transformador de alta tensão, deve-se utilizar um detector integrador, uma vez que a radiação é gerada de modo pulsado. Para uma fonte radioativa comum, pode-se utilizar um medidor de taxa de exposição ou de dose, ou um do tipo integrador, uma vez que o fluxo de radiação é praticamente contínuo (TAUHATA, 2003).

3.4.3 – Precisão, exatidão, resolução

Dependendo da utilização, a escolha do detector e do método de medição pode variar em relação ao grau de precisão, exatidão e resolução dos resultados desejados. Isto está ligado às diversas incertezas envolvidas no processo de medição e nas outras atividades relacionadas. Para medições ambientais resultados com incertezas de 20% podem ser considerados aceitáveis enquanto que, para trabalhos de produção de padrões de medições de atividade, uma incerteza de 0,5% pode ser considerada muito grande (TAUHATA, 2003).

3.4.4 – Condições de trabalho do detector

O detector utilizado em trabalho de campo tem que ter condições de robustez, portabilidade e autonomia diferentes das necessárias aos detectores operados em ambientes controlados de laboratório. Em situações extremas de ambiente, como por exemplo dentro do circuito primário de um reator, somente detectores especiais têm condições de operar. Essas condições de operação do detector irão muitas vezes determinar os materiais utilizados em sua construção. Detectores muito sensíveis a choques mecânicos não são recomendados para medições em unidades móveis (TAUHATA, 2003).

3.4.5 – Tipo de informação desejada

Conforme a finalidade, pode-se desejar somente informações sobre o número de contagens, ou energia da radiação detectada. Em alguns casos se busca a relação com a dose absorvida, tempo vivo de medição, distribuição em energia. O processamento dessa informação depende do detector escolhido e do mecanismo pelo qual a informação é coletada (TAUHATA, 2003).

3.4.6 – Características operacionais e custo

Outros fatores determinantes na escolha do detector são a facilidade de operação, facilidade e disponibilidade de manutenção e, finalmente, o custo do detector (TAUHATA, 2003).

FIGURA 3.4 – DETECTOR PORTÁTIL (AIEA)

(http://www.iaea.org/images/spektrm_310x200f.jpg, 2010)



3.5 – ESPECIFICAÇÕES PARA MONITORES, DOSÍMETROS E SISTEMAS DE CALIBRAÇÃO

Os detectores necessitam obedecer a certos requisitos, para serem padronizados para o uso em Proteção Radiológica e em Metrologia das radiações ionizantes. Assim, devem satisfazer a requisitos normativos, conforme será descrito a seguir (TAUHATA, 2003).

3.5.1 – Monitor de radiação

É um detector construído e adaptado para radiações e finalidades específicas e deve apresentar as seguintes propriedades, regidas por normas da IEC 731 ou ISO 4037-1 (TAUHATA, 2003):

- limite de detecção adequado;
- precisão e exatidão;
- reprodutibilidade e repetitividade;
- linearidade;
- estabilidade a curto e longo prazo;
- baixa dependência energética;
- baixa dependência direcional, rotacional;
- baixa dependência dos fatores ambientais;
- baixa dependência com a taxa de exposição.

Observando as características exigidas para um monitor, é fácil verificar que dificilmente um detector consegue satisfazer a todas elas. Assim, para cada tipo de finalidade, existem propriedades imprescindíveis, outras com possibilidade de introdução de fatores de correção e, finalmente, algumas que integram o elenco de suas deficiências. O peso de cada grupo destas propriedades, depende muito do tipo de grandeza ou medição proposta na atividade. Muitas das deficiências são contornadas com a padronização do uso e do processamento dos dados experimentais. Existem monitores individuais, monitores de área e monitores ambientais. Dentre os monitores individuais mais utilizados constam o filme dosimétrico, o dosímetro termoluminescente (TLD) e o de albedo. Alguns destes dispositivos, além de alarmes para valores de taxa ou de dose acumulada, apresentam a facilidade de leitura direta, possibilidade de transmissão de dados para um sistema ou estação de monitoração. Os monitores de área podem ser fixos ou portáteis. Dentre os monitores fixos, existem os tipo portal, de mãos e pés, ou de medição constante da taxa de dose em determinada área. Já os monitores utilizados na monitoração ambiental, podem ser estações de monitoração, contendo diversos dispositivos de detecção, como filtros, detectores de traço, TLDs, detectores ativos (TAUHATA, 2003).

3.5.2 – Dosímetro

É um monitor que mede uma grandeza radiológica ou operacional, mas com resultados relacionados ao corpo inteiro, órgão ou tecido humano. Além das propriedades de um monitor ele deve ter (TAUHATA, 2003):

- resultados em dose absorvida ou dose equivalente (ou taxa);
- ser construído com material tecido-equivalente;
- possuir fator de calibração bem estabelecido;
- suas leituras e calibrações são rastreadas a um laboratório nacional e à rede do BIPM;
- incertezas bem estabelecidas e adequadas para sua aplicação;
- modelo adequado para cada aplicação;
- modelo adequado para cada tipo e intensidade de feixe.

3.5.3 – Sistema de Calibração

Um sistema de calibração é um conjunto de detectores e unidades de processamento que permite medir uma grandeza radiológica de modo absoluto ou relativo e deve cumprir as seguintes exigências (TAUHATA, 2003):

- fator de calibração rastreado aos sistemas absolutos e ao BIPM;
- aprovação em testes de qualidade (comparações interlaboratoriais, protocolos e sistemas já consagrados internacionalmente);
- incertezas bem estabelecidas e pequenas;
- resultados, rastreados ao BIPM, e acompanhados de certificados registrados;
- fatores de influência sob controle;
- fatores de interferência conhecidos;

3.6 – DETECÇÃO UTILIZANDO EMULSÕES FOTOGRÁFICAS

As emulsões fotográficas são normalmente constituídas de cristais (grãos) de haleto de prata (normalmente brometo) dispersos em uma matriz de gelatina. Cada grão tem aproximadamente 10^{10} átomos de Ag^+ . As emulsões fotográficas utilizadas para detecção de radiação são similares às utilizadas em filmes fotográficos comuns, sendo que nas primeiras a concentração dos grãos de brometo de prata é várias vezes superior. A presença da prata metálica remanescente após o processo de revelação está relacionada à quantidade de radiação a que foi submetida a emulsão. As emulsões fotográficas foram, de certa forma, o primeiro detector utilizado para radiação, pois, foi através de chapas fotográficas guardadas por acaso junto com material radioativo, que Becquerel descobriu, em 1896, a radioatividade natural (TAUHATA, 2003).

A ação da radiação na emulsão é semelhante a que ocorre com a da luz visível em chapas fotográficas comuns. A radiação, ao interagir com elétrons de átomos do brometo de prata faz com que apenas alguns átomos no grão sejam "sensibilizados" pela sua passagem, transformando os íons Ag^+ em Ag metálica. Essa quantidade de Ag transformada pode permanecer indefinidamente, armazenando uma imagem latente da trajetória da partícula na emulsão. No processo subsequente de revelação, uma solução reveladora tem a propriedade de converter todos os grãos de brometo de prata em prata metálica. Esse processo, no entanto, ocorre com velocidade muito maior nos grãos que já possuem alguns átomos sensibilizados, e o processo pode então ser interrompido após algum tempo, quando todos os grãos sensibilizados previamente já foram revelados. Isso é feito através do banho com uma solução fixadora, que contém ácido acético diluído, que interrompe rapidamente o processo. Nessa mesma solução, é colocado tiosulfato de sódio ("hipo") que é utilizado para remover os grãos de $AgBr$ não revelados, que são aqueles que não contém a imagem latente. Por fim, o filme é colocado em um banho de água, que tem a finalidade de remover a solução fixadora sendo posteriormente levado à secagem (TAUHATA, 2003).

A interação da radiação indiretamente ionizante, como fótons com energia acima da energia da luz visível e nêutrons, tem baixa probabilidade de ocorrência diretamente com os átomos de Ag na emulsão. Normalmente o que ocorre é uma interação prévia dessas radiações resultando em elétrons secundários ou fótons de energia mais baixa, que por sua vez, têm maior facilidade de sensibilizar a emulsão. No caso de fótons, para aplicações em raio X diagnóstico, telas com substâncias cintiladoras são normalmente utilizadas em contato com a emulsão, produzindo fótons adicionais de baixa energia que podem aumentar em até 10 vezes a sensibilização da emulsão. Para monitoração pessoal, o uso de filtros de cobre e chumbo entre a radiação e a emulsão, procura compensar a maior probabilidade de interação dos fótons de baixa energia em relação aos de energia mais alta. Para a detecção de nêutrons térmicos normalmente são utilizadas folhas de cádmio ou de gadolínio entre a fonte e a emulsão, as quais, através da reação de captura dos nêutrons produzem radiação beta que irá sensibilizar o filme. A utilização de emulsões fotográficas para a detecção de nêutrons rápidos ocorre por um mecanismo diferente do descrito. No caso desses nêutrons, a emulsão é utilizada como um detector de traços (TAUHATA, 2003).

3.7 – DETECTORES TERMOLUMINESCENTES

O volume sensível de um material termoluminescente consiste de uma massa pequena (de aproximadamente 1 a 100mg) de um material cristalino dielétrico contendo ativadores convenientes, que podem estar presentes em teores extremamente pequenos (da ordem de traço, por exemplo), e criam dois tipos de imperfeições na rede cristalina: **armadilhas para elétrons**, que capturam e aprisionam os portadores de carga e centros de luminescência. A radiação ionizante, ao interagir com os elétrons, cede energia aos mesmos, que são aprisionados pelas armadilhas. Se o material é submetido a um aquecimento os elétrons aprisionados nas armadilhas são liberados, fazendo com que percam a energia nos centros de luminescência. A diferença de energia entre esses dois níveis é emitida através de um fóton na faixa da luz visível (da ordem de alguns eV). Para alguns materiais as armadilhas resistem bem à temperatura ambiente por períodos de tempo relativamente longos (maiores que 30 dias, por exemplo), ou seja, só liberam os elétrons e emitem luz após um tratamento térmico de algumas centenas de graus Celsius. Como o sinal luminoso pode ser proporcional à radiação incidente, esses materiais são convenientes para serem usados em dosímetros, principalmente pela sua característica de reutilização antes de apresentarem fadiga expressiva. Ainda que somente uma parte pequena da energia da radiação depositada no material seja transformada em luz, com controle adequado do processo é possível se obter boa reprodutibilidade na avaliação da dose acumulada. As principais substâncias utilizadas como materiais termoluminescentes para dosimetria são o $CaSO_4:Dy$ (sulfato de cálcio dopado com disprósio), o $CaSO_4:Mn$ (dopado com manganês); o LiF (fluoreto de lítio) e a CaF_2 (fluorita). No Brasil, o $CaSO_4:Dy$ (produzido no IPEN/CNEN-SP) e o LiF , são os mais utilizados (TAUHATA, 2003).

3.8 – DETECTORES A GÁS

Os detectores a gás constituem os tipos mais tradicionais e difundidos. Foram utilizados desde as experiências iniciais com a radiação ionizante. A interação das radiações com os gases provoca principalmente excitação e ionização dos seus átomos. Na ionização, são formados pares elétron-íon que dependem de características dos gases utilizados e da radiação ionizante. A coleta dos elétrons e dos íons positivos formados no volume sensível do detector, é feita por meio de campos elétricos e dispositivos apropriados, e serve como uma medida da radiação incidente no detector (TAUHATA, 2003).

Quando uma radiação interage com um gás, ionizando-o, os elétrons arrancados pertencem normalmente às últimas camadas, com energias de ligação da ordem de 10 a 20 eV. Como nem toda interação resulta em ionização e o elétron atingido nem sempre pertence à última camada, o valor da energia média para formação de um par de íons (W) em um gás varia em torno de 20 a 45 eV para os gases mais utilizados (TAUHATA, 2003).

Nos detectores à gás, a carga gerada pelos pares de íons é coletada por meio do campo elétrico criado de forma conveniente por um circuito elétrico. A carga, ao atingir o eletrodo, produz uma variação na carga do circuito, que pode ser detectada e transformada em um sinal elétrico. Essa carga corresponde a uma corrente, que pode ser medida utilizando-se eletrômetros. O modo de operação que mede a corrente média gerada em um intervalo de tempo é denominado modo de operação tipo corrente (TAUHATA, 2003).

Outra forma de operar o detector é registrar o sinal gerado pela radiação, criando um pulso referente à variação de potencial correspondente. Esse modo é denominado modo de operação tipo pulso. Nesse caso, o número de pares de íons gerados e coletados corresponde também à intensidade (ou amplitude) do pulso gerado para o detector (TAUHATA, 2003).

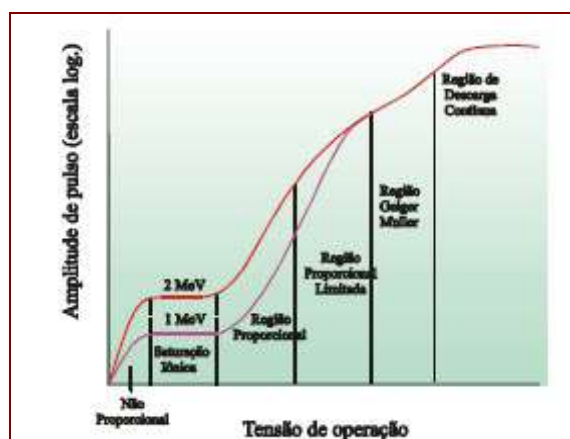
3.8.1 – Regiões de operação para detectores à gás

A probabilidade de interação da radiação com o gás, resultando na formação de pares de íons, varia com o campo elétrico aplicado (ou diferença de potencial aplicada) ao gás dentro do volume sensível. Pode-se separar o intervalo de variação do campo elétrico em seis regiões, pelas características específicas de geração e coleta de carga. Essas regiões são (TAUHATA, 2003):

- região inicial não-proporcional;
- região de saturação dos íons;
- região proporcional;
- região de proporcionalidade limitada;
- região do Geiger-Müller; e
- região acima da região do Geiger-Müller ou região de descarga contínua.

FIGURA 3.5 – REGIÕES DE OPERAÇÃO PARA DETECTORES À GÁS

(Tauhata, 2003)



3.8.1.1 – Região inicial não-proporcional

Nessa região, os pares de íons são formados, mas como o campo elétrico é muito fraco, ocorre um processo de recombinação dos íons e somente parte das cargas geradas são coletadas. À medida que a diferença de potencial cresce, os íons são atraídos para os polos elétricos e não têm condições de se recombinar. Nessa região é gerada uma carga, mas a amplitude do pulso pode variar sem proporcionalidade com quantidade ou energia da radiação incidente. Essa região não é conveniente para a operação de detectores (TAUHATA, 2003).

3.8.1.2 – Região de saturação de íons

Após um determinado valor do campo elétrico todos os íons formados são coletados, e o sinal é então proporcional a energia da radiação incidente. O valor do sinal permanece o mesmo para um intervalo de variação do campo elétrico, em que a coleta das cargas não traz nenhum processo adicional. Nessa região de campo elétrico é que operam os detectores tipo câmara de ionização (TAUHATA, 2003).

3.8.1.3 – Região proporcional

Com o aumento do campo elétrico, os elétrons acelerados têm energia suficiente para arrancar elétrons de outros átomos e, dessa forma, criar novos pares de íons. Ocorre então uma multiplicação, que é linearmente proporcional ao número de pares de íons gerados pela radiação primária. Essa região é também chamada de região de proporcionalidade verdadeira, pois é onde operam os detectores proporcionais. O sinal inicial é multiplicado por um fator de 10^2 a 10^4 vezes, dependendo do gás e da tensão aplicada. O sinal coletado na maioria das vezes precisa ser pouco amplificado, o que facilita seu processamento (TAUHATA, 2003).

3.8.1.4 – Região de proporcionalidade limitada

Continuando a aumentar o campo elétrico, a multiplicação do gás passa a sofrer efeitos não-lineares, não guardando mais a relação de proporcionalidade com o número de pares de íons gerados inicialmente. Os elétrons criados pela multiplicação são rapidamente coletados no anodo, enquanto que os íons positivos se movem mais lentamente para o catodo. A concentração dessa nuvem de íons positivos tem como efeito criar uma carga espacial próxima ao catodo, alterando a forma do campo elétrico no detector. Como as multiplicações subsequentes dependem do valor do campo elétrico, surgem as não-linearidades que afetam a proporcionalidade. Nessa região os detectores não operam (TAUHATA, 2003).

3.8.1.5 – Região Geiger-Müller

Se a voltagem aplicada for suficientemente alta, a carga espacial criada pelos íons positivos passa a ser tão grande que a perturbação que cria no campo elétrico interrompe o processo de multiplicação. Nesse caso o número de pares de íons criados passará a ser sempre da mesma ordem, independentemente do número de pares criados originalmente e portanto o sinal será independente da energia da radiação (TAUHATA, 2003).

3.8.1.6 – Região de descarga contínua

Um aumento ainda maior no valor do campo elétrico irá ocasionar o surgimento de centelhas, não havendo mais relação com o número de íons formados. Nessa região não operam os detectores e, se operados nessa região, podem ser danificados (TAUHATA, 2003).

3.8.3 – Câmaras de ionização

A câmara de ionização opera na região de saturação de íons e, para cada par de íon gerado pela partícula no interior do volume sensível do detector gasoso, um sinal é coletado. Apesar disso, a corrente coletada é muito baixa, normalmente da ordem de 10^{-12} A, e precisam ser utilizados amplificadores para o sinal poder ser convenientemente processado. As câmaras de ionização trabalham normalmente no modo corrente e se convenientemente construídas, utilizando o ar como elemento gasoso, são capazes de medir diretamente a grandeza exposição (TAUHATA, 2003).

Em função de sua grande estabilidade ao longo do tempo (da ordem de 0,1 % de variação ao longo de muitos anos), as câmaras de ionização são muito utilizadas também como instrumentos de referência para calibração, pois eliminam a necessidade de recalibrações frequentes (TAUHATA, 2003).

FIGURA 3.6 – CÂMARA DE IONIZAÇÃO PORTÁTIL

(Tauhata, 2003)



FIGURA 3.7 – CÂMARA DE IONIZAÇÃO PRESSURIZADA PORTÁTIL

(Tauhata, 2003)



3.9 – DETECTORES A CINTILAÇÃO

A utilização de materiais cintiladores para detecção de radiação é muito antiga - o sulfeto de zinco já era usado nas primeiras experiências com partículas α - e continua sendo uma das técnicas mais úteis para detecção e espectroscopia de radiações (TAUHATA, 2003).

Algumas das características ideais de um bom material cintilador são (TAUHATA, 2003):

- que transforme toda energia cinética da radiação incidente ou dos produtos da interação em luz detectável;
- que a luz produzida seja proporcional à energia depositada;
- que seja transparente ao comprimento de onda da luz visível que produz;
- que tenha boa qualidade ótica, com índice de refração próximo ao do vidro (aprox. 1,5);
- que seja disponível em peças suficientemente grandes para servir para construção de detectores;
- que seja facilmente moldável e/ou usinável para construir geometrias adequadas de detectores.
- Embora seja difícil encontrar um material que reúna todas essas condições ideais, alguns materiais apresentam boas características para sua utilização.

A eficiência de cintilação para um cintilador é definida como a fração da energia de todas as partículas incidentes que é transformada em luz visível. Existe uma série de interações da radiação com o material cintilador com transferência de energia e a desexcitação não ocorre através da emissão de luz, mas principalmente sob a forma de calor. Um dispositivo fundamental para a utilização dos detectores à cintilação é a fotomultiplicadora, que transforma os sinais luminosos produzidos pela radiação, usualmente muito fracos, em sinais elétricos com intensidade conveniente para serem processados em um sistema de contagem ou de espectroscopia (TAUHATA, 2003).

FIGURA 3.8 – CINTILADOR LÍQUIDO



(TAUHATA, 2003)

O iodeto de sódio ativado com o tálio - NaI(Tl) - é um dos materiais cintiladores mais utilizados, pelas suas características de resposta à radiação, pela facilidade de obtenção do cristal em peças grandes e de se obter o cristal "dopado" com tálio. Além de sua capacidade de produção de luz visível, o NaI(Tl) responde linearmente para um grande intervalo de energia para elétrons e raios. O iodeto de sódio é um material altamente higroscópico, e para evitar sua deterioração pela umidade, é encapsulado, normalmente com alumínio (TAUHATA, 2003).

O iodeto de céσιο ativado com tálio ou com sódio [CsI(Tl) e CsI(Na)] é outro material bastante utilizado como detector de cintilação. Sua principal qualidade em relação ao iodeto de sódio é seu maior coeficiente de absorção em relação à radiação gama, permitindo a construção de detectores mais compactos. Além disso, tem grande resistência a choques e a vibrações, em função de ser pouco quebradiço (TAUHATA, 2003).

O detector de germanato de bismuto ou BGO ($\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$) tornou-se disponível no final dos anos 70 e rapidamente passou a ser utilizado em um grande número de aplicações. A principal vantagem do BGO é sua alta densidade ($7,3 \text{ g/cm}^3$) e o elevado número atômico do bismuto, o que faz dele o detector com maior probabilidade de interação por volume entre os mais comumente utilizados. Outra característica do BGO é ser um cintilador inorgânico puro, isto é, não necessita de um ativador para promover o processo de cintilação (TAUHATA, 2003).

O sulfeto de zinco ativado - ZnS(Ag) - é um dos cintiladores inorgânicos mais antigos. Tem alta eficiência de cintilação, comparável à do NaI(Tl) , mas só é disponível como pó policristalino, sendo seu uso limitado a telas finas, por ser opaco à luz, utilizadas principalmente para partículas α e íons pesados. As telas de sulfeto de zinco foram utilizadas por Rutherford em suas experiências clássicas sobre a estrutura da matéria (TAUHATA, 2003).

Somente dois materiais alcançaram grande popularidade como cintiladores cristalinos orgânicos: o antraceno e o estilbeno. O antraceno é um dos materiais orgânicos mais antigos utilizados para cintilação e tem a característica de ter a maior eficiência de cintilação entre os materiais orgânicos. Os dois materiais são relativamente frágeis e difíceis de obter em grandes peças. Além disso, a eficiência de cintilação depende da orientação da partícula ionizante em relação ao eixo do cristal (TAUHATA, 2003).

Uma solução cintiladora, ou coquetel de cintilação, é constituído por duas ou mais substâncias que possuem a função de produzir fótons, com comprimentos de onda adequados à máxima sensibilização do tubo fotomultiplicador utilizado, e ao mesmo tempo servir de suporte de fonte para a amostra radioativa que se deseja medir (TAUHATA, 2003).

FIGURA 3.9 – SONDAS DE SULFETO DE ZINCO PARA DETECÇÃO DE PARTÍCULAS ALFA

(Tauhata, 2003)



3.10 - DETECTORES UTILIZANDO MATERIAIS SEMICONDUTORES

A passagem da radiação por um material semicondutor com estrutura de bandas provoca a criação de um grande número de pares elétrons-buracos ao longo da trajetória da partícula, que são coletados pelo campo elétrico aplicado ao material. A energia média gasta para criar um par elétron-buraco é denominada energia de ionização e depende do tipo e energia da radiação incidente. A principal vantagem dos semicondutores reside na pouca energia necessária para criar um par elétron-buraco (em torno de 3 eV para o germânio), quando comparada com aquela necessária à criação de um par de íons nos gases (em torno de 30 eV para um detector típico a gás). O grande número de pares criados propicia duas vantagens aos detectores semicondutores sob ponto de vista de resolução: diminui a flutuação estatística e diminui a influência do ruído eletrônico, levando a uma melhor relação sinal-ruído (TAUHATA, 2003).

Os detectores de diodo de silício constituem o principal tipo de detector utilizado para partículas carregadas pesadas, como prótons, alfas e fragmentos de fissão. As principais vantagens dos detectores de diodo de silício são a resolução excepcional, a boa estabilidade, o excelente tempo de coleta de carga, a possibilidade de janelas extremamente finas e a simplicidade de operação. Os detectores de diodo de silício são normalmente de tamanho pequeno, da ordem de 1 a 5 cm² de área (TAUHATA, 2003).

Os detectores de germânio dopado com lítio - Ge(Li) - foram largamente utilizados, por sua resolução na espectroscopia gama, mas têm sido rapidamente substituídos, principalmente por causa das dificuldades operacionais, exigindo que sejam mantidos em refrigeração à temperatura do nitrogênio líquido (77 K), mesmo quando não estão em funcionamento, para evitar danos em suas estrutura com a migração do lítio no material. Os substitutos preferidos têm sido os detectores de germânio de alta pureza - HPGe - também denominados de germânio hiperpuros ou de germânio intrínseco, que só necessitam de refrigeração quando em operação, podendo manter-se na temperatura ambiente pelo período de muitos dias sem danos ou alterações em suas condições. Os detectores de germânio para espectroscopia gama são construídos geralmente na geometria cilíndrica ou coaxial, o que permite se obter volumes maiores, necessários para espectrometria gama. Os detectores de germânio constituem um dos tipos mais utilizados em laboratórios, para a medida de emissores gama com baixa atividade e para identificação de radioisótopos presentes em materiais, em uma grande faixa de energia (alguns keV a 10 MeV) (TAUHATA, 2003).

Os detectores de silício dopados com lítio - Si(Li) - são pouco recomendáveis para o uso em espectrometria gama, em função do baixo número atômico do silício ($Z = 14$), quando comparado com o germânio. No entanto, essa característica os torna convenientes para a espectrometria de raios X de baixa energia e para detecção e espectrometria de elétrons (TAUHATA, 2003).

O telureto de cádmio (CdTe) combina pesos atômicos relativamente altos (48 e 52) com uma banda de energia suficientemente grande para permitir operar à temperatura ambiente. Para energias típicas de raios, a probabilidade de absorção fotoelétrica por unidade de caminho percorrido é da ordem de 4 a 5 vezes maior que no germânio e 100 vezes maior que no silício. Normalmente este detector tem grande utilidade para situações em que se deseja grande eficiência de detecção para raios de alta energia por unidade de volume (TAUHATA, 2003).

3.11 - CALIBRAÇÃO DE DETECTORES: RASTREABILIDADE

Por causa das propriedades e efeitos biológicos das radiações ionizantes, os resultados das medições das chamadas grandezas radiológicas devem ser extremamente confiáveis. Esta credibilidade necessária é difícil de se obter devido à quantidade de grandezas radiológicas utilizadas nas diversas aplicações das radiações ionizantes e à variedade de radiações e energias, produzidas pelos vários radioisótopos e dispositivos geradores de radiações (TAUHATA, 2003).

Os detectores, principalmente os utilizados em condições de campo, sofrem alterações em seu funcionamento e devem ser calibrados com uma periodicidade, definida em Norma dos órgãos reguladores, para garantir a manutenção de suas propriedades de medição. A calibração de detectores é feita comparando-se suas características de medição com aparelhos padrões nacionais, sob condições rigorosamente controladas. Essas condições são estabelecidas nos laboratórios da rede de calibração, os quais são rastreados ao sistema internacional de metrologia, por meio de calibrações freqüentes dos padrões nacionais em relação aos internacionais, programas de comparação interlaboratorial e de manutenção de padrões (TAUHATA, 2003).

Como a calibração de detectores é feita com feixes de radiação e energias especificados, a utilização de um detector para condições diferentes daquelas em que foi calibrado só pode ser feita com a utilização de fatores de conversão adequados (TAUHATA, 2003).

3.12 – CADEIAS DE MEDIÇÃO - PRINCIPAIS EQUIPAMENTOS AUXILIARES

A grande maioria dos detectores de radiação transforma os sinais originais da interação da radiação com o material sensível do detector em sinais elétricos, que são depois processados em uma cadeia de medição. Alguns dispositivos são comuns a essa cadeia de medição e tem uma função bastante específica. Os dispositivos mais comuns são: fonte de tensão, pré-amplificador, amplificador linear, discriminador integral, discriminador diferencial (analisador monocanal), contador e analisador multicanal (TAUHATA, 2003).

CAPÍTULO 4 – RADIOPROTEÇÃO

4.1 – ASPECTOS DA RADIOPROTEÇÃO

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 (TAUHATA, 2003).

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. Assim, qualquer atividade envolvendo radiação ou exposição deve ser justificada em relação a outras alternativas e produzir um benefício líquido positivo para a sociedade (TAUHATA, 2003).

4.1.1 – Otimização da radioproteção

O princípio básico da proteção radiológica ocupacional estabelece que todas as exposições devem ser mantidas tão baixas quanto razoavelmente exequíveis. 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 (TAUHATA, 2003).

O princípio estabelece, portanto, a necessidade do aumento do nível de proteção a um ponto tal que aperfeiçoamentos posteriores produziram reduções menos significantes 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 (TAUHATA, 2003).

4.1.2 – Limitação da dose individual

Uma das metas da proteção radiológica é a de manter os limites de dose equivalente (equivalente de dose) anual para os tecidos abaixo do limiar do limite de detrimento, para os efeitos não-estocásticos nesse tecido. Dessa forma impõe-se que as doses individuais de trabalhadores e de indivíduos do público não devem exceder os limites anuais de doses estabelecidos na Tabela 17.1 (TAUHATA, 2003).

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. O fator de peso, W_T , para efeitos estocásticos no tecido T, é definido como sendo a razão entre o coeficiente de risco 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 17.2 (TAUHATA, 2003).

TABELA 4.1 – LIMITES DE DOSES INDIVIDUAIS ESTABELECIDOS PELA CNEN

(Tauhata, 2003)

Grandezas	Trabalhador	Público
Dose equivalente efetiva	50	1
Dose equivalente para único órgão ou tecido	500	$1/w_T$
Dose equivalente para a pele	500	50
Equivalente de dose para o olho	150	50
Extremidades (mãos, antebraços e tornozelos)	500	50

TABELA 4.2 – VALORES DE f_T E w_T

(Tauhata, 2003)

Tecido Humano	Coefficiente de risco $10^{-4} Sv^{-1}$	Fatores de peso w_T
Gônadas	40	0,25
Mama	25	0,15
Medula óssea vermelha	20	0,12
Pulmão	20	0,12
Superfície óssea	5	0,03
Tireóide	5	0,03
Outros Órgãos*	50	0,3
Irradiação uniforme do corpo	165	1

4.1.3 – Limites Primários

Em condições de exposição de rotina, nenhum trabalhador deve receber, por ano, doses equivalentes superiores (TAUHATA, 2003):

a) aos limites especificados na tabela 7.1 quando o valor médio da dose equivalente efetiva anual dos trabalhadores da instalação não exceder 5mSv, e quando a dose equivalente efetiva acumulada pelo trabalhador em 50 anos não exceder a 1Sv;

b) aos limites autorizados.

4.1.4 – Limites Secundários, Derivados e Autorizados

Na prática as grandezas básicas não podem ser medidas diretamente, e assim não permitem um controle adequado dos perigos criados pela radiação. É portanto um dos problemas fundamentais da proteção radiológica interpretar as medidas de radiação ou atividade no meio- ambiente em termos da dose equivalente em tecidos e da resultante de dose equivalente 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 estabelecidos para irradiações externa e interna. No caso de irradiação externa aplica-se o índice de dose equivalente de 50mSv/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 medida de rotina em termos dos limites máximos recomendados (TAUHATA, 2003).

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** (TAUHATA, 2003).

4.1.5 – Níveis de Referência

Para adotar-se uma ação quando o valor de uma determinada grandeza ultrapassa um certo valor, utilizam-se níveis de referência. Portanto, a ação a ser tomada pode variar de uma simples anotação da informação (**Nível de Registro**), passando por uma investigação sobre as causas e conseqüências (**Nível de Investigação**), até chegar a medidas de intervenção (**Nível de Intervenção**) (TAUHATA, 2003).

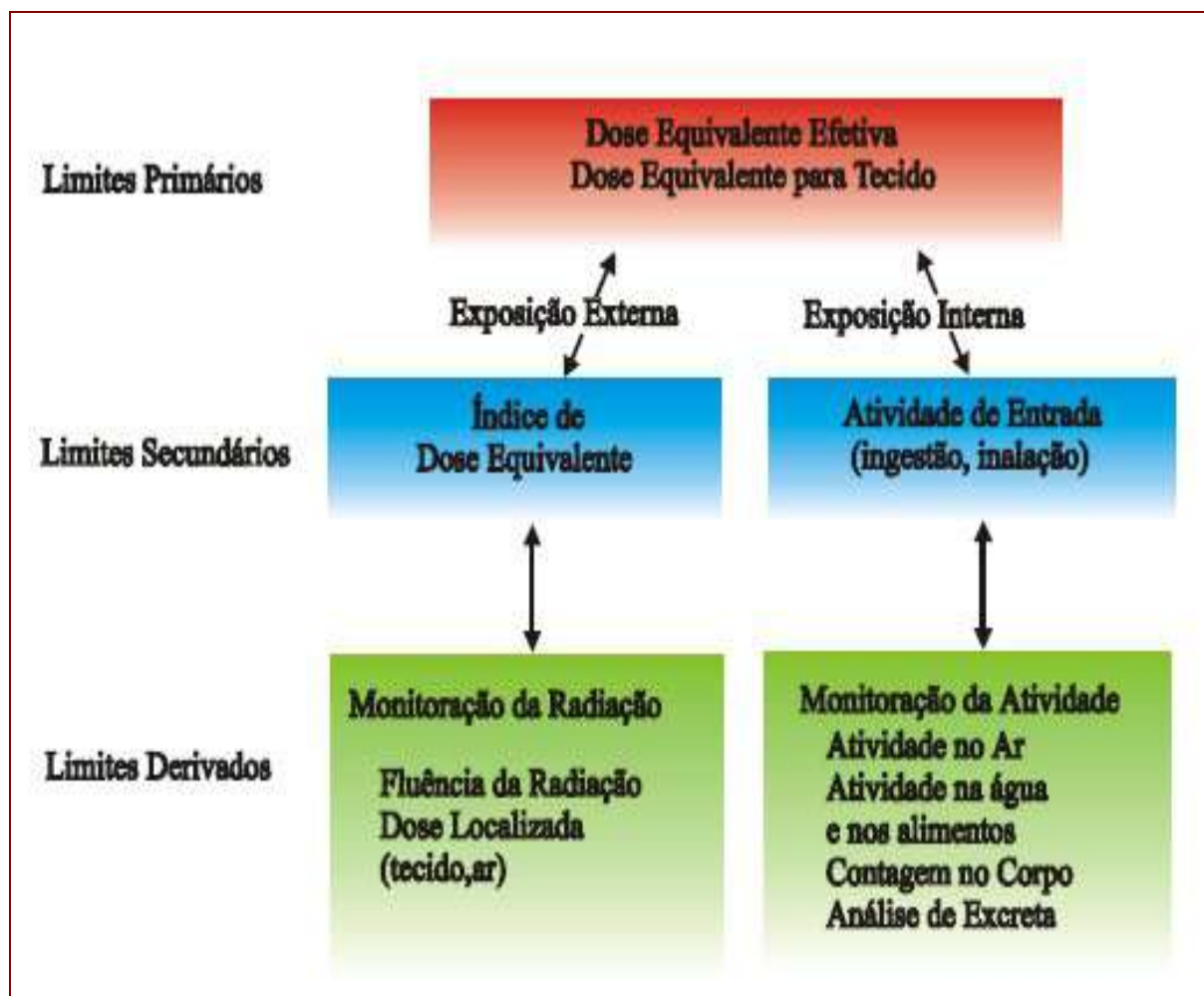
O **Nível de Registro** é utilizado quando as medidas de um programa de monitoração fornecem resultados tão baixos que não são do interesse, podendo ser descartados. No entanto, pode-se escolher um nível de registro para a dose equivalente ou para a entrada de material radioativo no corpo acima do qual é de interesse adotar e arquivar os resultados (TAUHATA, 2003).

O **Nível de Investigação** é definido como o valor da dose equivalente 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 equivalente acumulada ou entrada de material durante um ano (TAUHATA, 2003).

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 (TAUHATA, 2003).

FIGURA 4.1 – GRANDEZAS BÁSICAS E DERIVADAS UTILIZADAS PARA A LIMITAÇÃO DA EXPOSIÇÃO INDIVIDUAL

(Tauhata, 2003)



4.2 – CUIDADOS DE RADIPROTEÇÃO

4.2.1 – 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 certa taxa de dose é diretamente proporcional ao tempo em que ela permanece na área. Essa dose pode ser controlada pela limitação desse tempo (TAUHATA, 2003):

$$\text{Dose} = \text{Taxa} \times \text{Tempo}$$

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 formas de redução na dose do trabalhador. **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 (TAUHATA, 2003).

4.2.2 – Distância

Para uma fonte puntiforme de radiação, emitindo 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 (TAUHATA, 2003).

Note-se que dobrando 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 se defender contra as radiações ionizantes é ficar longe da fonte (TAUHATA, 2003).

4.2.3 - 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 (TAUHATA, 2003).

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 um 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 (TAUHATA, 2003).

4.2.3.1 – 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 aos estabelecidos por normas, específicas e gerais, de radioproteção (TAUHATA, 2003).

4.2.3.2 – Blindagem para Diferentes Tipos de Radiação

4.2.3.2.1 – 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**. Na tabela 18.1 são dados valores de comprimento de relaxação para nêutrons rápidos para alguns materiais moderadores e atenuadores (TAUHATA, 2003).

TABELA 4.3 – VALORES DE COMPRIMENTO DE RELAXAÇÃO PARA NÊUTRONS RÁPIDOS

(Adaptado de Tauhata, 2003)

Material	Número Atômico	Densidade (g.cm ⁻³)	Comprimento de Relaxação (cm)
Água		1	10
Grafite		162	9
Berílio	4	185	9
Óxido de berílio		23	9
Concreto		23	12
Alumínio	13	27	10
Concreto baritado		35	95
Concreto com ferro		43	63
Ferro	26	78	6
Chumbo	82	113	9

Os materiais utilizados para blindagem contra nêutrons normalmente possuem baixo número atômico Z, para evitar o espalhamento elástico que, ao invés de atenuar, espalharia nêutrons em todas as direções.

Os materiais de alto número atômico Z utilizados são aqueles que absorvem nêutrons nas reações, como o cádmio e o índio.

Os materiais mais utilizados em blindagens são a água, a parafina borada, o grafite e o concreto (TAUHATA, 2003).

O projeto de blindagem para nêutrons numa instalação envolve um aparato matemático muito complexo, e, normalmente, a equação de difusão ou transporte, solucionadas numericamente por meio de códigos (programas) 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 (TAUHATA, 2003).

4.2.3.2.2 – 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) (TAUHATA, 2003).

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 (TAUHATA, 2003).

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 a 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 (TAUHATA, 2003).

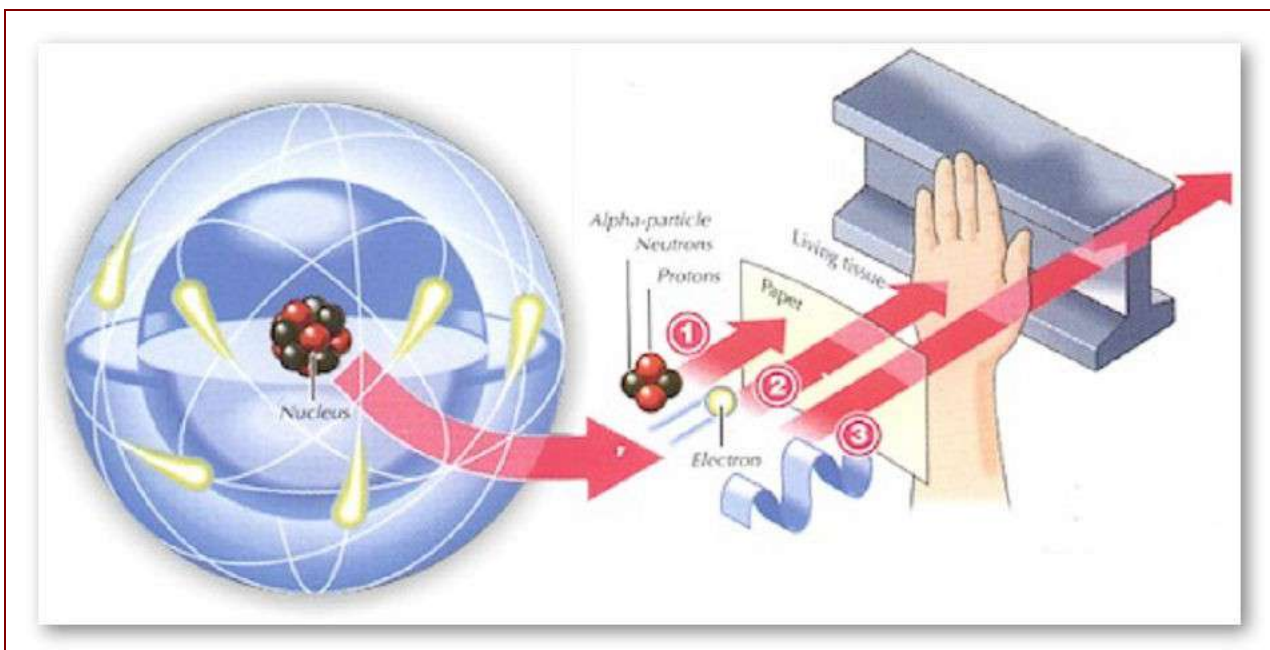
Para blindar essas partículas utiliza-se **material de baixo (número atômico) Z** que possua consistência mecânica, como acrílico, teflon, PVC, polietileno e, algumas vezes, o chumbo e concreto. O chumbo não deve ser utilizado para blindagem de feixes de elétrons, devido à produção de radiação de freamento que agravaria a situação em termos de níveis de radiação e penetrabilidade (TAUHATA, 2003).

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 (TAUHATA, 2003).

18.3.2.3 - Blindagem para Raios X e Gama

Devido ao fato de fótons X e atravessarem o material absorvedor, sua redução é determinada pela energia da radiação, pela natureza do material absorvedor e a sua espessura (TAUHATA, 2003).

FIGURA 4.2 – ALFA (1) BETA (2) E GAMA (3) E SUAS RESPECTIVAS PENETRABILIDADES



4.2.3.3 – 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 à 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= Half Value Layer)**, definido como sendo a espessura de material que atenua à metade a intensidade do feixe de fótons (TAUHATA, 2003).

Da mesma forma que o HVL, outro parâmetro muito utilizado no cálculo de espessura de blindagem é a **camada decirredutora (TVL = Tenth Value Layer)** definido como sendo a espessura de material que atenua de um fator de 10 a intensidade do feixe de fótons. Na Tabela 7.4. são apresentados os valores de HVL e TVL para três materiais, chumbo, concreto e ferro, em função da kilovoltagem pico do tubo de raios X. Na Tabela 7.5 são dados valores de HVL para os vários tipos de radionuclídeo emissores gama (TAUHATA, 2003).

TABELA 4.4 – VALORES DE HVL E TVL PARA TRÊS MATERIAIS EM FUNÇÃO DA KILOVOLTAGEM E PICO DO TUBO DE RAIOS X

(Tauhata, 2003)

Kilovolt Pico	Material Atenuador					
	Chumbo (cm)		Concreto (cm)		Ferro (cm)	
	HVL	TVL	HVL	TVL	HVL	TVL
50	6×10^{-3}	17×10^{-3}	0,43	1,5		
70	17×10^{-3}	52×10^{-3}	0,84	2,8		
100	27×10^{-3}	88×10^{-3}	1,6	5,3		
125	28×10^{-3}	93×10^{-3}	2	6,6		
150	0,03	99×10^{-3}	2,24	7,4		
200	52×10^{-3}	0,17	2,5	8,4		
300	147×10^{-3}	0,48	3,1	10,4		
500	0,36	1,19	3,6	11,7		
1000	0,79	2,6	4,4	14,7		
2000	1,25	4,2	6,4	21		
4000	1,45	5,3	8,8	29,2	2,7	9,1
6000	1,69	5,6	10,4	34,5	3	9,9
10000	1,66	5,5	11,9	39,6	3,2	10,5

TABELA 4.5 – VALORES DE HVL DE VÁRIOS MATERIAIS

(Tauhata, 2003)

Radionuclídeos	Camada Semi-redutora (cm)				
	Chumbo	Ferro	Alumínio	Água	Concreto

Na-22	0,67	1,38	3,85	9,4	4,35
Na-24	1,32	2,14	6,22	14,75	6,88
K-40	1,15	1,8	4,99	11,97	5,63
K-42	1,18	1,84	5,1	12,21	5,75
Sc-46	0,82	1,48	4,2	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

4.3 - O PLANO DE RADIOPROTEÇÃO

Toda instalação que opera com material radioativo deve preparar um documento descrevendo as diretrizes de proteção radiológica que serão adotadas pela instituição. Tal documento, que recebe o nome de Plano de Radioproteção, deve descrever (TAUHATA, 2003):

- a. a identificação da Instalação e de sua Direção;
- b. a função, classificação e descrição das áreas da Instalação;
- c. a descrição da equipe, das instalações e equipamentos do Serviço de Radioproteção;
- d. a descrição das fontes de radiação, dos sistemas de controle e de segurança e de sua aplicação;
- e. a função e a qualificação dos trabalhadores;
- f. 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 trabalhadores, incluindo planejamento médico em caso de acidentes;
- j. o programa de treinamento dos trabalhadores;
- 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;
- n. as instruções de radioproteção e segurança fornecidas, por escrito, aos trabalhadores. Além disso, o Plano de Radioproteção deve descrever as atribuições da direção da instalação, do supervisor de radioproteção e dos trabalhadores da instituição.

4.3.1 - Responsabilidade da Direção da Instalação

À direção da instalação cabe (TAUHATA, 2003):

- a. licenciar a instalação junto à CNEN;
- b. ser responsável pela Segurança e Radioproteção da Instalação;
- c. reduzir a probabilidade de acidentes, autorizar as exposições de emergência e estabelecer limites derivados e operacionais;
- d. implantar um Serviço de Radioproteção, com pelo menos um Supervisor;
- e. estabelecer e submeter à CNEN o Plano de Radioproteção e suas revisões;
- f. manter um serviço médico adequado;
- g. instruir os trabalhadores 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 podem resultar em doses em trabalhadores e/ou indivíduos do público, e submeter um relatório com análise de causas e conseqüências;
- j. implementar um Plano Anual de Auditoria e Garantia da Qualidade;
- k. garantir livre acesso à instalação, dos inspetores da CNEN .

4.3.2 - Responsabilidade do Supervisor de Radioproteção

Ao Supervisor de Radioproteção cabe:

- a. implementar e orientar o Serviço de Radioproteção;
- b. assessorar e informar à Direção da Instalação sobre assuntos relativos à radioproteção;
- c. fazer cumprir as normas e recomendações da CNEN bem como o Plano de Radioproteção;
- d. treinar, reciclar, orientar e avaliar a equipe do Serviço de Radioproteção e demais trabalhadores envolvidos com fontes de radiação;
- e. designar um substituto capacitado e qualificado em seus impedimentos.

4.3.3 - Responsabilidade dos Trabalhadores da Instalação

Aos trabalhadores da instalação cabem (TAUHATA, 2003):

- a. executar as atividade de rotina em conformidade com regulamentos de radioproteção e segurança estabelecidos pela Direção da Instalação;
- b. informar ao Serviço de Radioproteção e aos seus superiores, qualquer evento anormal que possa acarretar níveis de exposição ou risco de ocorrência de acidentes.

4.4 - ATIVIDADES DO SERVIÇO DE RADIOPROTEÇÃO

O Serviço de Radioproteção de uma Instalação deve efetuar o Controle dos Trabalhadores, o Controle das Áreas, o Controle das Fontes de Radiação, o Controle dos Equipamentos e manter atualizados os Registros (TAUHATA, 2003).

O **Controle dos Trabalhadores** é efetuado por meio da Monitoração Individual dos trabalhadores, e a consequente avaliação das doses recebidas pelos trabalhadores, durante seu período de trabalho. Além disso, o Serviço de Radioproteção deve acompanhar a supervisão médica dos trabalhadores da Instalação (TAUHATA, 2003).

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 (TAUHATA, 2003).

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 (TAUHATA, 2003).

Os equipamentos geradores de radiação devem passar por programas de inspeção periódica enquanto que os instrumentos utilizados para a radioproteção devem ser calibrados com a periodicidade estipulada em Norma específica (TAUHATA, 2003).

Registros de usos, ocorrências e das doses individuais dos trabalhadores da Instalação, devem permanecer atualizados no Serviço de Radioproteção (TAUHATA, 2003).

4.5 – REGRAS PRÁTICAS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

4.5.1 - Equipamentos e Instalações (TAUHATA, 2003)

- a. Utilizar o equipamento de proteção individual adequado: luvas, avental, óculos, máscara, etc.;
- b. Utilizar os equipamentos de monitoração durante todo o trabalho: caneta dosimétrica, monitor individual (filme ou TLD), monitor de área, monitor de contaminação superficial;
- c. Manter limpo e em ordem o 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;
- f. Utilizar os instrumentos de manipulação adequados: pinças, porta-fontes, castelos, etc.;
- g. Manipular o material radioativo sobre bandejas de material liso (aço inox, teflon) forradas com papel absorvente;
- h. Proteger as bancadas 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 boa iluminação e ventilação para o operador.

4.5.2 - Planejamento da atividade (TAUHATA, 2003)

- 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 radioproteção informado sobre todo o transporte de radioisótopos, bem como sobre a chegada e saída dos mesmos.

4.5.3 - Procedimentos operacionais (TAUHATA, 2003)

- a. Não comer, beber ou fumar no 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 radioproteção: 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;
- k. Executar todos os procedimentos recomendados para a prática específica.

4.5.4 - Gerência de rejeitos (TAUHATA, 2003)

- 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 forma 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.

4.5.5 - Segurança e acidentes (TAUHATA, 2003)

- 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.

CAPÍTULO 5 – ACONDICIONAMENTO E DESTINAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS

5.1 – ACONDICIONAMENTO DOS REJEITOS RADIOATIVOS

5.1.1 – Matriz de imobilização

A matriz de imobilização define a forma física de uma destinação do rejeito radioativo. A distribuição homogênea do rejeito numa matriz é a primeira barreira artificial, pois restringe a liberação de radionuclídeos. Os parâmetros principais a serem considerados são a estabilidade da distribuição dos radionuclídeos nesta matriz e a taxa de degradação física e química da mesma (RADUAN, 1994).

Para rejeitos de níveis baixo e médio de radiação são comumente usadas matrizes sólidas de resina, betume ou concreto, onde as lamas, que são resíduos de processos de evaporação, sólidos compactados e cinzas de rejeitos incinerados, ficam imobilizados (IAEA, 1993 e presente em RADUAN, 1994).

A homogeneidade obtida no processo de imobilização dos rejeitos é a propriedade física fundamental, importante nas etapas de solidificação, tempo de estocagem e disposição. Ela influencia a especificação e definição de outras propriedades físicas e químicas como densidade, porosidade, taxa de lixiviação, degradação química, permeabilidade, resistência mecânica, danos da radiação, condutividade térmica etc, que não podem ser estudadas se o rejeito não estiver distribuído na matriz de imobilização (RZYSKI, 1987 e presente em RADUAN, 1994).

O cimento é amplamente usado, desde o início da indústria nuclear, para a imobilização de rejeitos radioativos de níveis baixo e médio por causa da segurança oferecida, custo baixo e pela simplicidade do processo de cimentação (VICENTE, 1987 e presente em RADUAN, 1994).

5.1.2 – Embalagens de rejeitos de baixa ou média atividade

Os recipientes mais usados para acondicionar os rejeitos radioativos, seja na fase da coleta ou na fase final de imobilização e embalagem, são tambores de metal de diversas capacidades, caixas metálicas ou de concreto armado ou em caso de necessidade, recipientes de grandes dimensões. Os tambores metálicos de 200 ou 400 L de capacidade são usados para imobilizar os rejeitos radioativos, acondicioná-los após a redução de volume como compactação ou apenas receber antes do processo de solidificação as misturas de rejeitos e matriz de imobilização (RADUAN, 1994).

FIGURA 5.1 – TAMBORES DESTINADOS AOS REJEITOS RADIOATIVOS

(http://www.eletronuclear.gov.br/meio_ambiente/index.php?idSecao=6&idCategoria=33, 2010)



Além dos tambores podem ser usadas caixas metálicas de 1 m³, como ocorreu no processo de embalagem dos rejeitos de Goiânia, em 1987, caixas de concreto armado com diversas capacidades, ou ainda nos casos em que seja necessário recipientes de transporte (RADUAN, 1994).

Para garantir uma durabilidade maior, são selecionados e estudados materiais metálicos, metalo-cerâmicos (compósitos) e cerâmicos. Os materiais mais usados atualmente são aqueles resistentes à corrosão como cobre, aço, titânio e cerâmicas. O metal mais usado é o ferro fundido ou ligas de aço-carbono. As falhas mecânicas dos tambores dispostos nos repositórios, podem ser induzidas pelo envelhecimento causado por corrosão, por causa dos movimentos da rocha hospedeira ou por causa da dilatação ocorrida após o umedecimento dos materiais utilizados como cobertura e preenchimento. Estas falhas ainda estão sendo estudadas, porém, assume-se, conservativamente, que venham a ocorrer no intervalo entre 500 e 1000 anos (IAEA, 1993 e presente em RADUAN, 1994).

5.1.3 – ACONDICIONAMENTO DE REJEITOS DE ALTA ATIVIDADE

Esta operação será necessária se for adotada a alternativa de não reprocessar o combustível irradiado. O combustível irradiado é acondicionado antes da deposição para aumentar a segurança durante o manuseio e garantir a contenção dos produtos de fissão. **O conjunto dos elementos combustíveis é acondicionado em recipientes de aço inox com hélio para proporcionar uma atmosfera inerte em torno dos mesmos e auxiliar na transferência de calor** (ENOKIHARA, 1983).

5.2 – CRITÉRIOS AMBIENTAIS PARA ESCOLHA DOS LOCAIS DE DEPÓSITO

5.2.1 – CRITÉRIOS PARA REPOSITÓRIOS SUPERFICIAIS

O objetivo do processo de seleção e escolha do local para implantação de um repositório superficial no solo é assegurar que o local escolhido possua propriedades naturais que favoreçam o confinamento necessário dos radionuclídeos contidos no rejeito disposto, e que, qualquer que seja o motivo, não migrem para fora do repositório para não atingir o homem e o meio ambiente. Os radionuclídeos presentes no rejeito sólido, ou solidificado, podem ser liberados ao meio ambiente pelos mecanismos básicos apresentados a seguir (IAEA, 1981 e presente em RADUAN, 1994):

- a. Exposição e transporte via solo dos radionuclídeos, pelos processos normais de erosão provocados pela água e pelos ventos; enchentes erosionais ou pela erosão seguida da destruição da paisagem ocasionadas por terremotos;
- b. Transporte de radionuclídeos dissolvidos pela água subterrânea para poços, minas e nascentes d'água;
- c. Transporte de radionuclídeos dissolvidos para a porção superior do solo pelo fluxo de capilaridade seguido da incorporação pelas plantas;
- d. Transporte de radionuclídeos pelos gases gerados pela redução bacteriana do rejeito orgânico e do material de embalagem e acondicionamento;
- e. Dispersão seguida da intrusão de animais e das plantas com raízes profundas;
- f. Intrusão pelo homem;
- g. Acidentes durante o manuseio dos embalados e operações de disposição.

Pelos mecanismos básicos de liberação citados, pode-se concluir que os aspectos principais do estudo da adequabilidade ambiental de um local para disposição de rejeitos, são aqueles associados à geologia, solos e hidrologia. Mas como se trata de um repositório que será construído próximo à superfície do solo, portanto mais próximo dos seres humanos e da biota, tem que se considerar outros aspectos importantes como climatologia, uso do solo e das águas, demografia entre outros, que podem vir a ser, durante o processo de escolha, fatores restritivos impedindo a implantação do repositório em local determinado (RADUAN, 1994).

Os fatores naturais que determinam a seleção de locais para o armazenamento no solo são: o clima, o tipo de solo e estrutura geológica, a hidrologia, particularmente em relação às águas subterrâneas e a proximidade aos grandes centros urbanos (ENOKIHARA, 1983).

5.2.1.1 – GEOLOGIA E HIDROGEOLOGIA

As análises hidrológicas não são completas sem um perfeito entendimento das características geológicas associadas (SIMPSON, 1960; NACE, 1960). Para se estudar precisamente o horizonte sucessivo das camadas, devem ser coletadas e analisadas as amostras dos materiais geológicos. A finalidade desses estudos está relacionado diretamente com a permeabilidade das várias formações (SIMPSON, 1962) e ao isolamento de seus componentes mineralógicos para a obtenção das medidas de troca iônica e absorção. Para as rochas consolidadas, as análises podem ser efetuadas nas próprias amostras coletadas através do método convencional de perfuração rotativa (ENOKIHARA, 1983).

Os fatores geológicos e hidrogeológicos mais importantes que devem ser considerados na seleção de um sítio para repositórios de superfície ou próximos à superfície do solo são (RADUAN, 1994):

1. Características hidrogeológicas;
2. Estrutura geológica e estratigrafia;
3. Características litológicas e mineralógicas das rochas e solos;
4. Propriedades geotécnicas; e,
5. Tectônica e sismicidade.

A estrutura geológica da área do repositório e sua estratigrafia são fundamentais para o entendimento de como ocorre o movimento da água pela área. Se a estrutura geológica é simples, é mais fácil definir a hidrogeologia. Isto permite o uso-de modelos simples para uma previsão adequada dos caminhos de migração dos radionuclídeos do repositório ao homem (RADUAN, 1994).

Os sítios de disposição superficial em vários países estão localizados em áreas que representam uma grande variedade de condições. Os itens a seguir, apresentam uma síntese dos parâmetros ambientais importantes na análise da capacidade do local para disposição final de rejeitos radioativos (RADUAN, 1994).

Os sítios de disposição superficial em vários países estão localizados em áreas que representam uma grande variedade de condições hidrogeológicas. Existem várias combinações de características hidrogeológicas (ex. fluxos da água, permeabilidade, extensão dos caminhos de fluxo, grau de saturação e fatores de retardo de radionuclídeos) que podem restringir a migração de radionuclídeos. Não é possível definir critérios precisos e quantitativos para cada fator que poderia determinar a disponibilidade hidrogeológica de um sítio. Cada sítio deve ser avaliado individualmente com relação às características hidrogeológicas globais e particulares do sistema do repositório, incluindo barreiras de engenharia e o rejeito embalado (RADUAN, 1994).

Para as rochas sedimentares permeáveis são feitas análises físicas e avaliações da permeabilidade em amostras inalteradas, enquanto que, para as rochas essencialmente impermeáveis, a presença do fluxo de água, restrita às fissuras, só podem ser constatadas em estudos "in situ" (ENOKIHARA, 1983).

As pesquisas para os materiais inconsolidados e granulares, podem ser executadas através de métodos convencionais de perfuração porém, obedecendo a um esquema de amostragem. Nos solos parcialmente secos, os furos de sondagens são executados através de brocas ou à percussão; as amostras são recolhidas utilizando-se de instrumentos apropriados para cada tipo de solo. Para solos com muito cascalho e pedregulho, as análises tomam-se difíceis (ENOKIHARA, 1983).

Quando os solos possuem grãos menores e mais uniformes, como as areias, são utilizados os métodos de perfuração por lavagem, principalmente, para os solos não perturbados, independentes do seu estado seco ou saturado. Um exame visual das amostras não perturbadas podem indicar a homogeneidade do solo ou um contraste na composição das sucessivas lâminas. Essas observações são imprescindíveis durante as análises da permeabilidade do meio (ENOKIHARA, 1983).

Os materiais laminados têm diferentes permeabilidades de acordo com a direção do fluxo da água e são designados de anisotrópicos. Para analisar-se a permeabilidade das amostras de solos granulares não perturbados em laboratório, induz-se a água ao longo do eixo de cada amostra cilíndrica orientada verticalmente. O fluxo induzido corresponde ao mesmo fluxo vertical observado em campo, onde ele atravessa transversalmente as camadas de solo dispostas normalmente na posição horizontal (ENOKIHARA, 1983).

O exame visual pode também indicar a distribuição da fração fina do solo (silte, argila) que inclui os componentes minerais de argila, em toda a matriz, ou se ela ocorre concentrada em pequenos blocos na amostra. Esse fato é importante uma vez que, a capacidade de absorção está intimamente relacionada com a quantidade e distribuição dos minerais de argila (ENOKIHARA, 1983).

No entanto, o grande interesse dos materiais de argila está associado com sua capacidade essencialmente impermeável que pode proporcionar uma barreira aos eventuais aquíferos (ENOKIHARA, 1983).

O solo deve ser, preferencialmente constituído por sedimento poroso: areia ou argila com boas propriedades de absorção (ou sorção). A taxa de erosão deve ser baixa e não deve haver chuvas fortes ou enchentes na área. A profundidade mínima da água subterrânea abaixo da trincheira deve ser de 4 metros. A distância mínima permissível de um corpo d'água como rios ou lagos deve ser de 500 metros. Áreas sísmicas, isto é, áreas onde os terremotos ocorridos estão acima de sete graus na escala Richter devem ser evitadas (RADUAN, 1994).

Em vários casos, os fatores hidrogeológicos, como a permeabilidade e porosidade do solo onde se deseja construir o repositório, não tem sido considerados em primeira instância. Outro critério, como a necessidade de localizar o repositório dentro dos limites de uma instalação nuclear, tem sido muito discutidos. Isto resulta na indicação de alguns locais em ambientes geológicos onde as condições de fluxo não foram bem definidas ou entendidas, tornando difícil prever os riscos da população circunvizinha ao local (RADUAN, 1994).

Podem ser esperados comportamentos muito favoráveis em sítios onde os fluxos de água são baixos, onde não há uso significativo da água subterrânea, próximo do repositório, onde o nível da água subterrânea é razoavelmente profundo, onde a taxa de fluxo da água subterrânea é baixa (poucos centímetros por dia), e onde não há corpo d'água superficial dentro de uma distância considerável do sítio. É preferível ter um repositório localizado em uma formação consolidada e homogênea contendo minerais com propriedades de absorção (ou sorção) altas e onde a zona insaturada tem porosidade baixa e permeabilidade moderadamente baixa (RADUAN, 1994).

O desempenho desfavorável é mais provável em sítios localizados em áreas onde: há extensivo uso da água subterrânea sem nenhuma fonte alternativa de suprimento, há um alto nível de água subterrânea com altas velocidades de fluxo e onde as formações subjacentes tem fraturas e fissuras significativas no material de subsuperfície, e dessa maneira tem um capacidade de retenção pobre (RADUAN, 1994).

Os repositórios não devem ser instalados em áreas com riscos sísmicos significativos, embora este risco deva ser analisado nos estudos preliminares. A história da sismicidade do local deve ser avaliada porque é necessária para garantir a integridade do repositório ao menos durante o seu período operacional e institucional (300-500 anos). O consenso da IAEA é que após algumas centenas de anos o efeito direto de um evento sísmico sobre o isolamento dos rejeitos radioativos e a integridade do repositório não deve ser significativo (RADUAN, 1994).

5.2.1.2 – GEOGRAFIA

Os estudos de geografia englobam principalmente as características geomorfológicas e topográficas do local. Existe uma relação próxima entre a topografia de uma área e a hidrologia superficial e subterrânea: fatores topográficos como gradiente da terra, determinam o tamanho e forma da área de drenagem e tem um efeito secundário sobre a direção e velocidade do fluxo da água subterrânea na região (RADUAN, 1994).

Para evitar o risco das enchentes, o sítio deve ser localizado fora das planícies, em regiões topograficamente altas. O nível alto da água subterrânea também pode ser um fator negativo. A água subterrânea pode entrar em contato com o repositório e promover sua decomposição e a lixiviação e dispersão de radionuclídeos para as vizinhanças. Por exemplo, nos sítios americanos da Oak Ridge National Laboratory (ORNL), no Tennessee e West Valley em New York, algumas trincheiras para disposição foram escavadas abaixo do lençol freático, o que acarretou a lixiviação mais rápida dos radionuclídeos (RADUAN, 1994).

A disposição abaixo do lençol de água subterrânea pode ser aceitável se forem construídas barreiras de engenharia que previnam qualquer contato, a longo prazo, da água subterrânea com o repositório. Se o movimento da água subterrânea é muito baixo, da ordem de 10^{-8} a 10^{-6} cm/s, isto pode ser feito e era uma das propostas canadenses (adaptado de RADUAN, 1994).

Para minimizar a erosão do repositório pela água de superfície, o sítio deve ter um relevo topográfico atenuado. No sítio de West Valley, cuja topografia é acentuada, a erosão ao longo do tempo tem sido observada há muitos anos. A erosão ocorre nos pontos de contato do sítio, e embora eles sejam periodicamente reparados, este problema provavelmente terá continuidade, a exemplo do sítio de Sheffield em Illinois, onde existe uma situação semelhante (RADUAN, 1994 e presente em IAEA, 1985).

Um problema mais sério em West Valley é a combinação, a longo prazo, dos processos geomorfológicos nos limites do sítio, que tendem a reduzir a área de disposição. A escamação rápida causada por águas de chuva em terrenos preparados de origem glacial e de permeabilidade baixa originam o aparecimento de barrancos e, como consequência, o escorregamento das encostas (RADUAN, 1994).

5.2.1.3 – HIDROLOGIA DE SUPERFÍCIE

As análises das condições hidrológicas dos depósitos de baixa atividade seguem basicamente o mesmo padrão dos rejeitos de alta atividade. Essas investigações procuram determinar a profundidade e espessura dos aquíferos, a dureza, os conteúdos sólidos, pH e a composição química da água, além de avaliar o rendimento do aquífero (ENOKIHARA, 1983).

O conhecimento desses dados permite estabelecer uma transmissividade média da formação aquífera, associada com a permeabilidade do meio. Apesar das informações acima se relacionarem com os problemas de armazenamento de rejeitos, o interesse da pesquisa hidrológica está centralizada em identificar o comportamento ou o fluxo da água no aquífero.(ENOKIHARA, 1983).

Na determinação dos fatores hidrológicos, também se incluem os riscos apresentados pelas águas superficiais, quando se infiltram no solo. Quando a água da chuva se precipita na superfície do solo, ela pode assumir três diferentes cursos. Primeiro, ela pode escoar pela superfície e integrar-se a uma corrente ou córrego; este representa o modo mais rápido de remoção. Segundo, a água pode penetrar na superfície e infiltrar-se pelo solo, parcialmente seco, até atingir uma zona saturada. E, por último, a água pode sofrer uma evaporação ou ser absorvida pelas raízes dos vegetais após ter se infiltrado no solo, parcialmente seco. O segundo caso representa a maneira direta da água entrar em contato com os recipientes dos rejeitos acarretando riscos sérios. A pouca umidade presente no solo, conhecido como zona arejada, aumenta com a profundidade, e o grau de saturação cresce continuamente sem demonstrar uma descontinuidade entre a zona saturada e insaturada (ENOKIHARA, 1983).

É essencial conhecer e entender a hidrologia do local de disposição de rejeitos radioativos e, para tanto, os parâmetros de taxas de fluência - velocidade e direção das águas, suas características hidráulicas e a geoquímica envolvida na área. Devem ser estabelecidas as relações possíveis entre as águas de superfície e as águas subterrâneas. Para tanto devem ser analisadas e avaliadas as condições de não perturbação (antes da instalação do repositório) e as perturbações transientes (após a instalação) (RADUAN, 1994).

Certamente, a construção do repositório de superfície tende a perturbar a hidrologia do local. Podem ocorrer desvios do curso natural e mudanças das condições de contorno do sistema de fluência. A topografia, a porosidade e a permeabilidade do solo podem ser úteis na previsão do comportamento futuro do movimento das águas (RADUAN, 1994).

Apesar do termo "superfície da água" ser adotado em casos normais, ele representa o nível superior da zona saturada que tem continuidade com o nível do rio. Essa continuidade deve-se ao fato de que a água proveniente das infiltrações no solo, tem seu fluxo dirigido para a corrente do rio. Se eventualmente ocorrer uma liberação de radionuclídeos dos rejeitos armazenados na zona arejada pela água de infiltração, certamente o rio será contaminado, provocando graves consequências ao homem e aos animais que se utilizam dessas águas (ENOKIHARA, 1983).

5.2.1.4 – METEOROLOGIA E CLIMATOLOGIA

As áreas de clima constantemente úmido tomam-se as mais impróprias devido à maior probabilidade de ocorrer infiltração de água no solo. Como consequência drástica pode se dar a corrosão dos recipientes e a liberação dos radionuclídeos para o meio ambiente (ENOKIHARA, 1983).

É interessante notar que diversos depósitos de rejeitos de baixa atividade localizados na costa leste dos EUA apresentaram ocorrências de infiltração de radioatividade para além das fronteiras desses depósitos ao contrário dos depósitos localizados em climas desérticos do oeste americano que

apresentaram estabilidade no processo de confinamento (ENOKIHARA, 1983).

Embora o vento e a água constituam os meios naturais de transporte, as águas de sub-superfície são as grandes responsáveis pela propagação dos radionuclídeos provenientes dos rejeitos armazenados (ENOKIHARA, 1983).

Um local potencial para implantação de um repositório superficial é usualmente classificado como árido ou úmido, com relação às condições climáticas. Os problemas técnicos mais sérios com a disposição superficial estão relacionados à presença de água; as regiões áridas são preferidas quando o local é selecionado para a instalação de um repositório de subsuperfície (RADUAN, 1994).

Entretanto, a localização de um repositório em uma região úmida, pode ser aceita quando outras razões técnicas mais importantes são mandatórias. Em regiões úmidas o nível da água subterrânea é relativamente próximo à superfície do solo e a densidade da corrente é alta, resultando em caminhos reduzidos para o movimento da água subterrânea até corpos d'água na superfície. A percolação rápida da água através da capa da trincheira poderiam lavar o solo para dentro dos espaços vazios, entre os rejeitos embalados. Grandes fluxos de água aumentam o potencial de enchentes e erosão. Entretanto, tais problemas não são restritos aos locais úmidos (RADUAN, 1994 e presente em IAEA, 1985).

A água causa erosão e é também o veículo primário para a migração de radionuclídeos. Desta maneira, o gerenciamento da água é um componente crítico na obtenção de um bom desempenho do sistema do repositório. Em locais onde existem trincheiras, para rejeitos radioativos em solos úmidos e com permeabilidade baixa, a cobertura das mesmas deve ter também permeabilidade baixa para que não ocorra o "efeito banheira". As águas que penetram em trincheiras, onde a cobertura é permeável, acumulam-se até atingir as bordas e vazam indo de encontro às águas subterrâneas ou cursos de água pelo caminhos preferenciais carreando os radionuclídeos solúveis que possam ter sido retirados (RADUAN, 1994).

As instalações de disposição de rejeitos radioativos em regiões de clima árido, não necessitam de um sistema de gerenciamento de água superficial elaborado. Entretanto, em sítios áridos, as tempestades de chuvas rápidas, porém pesadas, podem resultar em enchentes no local e consequente erosão. Em Idaho Falls, Estados Unidos, por exemplo, as enchentes são um sério problema, pois o sítio foi inundado em 1962 e 1969 por causa do derretimento rápido da neve e por causa da sua localização em uma bacia topográfica. As trincheiras ainda abertas foram preenchidas com água que se transferiu para o sítio inteiro. Foi construído um sistema de diques e valas (fossos) para controlar a enchente, mas não preveniu a enchente ocorrida em 1982 (RADUAN, 1994 e presente em IAEA, 1985).

As condições climatológicas também são importantes nas operações do sítio. O clima tem muita influência no comportamento hidrogeológico superficial. O clima é o conjunto de fenômenos meteorológicos de natureza preponderante como a temperatura, precipitação pluviométrica, umidade do ar e ventos (RADUAN, 1994).

O território brasileiro tem a sua maior parte situada na Zona Tórrida (aproximadamente 5 x 10⁶ km²) em virtude da altitude média de suas terras (800-1000 metros). São três as regiões climáticas: equatorial, tropical e subtropical. A região equatorial abrange a Amazônia e parte do Maranhão (25°C a 27°C e índice pluviométrico anual de 2000 mm); a região tropical predomina no Planalto Central Atlântico e norte do Planalto Meridional (19°C a 28°C e índice pluviométrico anual de 2000 mm); a região subtropical abrange todo o Planalto Meridional, inclusive o Rio Grande, do Sul (17°C a 19°C e índice pluviométrico anual de 1000 a 2500 mm). Nas regiões continentais atlânticas estudadas como possíveis candidatas à instalação do repositório brasileiro o clima é do tipo tropical. Ao norte é semi-árido (RADUAN, 1994).

5.2.2 – CRITÉRIOS PARA REPOSITÓRIOS PROFUNDOS

Este tipo de repositório, proposto para rejeitos de alta atividade, utiliza galerias em formações geológicas estáveis a centenas de metros da superfície. As formações geológicas, mais apropriadas para este fim, são as formações argilosas, graníticas e os domos salinos. Muitos estudos vêm sendo realizados na área de repositórios profundos, e muitos países já têm laboratórios instalados a grandes profundidades a fim de estudar as propriedades destes meios geológicos. Já existe suficiente conhecimento científico e desenvolvimento tecnológico para que esta técnica possa ser implantada, mas até hoje nenhum repositório deste tipo está em operação (HIROMOTO, 1999).

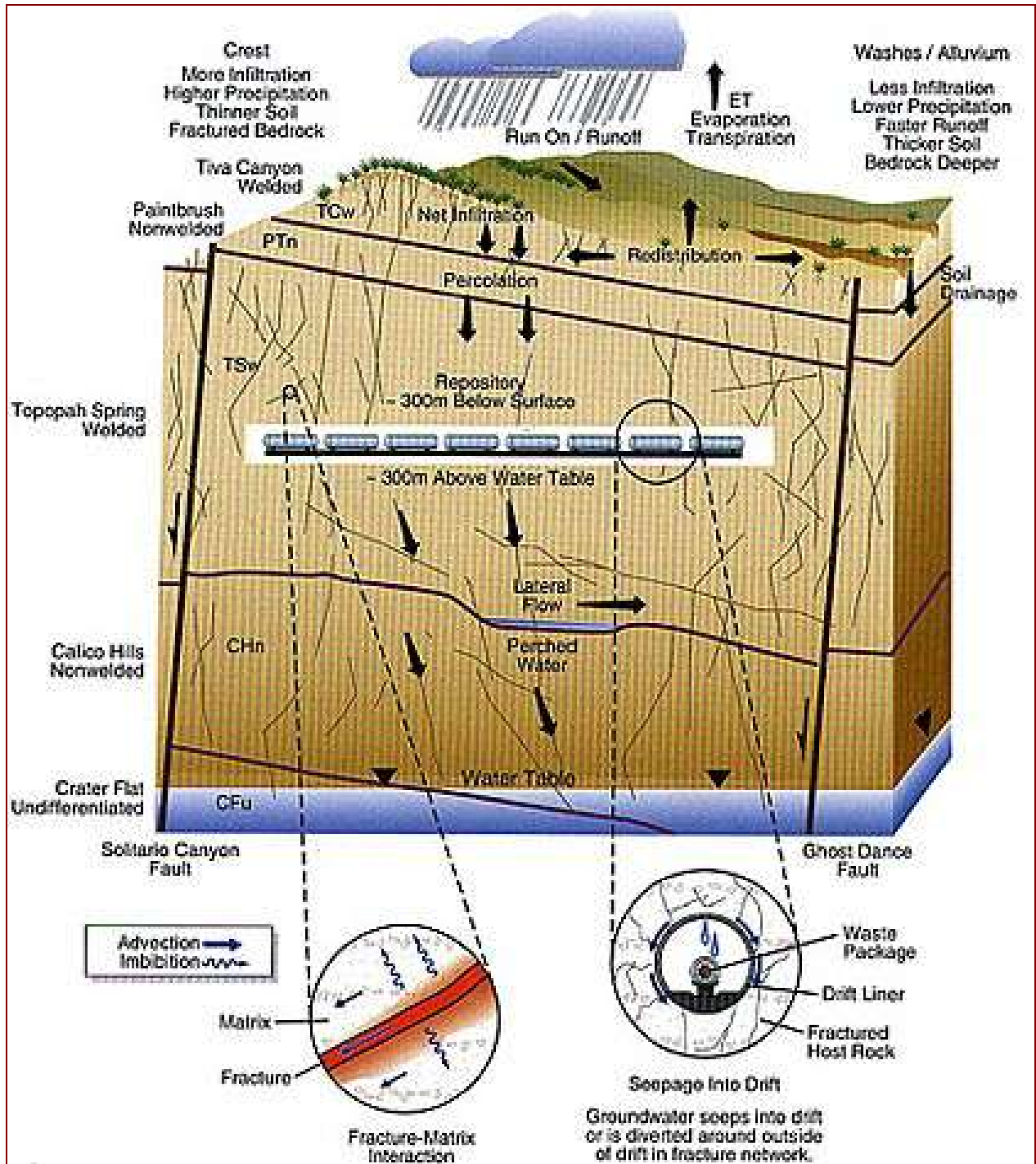
Basicamente, os critérios ambientais para a escolha desses depósitos seguem os mesmos padrões daqueles estabelecidos para os repositórios superficiais. Deve-se ter especial atenção aos fatores

geológicos, hidrogeológicos, geográficos, hidrológicos, meteorológicos e climatológicos (CNEN, 1985 e CNEN, 2008).

No entanto, é importante ter em mente que, por se tratar de resíduos de alta atividade e longo tempo de meia vida, os critérios para a escolha desses depósitos devem ser mais rigorosos.

FIGURA 5.2 – ANÁLISES AMBIENTAIS DA MONTANHA DE YUCCA

(<http://monitorsci.com/projects/index.html>, 2010)



5.3 – DESTINAÇÃO DE REJEITOS MUNICIPAIS, INDUSTRIAIS, COMERCIAIS E OUTROS

Antes de tratarmos especificamente sobre os depósitos de rejeitos radioativos, iremos tratar acerca dos aterros utilizados para os rejeitos municipais, industriais, comerciais, entre outros.

No caso dos rejeitos comuns, aqui considerados como os não-radioativos, existem quatro modalidades principais de vazadouros ou locais para lançamento de resíduos ou rejeitos sólidos: lixões, aterro controlado, aterro sanitário e aterro de resíduos industriais perigosos. O lançamento em vazadouros é uma das opções para a destinação final do lixo.

Sobre a questão, deve ser lavado em consideração o Programa Nacional de Resíduos Sólidos, presente neste trabalho no Anexo IV.

5.3.1 – O LIXÃO

O lixão é a forma mais comum ou inadequada de disposição dos resíduos sólidos. Não é um aterro, pois resulta do descarregamento de caminhões ou carrinhos contendo descartes diversos de forma desordenada ou uma mera disposição de lixo a céu aberto, sem nenhum critério de proteção ambiental, nem mesmo a separação dos resíduos de saúde e industrial (D’Almeida e Vilhena, 2000 - citado por Campos, 2005).

Essa ausência de critérios de proteção ambiental dos lixões permite o livre acesso de vetores biológicos, condutores de doenças como moscas, mosquitos, baratas e ratos ao lixo. Além disso, os incêndios naturais, decorrentes da oxidação de substâncias diversas em dias de ausência de ventos e temperaturas elevadas são frequentes, dentro desses lixões, que são ilegais, que infelizmente ainda existem em todo o município do Rio de Janeiro.

Os lixões contaminam a água, o ar e o solo, pois a decomposição de lixo produz chorume que percola o solo. De fato, esse recurso é um meio aparentemente mais econômico de disposição de lixo, pois não implica em custos de tratamento nem controle das deposições. Existem pessoas que argumentam ser uma solução aceitável se provisória, porém é um recurso condenável, porque é imprevisível avaliar previamente ou controlar os efeitos da deposição aleatória de lixo em algum local não preparado para recebê-lo de modo tentativamente seguro.

FIGURA 5.3 – LIXÃO DE MARINGÁ

(http://www.sefloral.com.br/LIXAO_MARINGA_015.jpg, 2010)



5.3.2 – O ATERRO CONTROLADO

O aterro controlado consiste na disposição de resíduos em locais sem impermeabilização na base, mas esse resíduo recebe uma camada de terra em cima em cada célula ou área específica ou por dia de trabalho terminado. Esse procedimento não contempla um sistema de coleta dos resíduos líquidos gerados ("chorume"), através de um sistema de impermeabilização dos materiais infiltrantes, e em determinados casos, da construção de tubos canalizadoras de gases, para o tratamento do biogás através da queima. Esse tipo de destinação ou vazadouro de lixo resulta em uma poluição localizada. O Aterro de Municipal de Gramacho é o maior aterro controlado de destinação de lixo utilizado pela Prefeitura do Município do Rio de Janeiro, e recebe da Comlurb o seu maior percentual do lixo coletado (Campos, 2005).

A diferença básica entre um aterro sanitário, que veremos a seguir, e um aterro controlado é que este último prescinde da coleta e tratamento do chorume, assim como da drenagem e queima do biogás. No mais, o aterro controlado deve ser construído e operado exatamente como um aterro sanitário. Normalmente, um aterro controlado é utilizado para cidades que colem até 50 toneladas/dia de resíduos urbanos, sendo desaconselhável para cidades maiores. Diversos estudiosos concluem que aterro controlado é um lixão melhorado, portanto, longe de ser a alternativa correta, que é um aterro sanitário (SLU, 2010).

FIGURA 5.4 – ALGUMAS INSTALAÇÕES DO ATERRO MUNICIPAL DE GRAMACHO

(Fotografias de Rafaela Mantovanelli, em 06 de julho de 2007 -)



5.3.3 – O ATERRO SANITÁRIO

A ABNT (1984) - Associação Brasileira de Normas Técnicas apresenta a seguinte definição: "Técnica de disposição de Resíduos Sólidos Urbanos (RSU) no solo, sem causar danos à saúde pública e sua segurança, minimizando os impactos ambientais, método este que utiliza princípios de engenharia para confinar os RS a menor área possível e reduzi-los ao menor volume permissível, cobrindo-os com uma camada de terra na conclusão de cada jornada de trabalho, ou a intervalos menores se for necessário".

Essa técnica minimiza a proliferação de micro e macro vetores, diminuindo os riscos de contaminação direta, além de permitir o controle efetivo da poluição do ar, fumaça e odores, reduzir os riscos de incêndio, poluição das águas superficiais e subterrâneas e ainda da poluição estética (SLU, 2010).

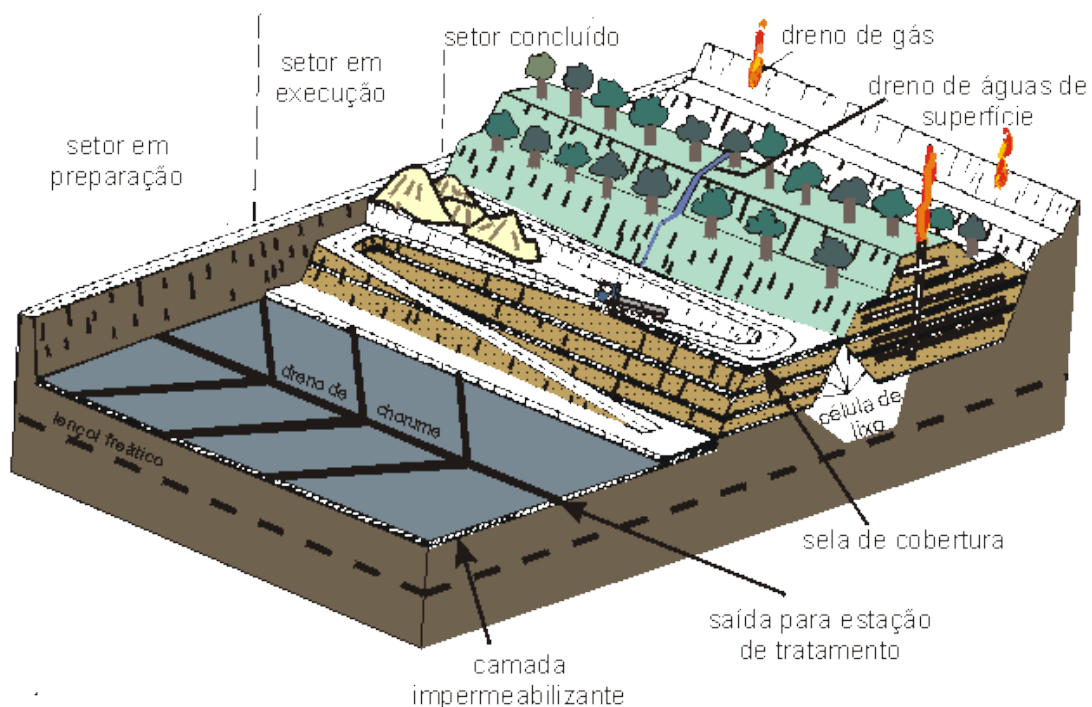
A escolha de um local para a implantação de um aterro sanitário não é tarefa simples. O alto grau de urbanização das cidades, associado a uma ocupação intensiva do solo, restringe a disponibilidade de áreas próximas aos locais de geração de lixo e com dimensões requeridas para se implantar um aterro sanitário que atenda as necessidades dos municípios.

Além desse aspecto, há que se levar em consideração outros fatores, como os parâmetros técnicos das normas e diretrizes federais, estaduais e municipais, os aspectos legais das três instâncias governamentais, planos diretores dos municípios envolvidos, pólos de desenvolvimento locais e regionais, distâncias de transporte, vias de acesso e os aspectos político-sociais relacionados com a aceitação do empreendimento pelos políticos, pela mídia e pela comunidade. (Monteiro e colaboradores, 2001).

Por outro lado, os fatores econômico-financeiros não podem ser relegados a um plano secundário, uma vez que os recursos municipais devem ser sempre usados com muito equilíbrio. Por isso, os critérios para se implantar adequadamente um aterro sanitário são muito severos, havendo necessidade de se estabelecer uma cuidadosa priorização dos mesmos. (Monteiro e colaboradores, 2001).

FIGURA 5.6 – ESQUEMA ILUSTRATIVO DO ATERRO SANITÁRIO

(www.rc.unesp.br/igce/aplicada/ead/residuos/res13.html Proin/Capes & Unesp/IGCE, 1999)



5.3.3.1 – CRITÉRIOS DE SELEÇÃO DAS ÁREAS DISPONÍVEIS PARA ATERROS SANITÁRIOS

Os critérios são divididos em três grandes grupos: técnicos, econômico-financeiros e político-sociais (Monteiro e colaboradores, 2001).

TABELA 5.1 - CRITÉRIOS PARA SELECIONAR LOCAIS PARA ATERROS SANITÁRIOS

(Monteiro e colaboradores, 2001)

CRITÉRIOS	OBSERVAÇÕES
Uso do solo	As áreas têm que se localizar numa região onde o uso do solo seja rural (agrícola) ou industrial e fora de qualquer Unidade de Conservação Ambiental.
Proximidade a cursos d'água relevantes	As áreas não podem se situar a menos de 200 metros de corpos d'água relevantes, tais como, rios, lagos, lagoas e oceano. Também não podem estar menos de 50 metros de qualquer corpo d'água inclusive valas de drenagem que pertencem ao sistema de drenagem municipal ou estadual.
Proximidade a núcleos residenciais urbanos	As áreas não devem se situar a menos de mil metros de núcleos residenciais urbanos que abriguem 200 ou mais habitantes.
Proximidade a aeroportos	As áreas não podem se situar próximas a aeroportos ou aeródromos e devem respeitar a legislação em vigor.
Distância do lençol freático	As distâncias mínimas recomendadas pelas normas federais e estaduais são as seguintes: para aterros com impermeabilização inferior através da manta plástica sintética, a distância do lençol freático a manta não poderá ser inferior a 1,5 metros; para aterros com impermeabilização inferior através da camada de argila, a distância do lençol freático a camada impermeabilizante não poderá ser inferior a 2,5 metros e a camada impermeabilizante deverá ter um coeficiente de permeabilidade menor que 10 ⁻⁶ cm.
Vida útil mínima	É desejável que as novas áreas de aterro sanitário tenham, no mínimo, cinco anos de vida útil.
Permeabilidade do solo natural	É desejável que o solo do terreno tenha certa impermeabilidade natural, com vistas a reduzir as possibilidades de contaminação do aquífero. As áreas selecionadas devem ter características argilosas e jamais deverão ser arenosas.
Extensão da bacia de drenagem	A bacia de drenagem das águas pluviais deve ser pequena, de modo a evitar o ingresso de grandes volumes de água de chuva na área do aterro.
Facilidade de acesso a veículos pesados	O acesso ao terreno deve ter pavimentação de boa qualidade, sem rampas íngremes e sem curvas acentuadas, de forma a minimizar o desgaste dos veículos coletores e permitir seu livre acesso ao local de vazamento mesmo na época de chuvas muito intensas.
Disponibilidade de material de cobertura	Preferencialmente, o terreno deve possuir ou se situar próximo a jazidas de material de cobertura, de modo a assegurar permanente cobertura do lixo de baixo custo.
<p>Observação: É importante que se frise o aspecto da vida útil do aterro, uma vez que é grande a dificuldade de se encontrar novos locais, próximos às áreas de coleta, para receber o volume de lixo urbano gerado no Município, em face da rejeição natural que a população tem de morar perto de um local de disposição de lixo.</p>	

TABELA 5.2 – CRITÉRIOS ECONÔMICOS PARA SELECIONAR LOCAIS DE ATERRO

(Monteiro e colaboradores, 2001)

CRITÉRIOS	OBSERVAÇÕES
Distancia do centro geométrico de coleta	É desejável que o percurso de ida (ou volta) que os veículos de coleta fazem até o aterro, através das ruas e estradas existentes, seja o menor possível, com vistas a reduzir o seu desgaste e o custo de transporte de lixo.
Custo de aquisição do terreno	Se o terreno não for de propriedade da prefeitura, devera estar, preferencialmente, em área rural, uma vez que o seu custo de aquisição será menor do que o de terrenos situados em áreas industriais.
Custo de investimento em construção e infra-estrutura	É importante que a área escolhida disponha de infra-estrutura completa, reduzindo os gastos de investimento em abastecimento de água, coleta e tratamento de esgotos, drenagem de águas pluviais, distribuição de energia elétrica e telefonia.
Custos com a manutenção do sistema de drenagem	A área escolhida deve ter um relevo suave, de modo a minimizar a erosão do solo e reduzir os gastos com limpeza e manutenção dos componentes do sistema de drenagem.

TABELA 5.3 – CRITÉRIOS POLÍTICO-SOCIAIS PARA SELECIONAR LOCAIS DE ATERROS

(Monteiro e colaboradores, 2001)

CRITÉRIOS	OBSERVAÇÕES
Distancia de núcleos urbanos de baixa renda	Aterros são locais que atraem pessoas desempregadas, de baixa renda ou sem outra qualificação profissional, que buscam a catação do lixo como forma de sobrevivência e que passam a viver desse tipo de trabalho em condições insalubres, gerando, para a prefeitura, uma serie de responsabilidades sociais e políticas. Por isso, caso a nova área se localize próxima a núcleos urbanos de baixa renda, deverão ser criados mecanismos alternativos de geração de emprego e/ou renda que minimizem as pressões sobre a administração do aterro em busca de oportunidade de catação. Entre tais mecanismos poderão estar iniciativas de incentivo a formação de cooperativas de catadores, que podem trabalhar em instalações de reciclagem dentro do próprio aterro ou mesmo nas ruas da cidade, de forma organizada, fiscalizada e incentivada pela prefeitura.
Acesso a área através de vias com baixa densidade de ocupação	O trafego de veículos transportando lixo é um transtorno para os moradores das ruas por onde estes veículos passam, sendo desejável que o acesso à área do aterro passe por locais de baixa densidade demográfica.
Inexistência de problemas com a comunidade local	É desejável que, nas proximidades da área selecionada, não tenha havido nenhum tipo de problema da prefeitura com a comunidade local, com organizações não-governamentais (ONG'S) e com a mídia, pois esta indisposição com o poder publico ira gerar reações negativas à instalação do aterro.

A seleção da melhor área para implantação do aterro sanitário deve ser precedida de uma analise individual de cada área selecionada com relação a cada um dos diversos critérios apresentados, fornecendo-se a justificativa que permita considerar o critério "totalmente atendido", "atendido parcialmente através de obras" ou "não atendido" (Monteiro e colaboradores, 2001).

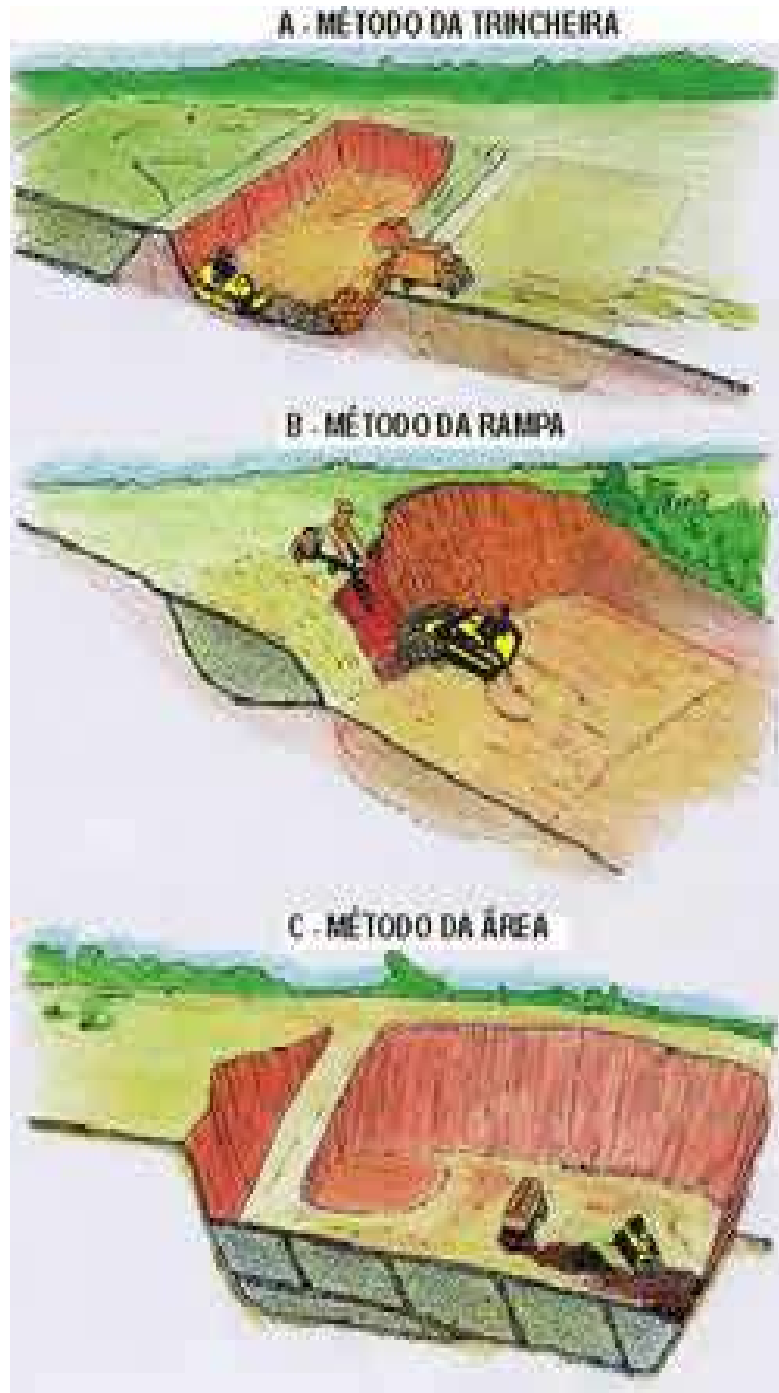
5.3.3.2 – TIPOS DE SÍTIOS DE ATERRAMENTO

Existem três tipos de sítios de aterramento, e estes dependem da disponibilidade ou escolha local do terreno (Campos, 2005):

- 1º - **Trincheira** - utilizado em áreas de topografia plana e suave;
- 2º - **Rampa** - utilizado em locais de pouca declividade e que apresentam disponibilidade de coberturas;
- 3º - **Área baixa** - de topologia regular, onde o lençol freático fica próximo a superfície.

FIGURA 5.5 – MÉTODO DE DISPOSIÇÃO DE RESÍDUOS SÓLIDOS EM ATERROS

(Campos, 2005)



5.3.3.3 – CRITÉRIOS DE ZONEAMENTO PARA LANÇAMENTO DOS REJEITOS

O zoneamento de descartes é elaborado de acordo com sua origem, entendendo-se que os resíduos não sejam misturados. Esses locais são catalogados de maneira a identificar facilmente o local de disposição de um resíduo caso haja algum problema.

5.3.3.4 – CRITÉRIOS DE PREPARAÇÃO DO TERRENO DE LANÇAMENTO DOS RESÍDUOS

1º - A preparação da área envolve a impermeabilização e o nivelamento do terreno. Posteriormente, inicia-se a preparação do sistema de drenagem para captar o chorume (ou percolato) para conduzi-lo ao tratamento químico e para ser aspergido sobre as vias de circulação de caminhões.

2º - As áreas limítrofes devem possuir cercas vivas para auxiliar no impedimento da proliferação dos odores e poluição visual. Geralmente, essa vegetação é constituída principalmente de eucaliptos que crescem rapidamente e são de grande porte.

3º - O local onde deve ser construído o aterro sanitário deve ser argiloso, com impermeabilidade inferior a 10 centímetros por segundo, para evitar que o percolato atinja o lençol freático.

4º - Para o caso de resíduos perigosos, o solo deve ser impermeabilizado completamente, usando-se argilas selecionadas na região, lonas, mantas poliméricas ou camadas de concreto. Assim, os resíduos comuns e perigosos são separados de acordo com as suas características e depositados separadamente.

5º - Antes de ser depositado, qualquer resíduo é pesado.

5.3.3.5 – MÉTODOS DE LANÇAMENTO DO LIXO NUM ATERRO SANITÁRIO

Os caminhões de lixo e tratores podem descarregar e distribuir os resíduos sólidos segundo as seguintes opções:

1º - Acomodação em células;

2º - Deposição em camadas superpostas ou de sanduíche;

3º - Por descarga.

5.3.3.6 – MÉTODOS DE TRATAMENTO OU DESTINAÇÃO DO CHORUME

1º - Recirculação ou irrigação: consiste em irrigar a terra com o chorume, que a percola, para que os microorganismos presentes no lixo possam decompor o percolato.

2º - Tratamento em lagoas de estabilização: promove a decomposição da matéria orgânica por microorganismos por processos aeróbico e anaeróbico.

3º - Tratamentos químicos: utilizam reagentes para neutralizar, precipitar e oxidar poluentes.

4º - Tratamento em filtros biológicos: usa a descarga continua ou intermitente de despejos poluídos através de um meio biológico ativado depositado em tanques recheados com brita (pedras quartzos). Os filtros podem ser aeróbicos e anaeróbicos.

5º - Tratamento em estações de esgotos municipais: os líquidos percolados são encaminhados e tratados juntamente com os esgotos urbanos.

5.3.4 – OS RESÍDUOS INDUSTRIAIS PERIGOSOS

Os critérios mais rigorosos de projeto de aterros receptores de resíduos sólidos não-radioativos referem-se aos resíduos industriais ou perigosos. Duvel (1979) descreveu na revista *Chemical Engineering*, edição July 2, 1979 os aspectos da escolha do local, os procedimentos de projeto e operacionais para aterros de resíduos industriais, incorporando conceitos e restrições indicados pelo “Resource Conservation and Recovery Act (RCRA)” ou Lei da Conservação e Restauração dos Recursos Ambientais.

Os regulamentos propostos no RCRA foram concebidos para modificar completamente as práticas de descarte no solo das indústrias de processos químicos (Duvel, Jr., 1979).

Basicamente, o RCRA exige que os aterros sejam projetados, construídos e operados de modo que as descargas sejam minimizadas ou não ocorram (Duvel, Jr., 1979). O aterro de resíduos perigosos constitui uma operação muito específica em cada local, que requer um pre-planejamento compreensivo para evitar custos ou circunstâncias irreparáveis – tais como comprar e preparar um terreno e não ser capaz de usá-lo.

5.3.4.1 - CONSIDERAÇÕES PARA O ATERRO DE RESÍDUOS NÃO-RADIOATIVOS PERIGOSOS

Antes de se planejar o projeto de um aterro ou qualquer instalação de destinação de resíduos perigosos, três fundamentos devem ser considerados (Duvel, Jr., 1979):

1º - O sistema de destinação não pode interferir com a operação da fábrica ou planta de processo. O lançamento é essencialmente um serviço ou função de serviço. Um bom pré-planejamento exige que:

- O local de despejo (ou locais) deve ser grande e suficiente para acomodar todos os resíduos que são gerados na fábrica. É recomendável garantir um local adequado para futura expansão.
- Convém planejar suficientes equipamentos redundantes ou planos de manejo de emergência ou contingenciados que possam garantir a aceitação de resíduos a qualquer momento.
- Depósitos de compensação e equalização devem ser construídos para possibilitar a acomodação de quantidades variáveis de resíduos devido às possíveis variações da produção e processo fabril.
- O sistema de lançamento deve ser operacional em todas as condições climáticas. Se isso for impraticável, uma estocagem suficiente deve ser providenciada para acolher os resíduos até que as operações prossigam.

2º - A área de aterro deve ser estruturada, ambientalmente aceitável e permanente. O aterro não pode estar sujeito a inundações, desmoronamentos, descolamento de camadas ou qualquer fenômeno externo ou interno de deslocamento. Não pode provocar poluição de águas, ar ou barulhos ou colocar em risco a saúde pública.

3º - O sistema de lançamento deve estar em conformidade com todas as exigências legais e regulatórias, nomeadamente, regulamentos RCRA (que incluem os programas de autorização federal) e qualquer exigência estadual ou local, adicional ou mais detalhada.

5.3.4.2 – Volume e características dos resíduos para lançamento em aterros

É absolutamente essencial determinar (ou, pelo menos, estimar) o volume de despejos, a capacidade de produção, e as propriedades físicas, químicas e de engenharia (desempenho). Essas informações são exigidas pela RCRA e são necessárias para calcular as demandas de espaço, estimar as demandas de cobertura ou revestimento (se existirem), determinar as necessidades de recursos humanos e equipamentos, e planejar a seqüência e o método de lançamento ou descarregamento (Duvel, Jr., 1979).

É especialmente importante definir os riscos de explosão, corrosão, reações químicas, toxidez e volatilização, associados com os resíduos, conforme definidos pelos regulamentos da RCRA Sect. 3001 (43 Fed. Reg., Dec 18, 1978, p. 58954). Esses riscos são geralmente de uma natureza imediata e são relativamente fáceis de determinar. O Dispositivo (Sect.) 3004 propõe regras proibitivas, com exceções em intervalos específicos, o despejo de resíduos inflamáveis, reativos e voláteis, e líquidos, semi-sólidos e lamas. Os resíduos não devem ser incompatíveis, isto é, tornarem-se explosivos, corrosivos, reativos ou tóxicos ou liberar fumos e gases ou vapores quando misturados (Duvel, Jr., 1979).

Sob uma perspectiva de engenharia, a questão importante é se o resíduo material pode ser movido convenientemente com equipamento convencional de remoção de solo, tipo escavadoras ("bulldozer"), motoniveladoras ("grader") ou carregadores ("loader"). Se não for possível, as propriedades dos resíduos devem ser modificadas por operações que incluem: desumidificação, mistura com absorventes secos (tipo cinzas volantes ou solo), fixação química ou alguma combinação dessas atividades. Se os resíduos não estiverem completamente secos quando lançados, devera ser trabalhável e estável após ser seco e /ou misturado com outros materiais no local. Um ensaio normalmente conveniente para avaliar a trabalhabilidade total e o "Teste de consistência" ("SLUMP TEST" - ASTM test C-143-74) usado para misturas de concreto em obras de construção civil (Duvel, Jr., 1979).

Os resíduos de aterros devem apresentar estabilidade em longo prazo. Em geral, e recomendável determinar as propriedades físicas, químicas e de desempenho listadas na Tabela 2.10. A maioria dos casos não requer que todas as propriedades sejam determinadas, porém, esse tipo de informação é geralmente útil para determinar a capacidade de compactação, a resistência a cargas de compressão e a estabilidade da inclinação (adaptado de Duvel, Jr., 1979).

5.3.4.3 -CRITÉRIOS DE SELEÇÃO DE LOCAL PARA ATERROS DE RESÍDUOS PERIGOSOS

As duas instancias gerais para os critérios de seleção de um local são: 1º) uma nova instalação de lançamento ou aterramento em conjunto com uma nova planta de processo químico industrial (ou fonte de resíduos sólidos), e 2º) uma instalação nova ou expandida associada com uma unidade fabril existente. Para novas unidades fabris, é essencial para a localização a análise de alguns fatores, como por exemplo, a disponibilidade de água, matérias-primas e transporte. Para plantas de processo industrial existentes, a localização é essencialmente predeterminada porque as condições estão fixadas (Duvel, Jr., 1979).

Existem quatro categorias abrangentes de critérios que influenciam a escolha do local: 1º) engenharia; 2º) ambiental; 3º) jurídica reguladora e política e 4º) econômica. Alguns critérios são fixos e outros são flexíveis. Os critérios fixos indicam falhas, defeitos, imperfeições ou inadequações que absolutamente eliminam alguns locais. Os critérios flexíveis podem ser aplicados mais folgadoamente e são usados para classificar locais alternativos. A Tabela 8.4 relaciona os critérios genéricos para a seleção do local do aterro. Os critérios fixos especificamente mencionados nas regras do RCRA estão listados na Tabela 4.5. As exceções são permitidas, porém essas são muito limitadas e não serão aplicadas a maioria das situações (adaptado de Duvel, Jr., 1979).

As regras propostas (no RCRA) também incluem alguns critérios ocultos como, por exemplo, a Seção 250.45-2(b), requer que os solos com permeabilidade inferior a 1×10^{-4} cm/s sejam localizados abaixo do aterro. As regras propostas (no RCRA) aplicam-se igualmente para instalações novas e existentes de lançamento de descartes, sem qualquer privilegio. Portanto, muitos aterros existentes podem tornar-se ilegais da noite para o dia, por não atenderem aos critérios de localização oficiais. Uma atenção particular deve ser dada aos aspectos de segurança pública e aceitação política para a prospecção de locais de aterros. Selecionar um lugar para instalações de lançamento de resíduos perigosos e uma atividade de risco e especulativa, em face da opinião pública sobre locais inadequados (Duvel, Jr., 1979).

**TABELA 5.4 – CRITÉRIOS DE PROIBIÇÃO DE LOCAIS
PARA ATERROS DE RESÍDUOS PERIGOSOS –
ESPECIFICADOS PELOS REGULAMENTOS RCRA**

(Duvel, Jr., 1979)

1- Em zonas de falhas ativas (rachadura no solo)
2- Zonas sujeitas a inundações há 100 anos (2)
3-Em locais elevados – regiões montanhosas*
4-Zonas sujeitas a inundações há 500 anos
5- Em Pantanais*
6-Em habitat críticos*
7-Em zonas de recarga aquífera* (1)
8-Com 200 ft de propriedade para facilidades *
9-Há 500 ft de abastecimento publico, privado e de fontes de água para animais domésticos*
10- Em contato direto com águas navegáveis*
11-Com histórico de 5 ft de coluna de água*
Observações: * exceções permitidas 1- A área por onde ocorre o abastecimento do aquífero e chamada zona de recarga, que pode ser direta ou indireta. Zona de recarga direta: é aquela onde as águas da chuva se infiltram diretamente no aquífero, através de suas áreas de afloramento e fissuras de rochas sobrejacentes. Sendo assim, a recarga sempre e direta nos aquíferos livres, ocorrendo em toda a superfície acima do lençol freático. Zona de recarga indireta: são aquelas onde o reabastecimento do aquífero se da a partir da drenagem (filtração vertical) superficial das águas e do fluxo subterrâneo indireto, ao longo do pacote confinante sobrejacente, nas áreas onde a carga potenciométrica favorece os fluxos descendentes. 2- Aluvião - deposito de cascalho, areia e argila que as enxurradas formam junto as margens ou a foz dos rios.

TABELA 5.5 - CRITÉRIOS DE SELEÇÃO PARA LOCAIS DE DISPOSIÇÃO DE LIXO PERIGOSOS

(Duvel, Jr., 1979)

CRITÉRIOS	OBSERVAÇÕES
ENGENHARIA	
Espaço Físico	Deve ser grande o bastante para acomodar todo o lixo produzido durante a vida.
Proximidade	Deve estar tão perto quanto for possível das fontes geradoras de lixo a fim de minimizar os custos com transporte. Esses locais devem estar a aproximadamente 153 metros de distancia da fonte de água mais próxima, assim como, aproximadamente 60 metros dos limites da propriedade.
Acesso	Deve ser um acesso trafegável em qualquer época do ano, ter dimensão e estrutura ideal para resistir ao volume de carga, além de ter uma circulação mínima de outros automóveis.
Topografia	Deve minimizar ao movimento da terra
Geologia	Devem ser evitadas em áreas de terremoto, corredeiras, falhas, minas subjacentes, regiões com muita porosidade e cavidades líquidas.
Solo	Deve ter no mínimo 1,5 metros de solo entre a base do aterro e o lençol freático, forro da argila ou argila natural disponível para o forro, e uma cobertura final acessível.
MEIO AMBIENTE	
Águas Superficiais (rios, lagos, reservatórios, etc.)	Deve estar longe de uma planície aluvial por 100 anos. Deve ser fora da zona sujeita as inundações há 500 anos. Nenhum contato direto com águas navegáveis. Nenhum contato com áreas de terra úmida (mangue, pantanal e etc.)
Águas Subterrâneas	A base do aterro deve ser 1,5 metros acima da base das águas subterrâneas, deve evitar a fonte do lençol aquífero, deve evitar áreas subterrâneas onde a água brota.
Ar	O local deve minimizar impactos provocados pelas emissões gasosas e odores.
Ecologia Terrestre e Aquática	Deve evitar as áreas nativas, intactas (importantes para a propagação de espécies raras e em perigo) e os pantanais, mangues, áreas úmidas e etc.
Ruídos	Deve ser mínimo o ruído de tráfego de caminhões e máquinas em operação.
Uso do Solo	Devem ser evitadas áreas de interesse arqueológico, histórico e paleontológico.
LEGÍTIMO / PÚBLICO	
Legítimo / Regulatório	Considerar: RCRA e o estado são os requerentes das licenças; não negligenciar os locais regulamentados para o zoneamento, licenças de controle da erosão e a outras documentações similares.
Público / Político	O Local deve ganhar a aceitação dos governantes eleitos e dos grupos de interesse local (clube para praticantes de esporte, clube de serra, fundações de defesa ambiental, etc.)
ECONOMIA	
Aquisição de Propriedade	Considerar o custo da terra real acrescido de custos relacionados com advogados e corretores.
Desenvolvimento Local	Deve-se considerar a escavação, posição, o forro, estradas novas e outros custos para o desenvolvimento.
Custos Anuais	Considerar fixos um elevado custo anual e um baixo custo operacional versus fixos um baixo custo anual e um elevado custo operacional. Muitas das operações desenvolvidas no aterro são sistemas de baixo capital e de elevado custo operacional.
Valor Recuperado	Não considerar o valor recuperado, porque o local de disposição final de lixo perigoso provavelmente não será uma vantagem.

5.3.4.4 - INVESTIGAÇÃO PRELIMINAR DO LOCAL PARA O ATERRO

O projeto de um aterro inicia-se pelo estudo do local adequado. Tipicamente, o projetista deve revisar mapas topográficos, geológicos e de pesquisa (mineral) do solo, fotografias aéreas, experiência local, e mapeamento individual dos sítios potenciais. A maioria dessas fontes está disponível, possibilitando desenvolver uma investigação do campo e um plano conceitual do local (Duvel, Jr., 1979).

O mapeamento do local dos lançamentos de rejeitos é útil para o planejamento e projeto e auxilia no preparo dos desenhos da construção e é necessário para integrar os pedidos de licenciamento. Os mapas gerais do local devem ser elaborados numa escala de 1 in. (2,54 cm) = 400 ft (12192 cm) ou maior, dependendo do tamanho do sítio. Secoes-retas e desenhos de projeto detalhados devem ser preparados numa escala de 1 in. (2,54cm) = 100 ft (3048 cm) ou maior, com 2-ft ou 5-ft de intervalos de contorno, quando apropriados. O mapa do local deve mostrar todos os seus fatores relevantes ou aqueles próximos ao sítio, conforme a Tabela 2.12 (Duvel, Jr., 1979).

Uma visita ao sítio deve ser realizada para verificar as condições descritas na literatura de apoio e para observar detalhes adicionais do local. O reconhecimento do lugar inclui caminhar pela área toda, observar a cobertura vegetal, tipos de solos (rochosos, arenosos, argilosos, etc.), afloramentos rochosos, nascentes e infiltrações, quantidades de água escoando, inclinações, elevações e outros aspectos necessários para uma avaliação completa. As observações devem ser anotadas nos mapas do local visitado (Duvel, Jr., 1979).

FIGURA 5.7 – EXEMPLOS DE RESÍDUO PERIGOSOS

(http://2.bp.blogspot.com/_BzMNeETTyM/SFRv40Qw_YI/AAAAAAAAAL4/b8SW5rwAKJs/s320/res%C3%ADduos+perigosos.jpg, 2010)



5.4 – ASPECTOS LEGAIS DOS DEPÓSITOS DE REJEITOS RADIOATIVOS

No caso dos Depósitos de Rejeitos Radioativos, por serem tão ou mais perigosos quanto os rejeitos industriais perigosos não-radioativos, há uma série de leis e regulamentos que os definem.

Vale destacar a importância da Lei 10.308/2001, que dispõe sobre a seleção de locais, a construção, o licenciamento, a operação, a fiscalização, os custos, a indenização, a responsabilidade civil e as garantias referentes aos depósitos de rejeitos radioativos, e dá outras providências. Do mesmo grau de importância, existe o Decreto 5.935/2006, que promulga a Convenção Conjunta para o Gerenciamento Seguro de Combustível Nuclear Usado e dos Rejeitos Radioativos.

Tanto a Lei 10.308/2001 quanto o Decreto 5.935/2006 estão presentes em Anexo neste trabalho. Além destas regulamentações legais, é preciso ainda destacar que existem outras inúmeras normas, algumas expedidas pela própria CNEN, que podem ser acessadas no site da mesma (www.cnen.gov.br).

É mister ainda ressaltar que a questão nuclear é um assunto de interesse nacional, estando regulada inclusive pela Constituição, que afirma que compete à União explorar os serviços e instalações nucleares de qualquer natureza e exercer monopólio estatal sobre a pesquisa, a lavra, o enriquecimento e reprocessamento, a industrialização e o comércio de minérios nucleares e seus derivados, atendidos os seguintes princípios e condições (Constituição):

- a) toda atividade nuclear em território nacional somente será admitida para fins pacíficos e mediante aprovação do Congresso Nacional;
- b) sob regime de permissão, são autorizadas a comercialização e a utilização de radioisótopos para a pesquisa e usos médicos, agrícolas e industriais;
- c) sob regime de permissão, são autorizadas a produção, comercialização e utilização de radioisótopos de meia-vida igual ou inferior a duas horas;
- d) a responsabilidade civil por danos nucleares independe da existência de culpa.

A Constituição ainda diz que compete privativamente à União legislar sobre atividades nucleares de qualquer natureza; que é da competência exclusiva do Congresso Nacional aprovar iniciativas do Poder Executivo referentes a atividades nucleares; e que constituem monopólio da União a pesquisa, a lavra, o enriquecimento, o reprocessamento, a industrialização e o comércio de minérios e minerais nucleares e seus derivados, com exceção dos radioisótopos cuja produção, comercialização e utilização poderão ser autorizadas sob regime de permissão.

A preocupação com as instalações nucleares também se manifesta na Constituição, que estabelece que as usinas que operem com reator nuclear deverão ter sua localização definida em lei federal, sem o que não poderão ser instaladas. Outro assunto abordado é o transporte e a utilização de materiais radioativos, onde se afirma que “a lei disporá sobre o transporte e a utilização de materiais radioativos no território nacional”.

A Constituição também define que ao Sistema Único de Saúde compete, além de outras atribuições, nos termos da lei, participar do controle e fiscalização da produção, transporte, guarda e utilização de substâncias e produtos radioativos.

Outra característica importante da legislação, em especial da Lei 10.308, é que ela classifica três tipos de depósito:

- 1) Os iniciais, onde os rejeitos ficam provisoriamente próximo ou no próprio local onde é gerado o rejeito, até sua remoção para um depósito intermediário ou final;
- 2) Os intermediários, onde os rejeitos ficam aguardando até que surja uma destinação final para os mesmos;
- 3) Os finais, onde eles permanecem em definitivo, salvo a existência de uma motivação econômica que reconsidere o caráter definitivo do depósito.

FIGURA 5.8 – DEPÓSITO INICIAL DO IEN

(<http://www.ien.gov.br/fotos/rejeitos.jpg>, 2010)



5.5 – NATUREZA E FUNÇÃO DAS BARREIRAS DE ENGENHARIA

Como um local ideal, sob o ponto de vista ambiental, nem sempre está disponível, é necessário incluir no projeto conceitual do repositório alguns parâmetros de proteção adicionais que são denominados barreiras artificiais ou barreiras de engenharia, idealizadas e construídas com o objetivo principal de evitar, minimizar ou retardar, tanto quanto possível, a migração dos radionuclídeos contidos no rejeito, para o meio ambiente circunvizinho. Estas barreiras são projetadas em conformidade com as características naturais do local selecionado, de modo que, a eficiência da contenção dos radionuclídeos seja máxima possível, no que diz respeito à proteção do homem e das outras espécies vivas (RADUAN, 1994).

As barreiras de engenharia podem ser agrupadas dentro de duas categorias principais que são: (1) barreiras físicas para prevenir a intrusão de água, animais escavadores e raízes profundas das plantas próximas ao local do repositório; e (2) barreiras químicas que servem para restringir o movimento dos radionuclídeos pela adsorção e troca iônica uma vez que radionuclídeos solúveis sejam liberados do rejeito. O uso combinado de vários tipos de barreiras obviamente proporciona a retenção mais eficiente de radionuclídeos (RADUAN, 1994).

Entre o rejeito radioativo e o solo hospedeiro, o número de barreiras vai depender do próprio rejeito e do tipo de solo. São itens interdependentes. Os componentes utilizados na concepção e projeto do repositório, devem confinar, tanto quanto possível, os radionuclídeos no repositório por um período de tempo necessário até o decaimento da radioatividade a níveis aceitáveis. Isto pode levar centenas de anos, ou seja, durante todo o período do controle institucional. O tempo mínimo que se propõe para a durabilidade de um repositório superficial é de 300 anos (considerando que o tempo de meia vida do radionuclídeos contidos no rejeito seja inferior a 31 anos) (RADUAN, 1994).

TABELA 5.6 – BARREIRAS DE ENGENHARIA

(adaptado de RADUAN, 1994)

TIPO DE BARREIRA DE ENGENHARIA	FUNÇÃO	MATERIAL UTILIZADO
Matriz e Imobilização	Solidificar os Rejeitos	Cimento, betume e polímeros
Material de Embalagem	Contenção (para transporte, inclusive)	Metal e concreto armado
Material de Preenchimento	Imobilizar os embalados Estabilizar aberturas subterrâneas Impedir o acesso da água subterrânea Impedir a liberação ou transporte dos radionuclídeos	Concreto, argila, areia e solo

O tempo de vida do sistema de barreiras de engenharia usado para conter o rejeito radioativo afeta significativamente a confiabilidade do repositório, pois a confiabilidade é uma função decrescente com o tempo, aproximando-se de zero quando o tempo tende ao infinito. Para contenção de rejeito de alta atividade, segundo Ananda e Singh (1999), dois tipos de projetos são considerados para sistema de barreiras de engenharia: sistema de barreira simples e sistema de barreiras múltiplas (AGUIAR, 2008).

A avaliação de risco do repositório pode prover informações importantes para a escolha das barreiras. O crucial para esta escolha é a escala de tempo na qual a barreira deve funcionar. Segundo a AIEA (IAEA, 2001b), pode ser da ordem de centenas de anos (AGUIAR, 2008).

As barreiras de contenção relacionadas à construção do repositório, podem estar associadas às características naturais do local, por exemplo tipo de solo e profundidade do lençol freático como também às estruturas artificiais, consideradas no projeto conceitual (RADUAN, 1994).

As barreiras de engenharia são utilizadas para reduzir a infiltração da água, os processos de erosão ou intrusão de plantas e animais, impedindo desta maneira o escape de material radioativo para fora do repositório. A seguir são descritos os materiais mais empregados que podem ser usados separadamente ou combinados para fornecer um nível de segurança maior (RADUAN, 1994):

5.5.1 – Pisos e paredes

Os repositórios de superfície são arquitetados, na sua grande maioria, conforme a topografia, resistência e grau de contenção desejados e tem geralmente a forma de uma piscina. O concreto armado é o material mais aplicado neste tipo de construções. Naturalmente o concreto pode ser confeccionado com diversos tipos de cimento e composições modificadoras com o intuito de modificar suas propriedades físico-químicas, estas propriedades, no concreto solidificado, favorecem a "impermeabilidade" do repositório, isto é, isolam-no da biosfera hospedeira (RADUAN, 1994).

A durabilidade do concreto pode ser afetada por ambientes com teores de sulfatos muito altos ou outros tipos de intempéries. Para aumentar o poder de contenção os pisos e paredes de um repositório de superfície podem ser revestidos interna e externamente com materiais impermeabilizantes como betume ou polímeros (RADUAN, 1994).

5.5.2 – Material de preenchimento

Após terem sido colocados os embalados na contenção do repositório, os espaços vazios são preenchidos com algum tipo de material. Os materiais mais usados são as argamassas de cimento, concreto, argila ou materiais de escavação selecionados. O objetivo de se usar material de preenchimento é imobilizar os embalados e formar do repositório um monolito estável. A argila, quando usada fornece, além das propriedades citadas, maior estabilidade química porque pode reter os radionuclídeos solúveis que por ventura possam escapar dos embalados (RADUAN, 1994).

5.5.3 – Coberturas ou selos

As coberturas ou selos, que fecham o repositório podem ser construídos com diferentes tipos de materiais: argilas, concreto armado, betume, materiais plásticos ou ainda uma combinação dos mesmos (RADUAN, 1994).

• Argilas

As argilas, pela variedade existente, podem ser consideradas como misturas de materiais argilosos e seus tipos se diferenciam pelas unidades estruturais, pela quantidade de água de constituição e pela relação alumina-sílica (RADUAN, 1994).

A condutividade hidráulica das argilas é aproximadamente 10^{-9} a 10^{-6} cm/s, significando que o movimento da água na argila não excede, em média, alguns centímetros por ano (RADUAN, 1994).

As argilas podem ser usadas para: impermeabilização de estruturas, estabilização de poços, preenchimento de fissuras, preenchimento de espaços vazios entre embalados etc. Nem só suas propriedades físicas como plasticidade e permeabilidade são importantes mas características químicas como poder de troca-iônica e sorção são fundamentais (RADUAN, 1994).

As argilas mais indicadas para repositórios são a illita, clorita, esmectita, vermiculita e caulinita que diferem entre si pelas propriedades de troca de cátions, cargas residuais superficiais e composição catiônica interlaminar (RADUAN, 1994).

Entre os cátions alcalinos a energia de retenção na argila é $Cs^+ > Rb^+ > K^+ > Na^+ > Li^+$ e para os alcalinos terrosos é $Ba^{2+} > Sr^{2+} > Ca^{2+} > Mg^{2+}$. A energia de adsorção das argilas é avaliada pela facilidade de substituição, maior ou menor, dos cátions em solução pelos cátions de troca (RADUAN,

1994).

Nos solos as reações de adsorção das argilas são mais comuns que propriamente as de troca-iônica. Esta adsorção se processa por adição. As argilas como material de cobertura normalmente são colocadas com uma leve inclinação sobre os módulos de disposição, de maneira a permitir o escoamento da água de chuva para fora do repositório (RADUAN, 1994).

Sobre a camada superior de argila, em cima do repositório, coloca-se uma cobertura final com a terra do local, que deve ser nivelada possibilitando a drenagem e a proteção da camada de argila colocada abaixo. Nesta camada pode ser plantadas espécies de gramíneas ou outras espécies de vegetais, para evitar processos erosivos que podem ocorrer após o fechamento dos módulos de disposição do repositório total (RADUAN, 1994).

• **Concreto**

O concreto quando usado como cobertura permite reduzir o poder de infiltração de água, a erosão, a intrusão de animais e da vegetação. A cobertura pode ser feita com concreto pré-moldado ou despejado sobre forma previamente preparada com dimensões algo maiores que as das instalação (RADUAN, 1994).

• **Betume**

O betume é um material orgânico composto por misturas coloidais complexas de hidrocarbonetos. É usado na área de engenharia civil em obras como rodovias, como impermeabilizantes de superfícies etc. Na construção de repositórios as suas características como hidrófugo, tampão e material de preenchimento são muito úteis (RADUAN, 1994).

O preenchimento periférico de um repositório de superfície pode ser feito com blocos pré-fabricados que podem ser aquecidos e usados durante a acomodação dos embalados ou usado como camada impermeabilizante sobre as coberturas e selos de concreto (RADUAN, 1994).

A estabilidade do betume à radiação, atmosferas corrosivas, ácidas ou alcalinas, é muito boa, bem como a permeabilidade à água é muito baixa, pois varia de 10^{-8} a 10^{-9} cm/s (RADUAN, 1994).

Uma das desvantagens é a degradação causada pela flora microbiana do meio ambiente. A ação microbiana é menor em betumes pesados (primeira destilação do petróleo) e nos betumes oxidados. No Brasil, porque possui um clima adequado à proliferação da microflora e porque ocorrem em certas épocas do ano temperaturas que podem exceder os 40 °C, o uso de betumes deve ser bastante controlado e adequadas as suas características físicas e químicas para a finalidade a que se destina (RADUAN, 1994).

• **Materiais plásticos**

Muitas membranas plásticas por exemplo polietileno, poliésteres e resina epóxi, são excelentes quando usadas como barreiras para impedir a penetração de água, porque a sua permeabilidade é extremamente baixa. Estes materiais podem ser selados à quente ou cimentados, para proporcionar uma cobertura contínua. A sua instalação deve ser feita cuidadosamente para prevenir furos, buracos e rasgos (RADUAN, 1994).

Sobre estes materiais pouco se sabe quanto a durabilidade quanto as condições de campo. A luz do sol, o oxigênio e os processos biológicos podem degradar estes materiais que também podem sofrer danos causados pelas plantas com raízes profundas ou pequenos animais escavadores (RADUAN, 1994).

• **Coberturas temporárias**

As coberturas temporárias, que são abrigos móveis ou rolantes, são eficientes em dias chuvosos para impedir a intrusão de água no interior das células de disposição, enquanto as operações de disposição estão sendo efetuadas. Como são móveis estas coberturas podem ser deslocadas de um local para outro, quando necessário. Estes dispositivos vem sendo usados com sucesso na França (RADUAN, 1994).

5.6 – DEPÓSITOS DE REJEITOS RADIOATIVOS

Finalmente, iremos abordar os depósitos e projetos de depósitos de rejeitos radioativos propriamente ditos. É importante recordar que eles estão basicamente divididos em depósitos superficiais, voltados mais especificamente para aqueles de baixa ou média atividade; e depósitos profundos, destinados aos rejeitos de alto nível de atividade.

5.6.1 – Depósitos superficiais

Conforme a IAEA, existem duas alternativas básicas de sistema para disposição superficial, que são: (1) Construção do repositório abaixo do nível da superfície do solo, por exemplo trincheiras, valas e poços; (2) Construção do repositório acima do nível do solo, por exemplo túmulos cobertos com terra ou estruturas especialmente construídas para este fim. A profundidade de disposição destas duas alternativas varia de 0 a 20 metros (RADUAN, 1994).

A disposição superficial e subsuperficial, consiste na colocação de embalados com rejeitos radioativos imobilizados na superfície do solo ou um pouco abaixo da mesma. Esta prática é adotada em alguns países como França, Estados Unidos e Canadá, entre outros, sendo que em alguns, esta opção é utilizada desde a década de 50 (RADUAN, 1994).

FIGURA 5.9 – PROPOSTA PARA DEPÓSITO DE REJEITOS DE BAIXA ATIVIDADE

(http://www.mhwmagazine.co.uk/LatestNews/Endecom_UK_Ltd_submits_plans_for_the_creation_of_a_low_level_radioactive_waste_disposal_site_-5673.html, 2010)



A tecnologia adotada para os rejeitos de baixa atividade consiste em armazená-los nos depósitos localizados em subsuperfície. Correspondem a trincheiras ou valas abertas no solo a pouca profundidade, cobertas posteriormente com mesmo material removido durante a escavação ou protegidas por camadas de concreto, para evitar o contato das plantas ou animais com os rejeitos e minimizar a infiltração da água (ENOKIHARA, 1983).

A Agência Internacional de Energia Atômica associa três fases ao tempo de vida de um Repositório Próximo à Superfície: fase pré-operacional (período de estudo de localização, projeto e construção), fase operacional (período de operação e fechamento) e fase pós-fechamento (qualquer atividade após o fechamento) (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 1999a,2002a).

De acordo com IAEA (1999a, 1999b), a deposição próxima à superfície requer uma supervisão contínua do local por um período após o fechamento do repositório (fase pós-fechamento). Neste período, a supervisão é um importante fator de segurança devido à existência de controles institucionais. Estes controles são classificados em controle ativo (vigilância, monitoração, manutenção e remediação) e controle passivo (controle do uso da terra e manutenção de registros). A segurança em longo prazo de repositórios próximos à superfície será alcançada pela combinação de características favoráveis do sítio, aspectos do projeto de engenharia, forma apropriada do rejeito, procedimentos operacionais e controle institucional (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 1999a).

Na fase pós-fechamento a duração deste controle institucional pode ser de poucas centenas de anos. Um dos critérios utilizados é considerar o tempo de controle institucional igual a dez meias-vidas de radionuclídeos tais como Cs-137 e Sr-90, o que corresponde a um período de 300 anos. Tais radionuclídeos são considerados de meias-vidas curtas, importantes em rejeitos de pequena e média atividade (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 2002).

O isolamento do rejeito de forma segura e efetiva depende do desempenho integrado do sistema de deposição. A contribuição relativa dos diferentes componentes do sistema para a segurança do repositório variará dependendo do tipo de deposição, da condição do sítio e do tempo desde o fechamento. Por esta razão, o requisito de aceitação do rejeito e o projeto das barreiras de engenharia são, usualmente, determinados especificamente para cada sítio e arranjo de deposição. Pela mesma razão, o requisito em pauta deve ser estabelecido com base na avaliação de segurança específica do sítio (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 1999a).

Os repositórios são projetados para operar combinando princípios de isolamento e contenção, considerando a longevidade da radioatividade dos rejeitos. A contenção envolve várias barreiras, das quais se espera que sejam capazes de conter o rejeito num período inicial, principalmente porque a atividade dos radionuclídeos de meia-vida curta é ainda alta (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em BRAGG e GERA, 2000). Apesar de os autores comentarem sobre a contenção do rejeito pelas barreiras num período inicial, não há informações sobre a extensão deste período (AGUIAR, 2008).

A disposição superficial é adequada aos rejeitos radioativos, sólidos ou solidificados de níveis baixo e médio contendo radionuclídeos com tempo de meia-vida curta (< 30 anos), possibilitando que a atividade contida neste rejeito decaia à níveis aceitáveis por um período de tempo de 300 a 500 anos (RADUAN, 1994).

A experiência obtida por países que utilizam a disposição superficial de rejeitos radioativos, culminou com a necessidade de obtenção de critérios técnicos e do desenvolvimento de metodologias para a execução da análise de segurança, necessários para a disposição segura dos rejeitos radioativos. Estes critérios foram elaborados pela Comissão Reguladora Nuclear dos Estados Unidos (Nuclear Regulatory Commission - NRC) e pela Agência Internacional de Energia Atômica com as recomendações da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (International Commission on Radiological Protection - ICRP), e estão disponíveis facilmente (RADUAN, 1994).

Para assegurar o confinamento permanente dos rejeitos é imprescindível analisar as características do local que podem afetar o depósito.

O processo de seleção para um local varia consideravelmente, tendo em vista diversos fatores, tais como a geologia, geografia, hidrologia, meteorologia, climatologia, ecologia, o cenário sócio-econômico do local e a política nuclear adotada (RADUAN, 1994).

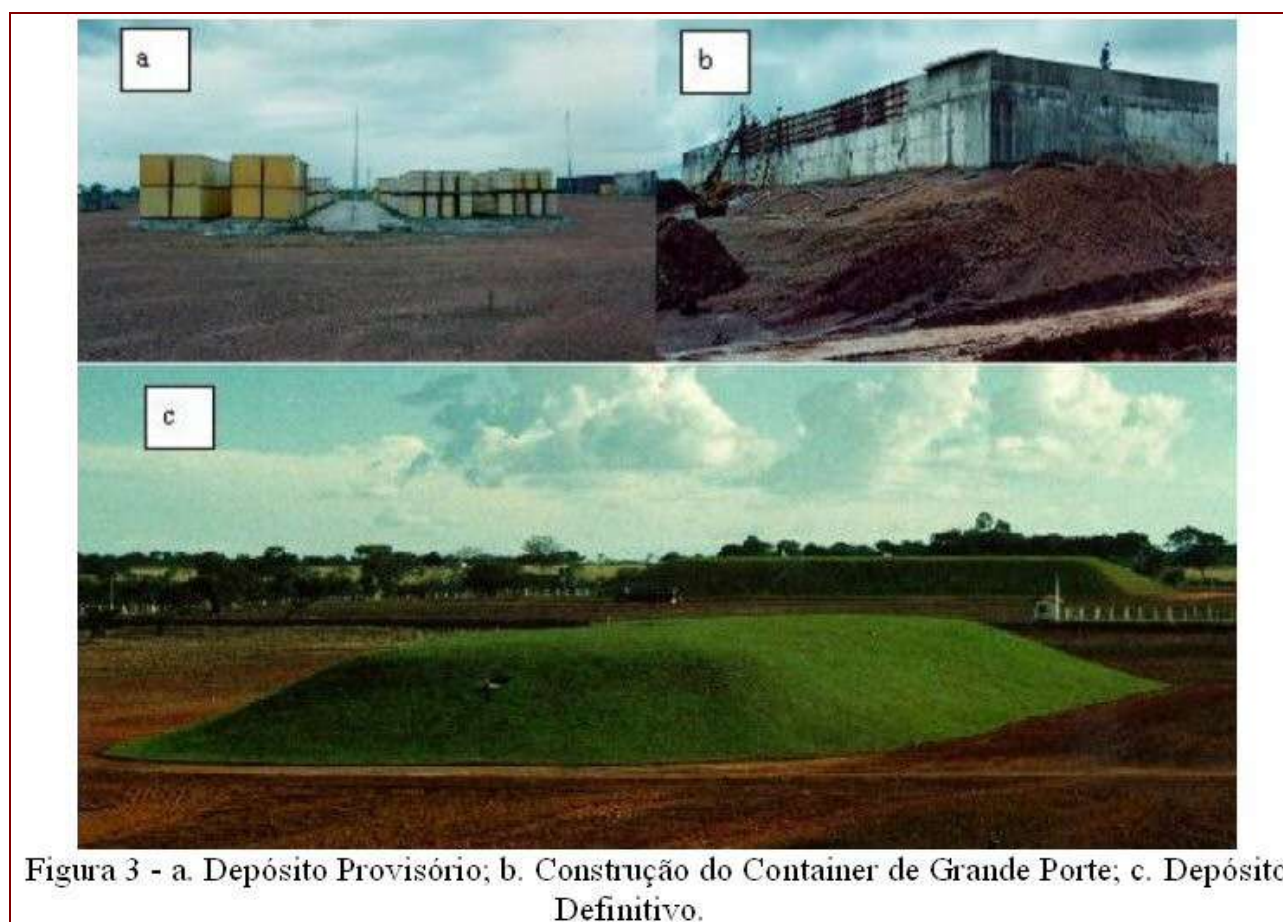
Os fatores ambientais, para a escolha de sítios investigados e avaliados são, geralmente, os mesmos para cada etapa do processo de seleção, mas a intensidade, detalhes e custos tornam-se progressivamente maiores em cada etapa consecutiva. A diferença entre as etapas se configura no nível de aprofundamento dos estudos, mais detalhados, além da inclusão de parâmetros adicionais típicos para cada passo. Por exemplo, na quarta etapa, quando se define os locais candidatos, são incluídos parâmetros relacionados ao projeto conceitual do repositório, estimativa preliminar de custo, cenários de liberação e estudo dos caminhos de migração de radionuclídeos e por fim exposição à radiação que não estão incluídos nas etapas anteriores (RADUAN, 1994).

A escolha de um sistema adequado deve considerar: o tipo de rejeito, sua quantidade e tipo de acondicionamento; as condições ambientais do local como geologia, hidrologia, climatologia e topografia além de aspectos sócio-econômicos. Estes aspectos, embora apresentem diferenças entre si, estão inter-relacionados de forma complexa, sendo necessária a análise conjunta dos mesmos. No entanto, a escolha de um sistema de disposição adequado considera em primeiro lugar o tipo de rejeito a ser disposto (RADUAN, 1994).

Os depósitos, que compreendem normalmente as valas ou trincheiras para o armazenamento de rejeitos de baixa atividade, são projetados para proporcionar máxima segurança e proteção aos operadores e à população contra os perigos de radiação durante as operações anormais em casos de acidentes, ou eventualmente nas operações normais. O confinamento integral dos rejeitos radioativos nos depósitos deve estar assegurado por um período de tempo suficiente para torná-los inofensivos (ENOKIHARA, 1983).

FIGURA 5.10 – FASES DA DEPOSIÇÃO DE RESÍDUOS RADIOATIVOS

(<http://www.biofisica.ufsc.br/arquivos/fg10.jpg>, 2010)



A segurança do sistema de deposição é determinada pelo desempenho de seus componentes individuais, forma e contenção do rejeito, barreiras de engenharia e barreiras naturais (ambiente hospedeiro). O material de preenchimento (backfill), as barreiras e as coberturas são projetados para desempenharem papel na prevenção de infiltração de água e de liberação de radionuclídeo do repositório para a biosfera (AGUIAR, 2008).

Entre os vários mecanismos pelos quais os radionuclídeos podem migrar ou ser expostos ao contato com o homem, podem ser citados: infiltração de água de superfície, intrusão de água subterrânea, subsequente migração de água contaminada, intrusão inadvertida e escape de gás radioativo. As barreiras de engenharia podem ser usadas como obstrução física e/ou química para prevenir ou retardar o movimento (migração) dos radionuclídeos (AGUIAR, 2008).

De modo geral, as características naturais de um sítio, cuidadosamente selecionado, podem garantir uma contenção adequada para os rejeitos. No entanto, a pouca disponibilidade de sítios ideais exige o auxílio de técnicas complementares para manter o equilíbrio das características do sítio (ENOKIHARA, 1983).

Antes da construção de qualquer repositório, deverá ser realizada uma avaliação de segurança sistemática tanto para o período de operação como para a fase de pós-fechamento (IAEA, 1999a). Esta avaliação é um processo interativo. Assim serão necessárias outras avaliações durante as fases pré-operacional, operacional e pós-fechamento, levando em conta os resultados obtidos da experiência e do monitoramento (AGUIAR, 2008).

A avaliação de segurança na fase pós-fechamento geralmente é realizada para prover confiança ao governo, ao órgão regulador, ao público em geral e aos profissionais da área técnico-científica. Seu objetivo é demonstrar que a instalação está localizada e construída para garantir a segurança das pessoas e para a proteção do meio ambiente por um longo período de tempo (AGUIAR, 2008).

A avaliação de segurança é um procedimento de avaliação de desempenho do sistema de deposição e, em particular, dos seus potenciais efeitos radiológicos na saúde humana e no meio ambiente (IAEA, 2003a). Os impactos radiológicos potenciais após o fechamento do repositório podem ser oriundos de processos graduais, como, por exemplo, degradação das barreiras e de eventos discretos que afetam o isolamento do rejeito (AGUIAR, 2008).

Como resultado de degradação progressiva das barreiras, pode ocorrer pequena liberação e transporte pela água subterrânea de frações remanescentes do material radioativo originalmente contido no rejeito. Esta consideração, geralmente, é utilizada para representar a evolução normal de um sistema de deposição. A migração de radionuclídeo através da água subterrânea é o caminho que apresenta maior probabilidade de ocorrência (AGUIAR, 2008).

Deve-se mostrar que o repositório deverá ser robusto e capaz de resistir aos efeitos de vários possíveis eventos e falhas. A robustez poderá ser alcançada por meio da implementação de técnica fundamentada e de princípios gerenciais que tendam a eliminar ou mitigar os efeitos das incertezas. No entanto, devido às incertezas inerentes à predição de eventos futuros, a garantia absoluta de atendimento aos critérios de segurança não poderá ser alcançada (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 1999a).

Um projeto robusto é aquele em que as características de desempenho são bastante insensíveis a variações no processo de fabricação, à variabilidade em condições ambientais de operação e à deterioração com o envelhecimento. Quando se considera a liberação líquida (Figura 1), a quantidade de água que entra no repositório e a quantidade de água que contacta o rejeito são elementos importantes na avaliação de segurança. A AIEA (IAEA, 2002, 2004b) classifica este cenário de infiltração de água como cenário de evolução normal ou cenário de referência, e a CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN, 1991) cita-o como um dos mecanismos de transporte mais significativos de liberação de radionuclídeos (AGUIAR, 2008).

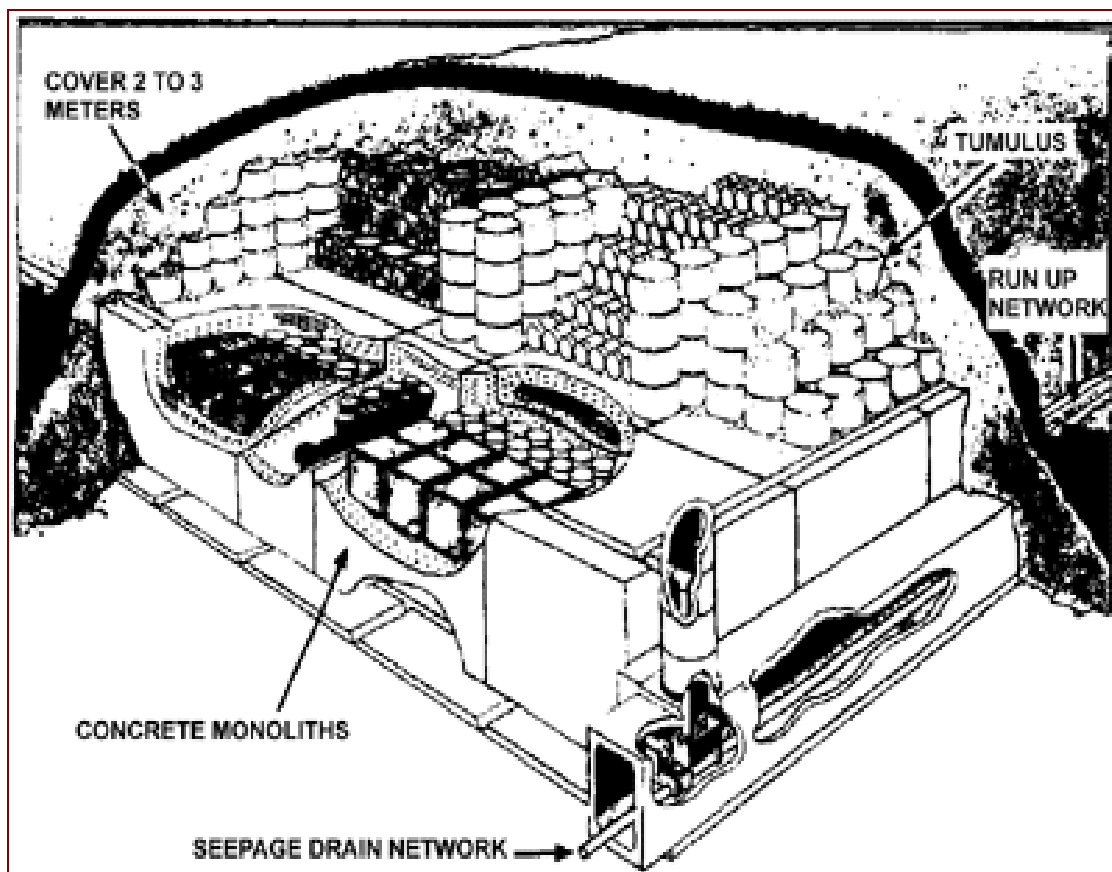
O gerenciamento de rejeito radioativo deve implementar medidas que garantirão a proteção da saúde humana e do meio ambiente em consonância com os princípios e exigências internacionais para gerenciamento de rejeitos radioativos e radioproteção. O gerenciamento deve cobrir todas as fases do repositório que envolvam ou possam resultar exposições a radiações (AGUIAR, 2008).

Na fase operacional, os requisitos para proteção radiológica e segurança de trabalhadores e da população são similares àqueles aplicáveis à instalações nas quais se manuseiam materiais radioativos. Para a fase de pós-fechamento, a segurança radiológica é estabelecida na forma de critérios de dose ou critério de risco ou ambos (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 1999a, 1999b).

Critérios de segurança para a fase de pós-fechamento devem prover o Princípio de Proteção de Gerações Futuras (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 1995a). Nessa fase, radionuclídeos podem ser liberados do repositório para o meio externo por um longo período de tempo. A taxa de liberação dependerá de eventos e processos que têm probabilidades de ocorrência associadas. Somado a isto, as condições futuras da biosfera, inevitavelmente, introduzirão incertezas que dificultarão a aplicação de padrões baseados unicamente em limitação de dose (Extraído de AGUIAR, 2008 e presente em IAEA, 1999a).

FIGURA 5.11 – ESBOÇO DE UM DEPÓSITO DE REJEITOS DE BAIXA ATIVIDADE

(<http://www.nea.fr/brief/brief-06.html>, 2010)



As características hidrológicas, como vimos, constituem os fatores essenciais para a aceitabilidade de um determinado sítio. Quando elas não demonstram uma segurança adequada para os rejeitos, são utilizados sistemas adicionais para impedir as eventuais infiltrações das águas das chuvas e são requeridos também bons sistemas de drenagem que serão dotados de canaletas circundantes de material impermeável, que conduzirão as águas para fora do local de armazenamento (ENOKIHARA, 1983).

São previstos sistemas de drenagem e bombeamento das águas de forma a evitar ao máximo, o contato da água com os recipientes contendo os rejeitos. As águas drenadas são conduzidas a um depósito coletor onde são analisadas e posteriormente evacuadas (ENOKIHARA, 1983).

A filosofia atual de disposição dá mais valor a um produto final (embalado) com características rigidamente controladas para qualquer tipo de repositório que venha a ser usado, embora os materiais para a construção do repositório devam ser de alta qualidade (RADUAN, 1994).

A seguir estão descritos os tipos principais de repositórios de superfície e subsuperfície, adotados em diferentes países que desenvolvem atividades nucleares geradoras de rejeitos radioativos:

5.6.1.1 – Trincheiras simples

A colocação de rejeitos radioativos em trincheiras simples, ou seja, sem barreiras de engenharia, foi a prática de disposição usada no início da era nuclear, principalmente nos Estados Unidos e no Reino Unido (ROBERTS, 1990 e presente em RADUAN, 1994).

Quando a disposição é feita em trincheira simples, o rejeito é acondicionado em tambores metálicos e após sua colocação são cobertos por uma camada de solo, de maneira que não haja espaços sem preenchimento entre os mesmos. O sucesso deste tipo de disposição depende da capacidade que o sistema tem de prevenir a mobilidade e a migração de radionuclídeos, tanto no solo como na água. O tempo de contato entre o radionuclídeo e a água de percolação e/ou subterrânea deve ser o menor possível e isto é relativamente fácil de se obter em regiões com índice pluviométrico baixo e com solos permeáveis. A capacidade de sorção dos materiais componentes dos solos é outra característica que contribui para a retenção de radionuclídeos no local da disposição. Este sistema de disposição é usado principalmente nos Estados Unidos, Canadá e Reino Unido (IAEA, 1992 e presente em RADUAN, 1994).

5.6.1.2 – Repositórios com barreiras de engenharia

A tendência atual no mundo é a utilização e melhoria da qualidade das barreiras de engenharia, proporcionando melhor retenção dos radionuclídeos no repositório. Dessa maneira, vários repositórios de superfície, atualmente em operação, estão sendo equipados com barreiras de engenharia por exemplo revestimentos de concreto e sistemas de drenagem para o controle da água de infiltração (ROBERTS, 1990 e presente em RADUAN, 1994).

Os rejeitos dispostos nestes tipos de repositórios são imobilizados e embalados em tambores metálicos de 200 litros ou embalagens de metal ou concreto maiores e podem ser isolados em monolitos de concreto de vários tamanhos. Normalmente este tipo de repositório é construído no subsolo, na zona sub-saturada, acima da superfície piezométrica, embora em países como o Japão e Índia exista a proposta de instalar o repositório na zona saturada, abaixo da superfície piezométrica (IAEA, 1993 e presente em RADUAN, 1994).

5.6.1.3 – Repositórios de subsuperfície

Alguns países como Suécia, Finlândia e Alemanha, adotam como filosofia, a disposição de rejeitos radioativos, seja de baixo ou médio nível de atividade, em instalações construídas em fendas geológicas, em cavernas ou minas abandonadas, em profundidades que variam de poucas dezenas a centenas de metros. Obviamente esta alternativa de disposição oferece um isolamento maior entre a biosfera e o rejeito, mas apresenta um custo muito grande comparado com aquele da disposição superficial. Esse tipo de disposição é intermediário entre a disposição superficial e a disposição feita em formações geológicas profundas, adequadas ao isolamento de rejeitos de nível alto ou rejeitos contendo radionuclídeos com tempo de meia-vida longo, radionuclídeos transurânicos, etc. Alguns critérios de seleção e escolha de locais são semelhantes àqueles para a disposição superficial. Por enquanto, não é a opção brasileira. (RADUAN, 1994).

5.6.2 – Exemplos de repositórios

Nos Estados Unidos, existem vários depósitos em operação, tanto os depósitos comerciais como os administrados pelo Departamento de Energia. Nos depósitos de Oak Ridge, Tennessee, os rejeitos estão armazenados em trincheiras escavadas no folhelho intemperizado. Consiste de uma trincheira com 3 metros de profundidade por 4,5 metros de largura provida de uma cobertura de 15 cm de cascalho na base, que mostra leve inclinação de uma das extremidades para um pequeno reservatório, forrado com asfalto, e instalado para remover e amostrar a água através de bombeamento. Após o preenchimento da trincheira com os rejeitos misturados com o folhelho removidos da escavação, o topo é compactado e coberto com uma camada de 2,5 cm canposta de asfalto e cascalho (ENOKIHARA, 1983).

Na Alemanha, os rejeitos de baixa atividade foram armazenados em uma mina de sal gema em Asse, a qual deixou de ser economicamente explorada em 1964. No seu interior, existem cerca de 100 câmaras com dimensões médias de 60 metros de comprimento, 40 metros de largura e 15 metros de altura, distribuídas em níveis que vão de 490 a 800 metros de profundidade. Nessa última, são armazenados os tambores com rejeitos sólidos de baixa atividade. A manipulação dos tambores é feita por meio de guindastes especiais, e os tambores são empilhados por trás de blocos de concreto. Durante as operações não ocorreram problemas de exposições das pessoas à radiação, como também não houve contaminação da mina. Nesse sentido, foram tomadas precauções para que os túneis de acesso tenham o piso recoberto com material plástico para facilitar uma eventual necessidade de descontaminação (ARRUDA, 1974 e presente em ENOKIHARA, 1983).

A mina de sal de Asse, localizada em um diapirito salino na Baixa Saxônia, Alemanha, foi explorada de 1908 à 1964, para a produção de hidróxido de potássio e sal gema. Quando sua exploração foi encerrada, a mina foi requisitada para a colocação de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis transformando-se no repositório piloto nacional com a proposta principal de ser um laboratório subterrâneo de pesquisas. Nesta mina, os locais para disposição de rejeitos de baixo nível foram grandes escavações feitas a 775, 750 e 700 metros abaixo da superfície do solo e foram seladas com sal gema triturado, depois que a sua capacidade de disposição ter sido esgotada. Para os rejeitos de nível médio usou-se uma caverna a aproximadamente 500 metros abaixo da superfície do solo. Entre os anos de 1967 e 1978 foram dispostos, nesta mina, 124.000 recipientes contendo rejeitos de nível baixo e 1300 tambores contendo rejeitos de nível médio. Depois deste período, não foi colocado mais nenhum embalado e as atividades da mina ficaram restritas a experimentos sobre os efeitos do calor gerado por rejeitos de níveis alto e médio como o sal gema, por causa, principalmente, do repositório de Gorleben, planejado para ser construído em domo salino (RADUAN, 1994).

FIGURA 5.12 – DEPÓSITO RADIOATIVO LOCALIZADO NA MINA DE SAL EM ASSE – ALEMANHA

(<http://www.iaea.org/NewsCenter/News/2009/fr09.html>, 2010)



Para a disposição de rejeitos de níveis baixo e médio está sendo planejada a construção de um repositório, em escala comercial, na antiga mina de ferro de Konrad (RADUAN, 1994).

O repositório de Konrad, também na Baixa Saxônia, Alemanha, é uma antiga mina de ferro, localizada em rocha sedimentar coberta por várias camadas de formação argilosa, agindo como barreiras suplementares. Este repositório está sendo projetado para receber 650000 m³ de rejeitos radioativos. Os rejeitos serão empilhados em galerias construídas em série, capazes de receber grandes quantidades de embalado. Estas galerias estão localizadas ao longo de uma plataforma inclinada, entre 1300 e 850 metros abaixo da superfície do solo. As galerias que conterão os tambores com rejeitos ou componentes contaminados serão preenchidas e seladas, assim como o restante da mina, no final do período operacional (RADUAN, 1994).

No Brasil, a CNEM está desenvolvendo, em parceria com a Eletronuclear, um depósito intermediário/final, cujo protótipo deverá estar construído até 2013 (antes do término de Angra 3). Essa tecnologia é garantida por centenas de anos, mas acredita-se que possa ser garantida por mais de quinhentos anos, o que será demonstrado com os estudos a serem realizados com o protótipo. (ALMEIDA, 2007)

Deve-se ressaltar que a maior parte dos repositórios para rejeitos de nível baixo e intermediário de atividade são superficiais ou subsuperficiais. Nestes 50 anos de atividades, os conhecimentos sobre estes dois tipos de repositórios deram subsídios técnicos para a construção de outros com mais benefícios e custo mais baixo (RADUAN, 1994).

5.7 – ARMAZENAMENTO DE REJEITOS DE ALTA ATIVIDADE

Como ainda não existe um depósito final para os rejeitos de alta atividade operando no mundo, atualmente eles estão armazenados sob condições especiais e aguardando uma solução definitiva.

Os rejeitos líquidos de alta atividade são definidos como sendo os rejeitos aquosos originados das operações do primeiro ciclo de extração por solvente nas instalações para reprocessamento do combustível irradiado (ENVIRONMENTAL, 1976). Somente o ciclo do combustível envolvendo o reprocessamento dá origem aos rejeitos de alta atividade (ENOKIHARA, 1983).

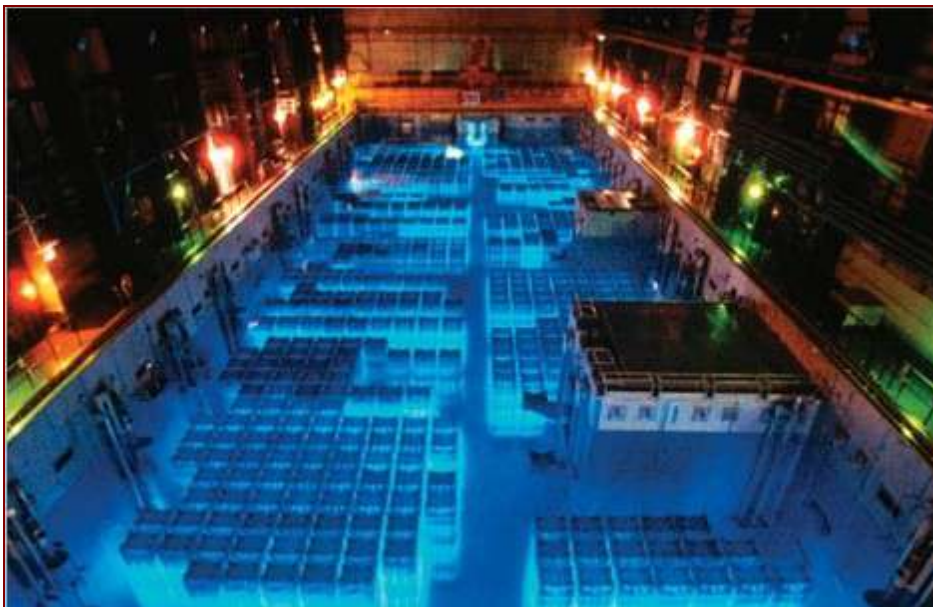
Os rejeitos de alta atividade contêm essencialmente todos os produtos de fissão não voláteis, elementos transurânicos e aproximadamente 0,5% de urânio e plutônio que se encontravam inicialmente no combustível irradiado. Dos vários tipos de rejeitos produzidos na reciclagem do urânio no ciclo do combustível, os rejeitos de alta atividade, apesar de constituírem uma pequena fração do volume total de rejeitos, requerem uma maior proteção e dissipação do calor para proporcionar uma máxima segurança durante a deposição no depósito (ENOKIHARA, 1983).

Os elementos combustíveis irradiados são retirados do reator por um sistema manual de transporte horizontal através de um canal de transferência. Posteriormente, são transferidos para o tanque de estocagem e, já na posição vertical, são colocados nas prateleiras de estocagem que os mantêm separados entre si. Devido à alta atividade dos elementos combustíveis irradiados, é necessário um espaçamento entre eles num tanque de água. A área de estocagem, portanto, varia de acordo com a quantidade de combustível a ser descarregado em cada reabastecimento, que normalmente num reator PWR são substituídos por 1/3 do combustível total (ENOKIHARA, 1983).

O principal objetivo da estocagem provisória é reduzir continuamente o calor gerado pelo decaimento radioativo, de modo a manter os recipientes a uma temperatura segura (inferior a 800°C). Há vários projetos de refrigeração, porém, o método mais comum é a estocagem dos recipientes em tanques de água que proporcionam proteção adequada para as pessoas envolvidas na operação, transferência de calor através da troca água/água, além de permitir um confinamento para os rejeitos sólidos que eventualmente venham a escapar dos recipientes (ENOKIHARA, 1983).

FIGURA 5.13 – TANQUE DE ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL IRRADIADO

(<http://www.energy-net.org/01NUKE/images/spentfuel.jpg>, 2010)



Os recipientes são estocados em tanques revestidos de aço inoxidável, preenchidos com água. O calor gerado pelo decaimento radioativo é transferido para a água do tanque e posteriormente liberado para a atmosfera através de torres de refrigeração. Os tanques de água são mantidos a temperatura aproximada de 66,72 °C em condições normais de operação (ENOKIHARA, 1983).

Os tanques de estocagem para os rejeitos de alta atividade sofreram considerável evolução desde

que foram utilizados na 2a. Guerra Mundial, em Hanford (EUA). Os conhecimentos destas instalações estão refletidos em alguns projetos de tanques de usinas comerciais em operação (adaptado de ENOKIHARA, 1983).

A maioria das usinas nucleares tiveram seus tanques de estocagem remodelados, de modo a aumentar a capacidade de armazenamento em até 3 vezes da capacidade original, utilizando-se de malhas de armazenamento compactadas (ENOKIHARA, 1983).

O sistema de estocagem, normalmente utilizado, consiste no armazenamento dos elementos combustíveis irradiados em tanques de água localizados próximo ao reator ou nas usinas de reprocessamento. A capacidade de estocagem nas usinas PWR de 1.000 MWe, normalmente varia de 100 a 250 toneladas de material pesado, enquanto que na unidade de reprocessamento, a capacidade desses tanques varia de acordo com as dimensões da usina. Nos Estados Unidos, a usina de reprocessamento de Barrwell, Carolina do Norte, possui tanques com capacidade para receber 360 toneladas e os da usina de Midwest, Illinois podem armazenar 90 toneladas de material pesado (ENOKIHARA, 1983).

As operações executadas nos tanques de estocagem são semelhantes tanto na usina nuclear como na usina de reprocessamento e consistem de: armazenamento, inspeção e controle dos materiais radioativos liberados dos elementos combustíveis danificados. Nos tanques de estocagem é gerada uma série de rejeitos radioativos compostos de materiais empregados na remoção da radioatividade introduzida na água dos tanques pelo combustível irradiado. Incluem-se também, as resinas de troca iônica e os filtros que foram empregados para manter a água límpida e descontaminar o ar que circula nas instalações dos tanques (ENOKIHARA, 1983).

Os tanques de água são os mais comuns para a estocagem dos elementos combustíveis irradiados. Além de proporcionar alta eficiência, a água dos tanques permite uma proteção adequada contra a radiação e um resfriamento dos materiais estocados. Geralmente, nesses tanques são estocados materiais danificados, resultantes das operações de manuseio dos elementos combustíveis (ENOKIHARA, 1983).

FIGURA 5.14 – ARMAZENAMENTO DE REJEITOS NA ELETRONUCLEAR

(http://www.eletronuclear.gov.br/meio_ambiente/index.php?idsecao=6&idcategoria=33, 2010)



A configuração dos tanques normalmente, é igual para todas as usinas nucleares. Tem formato retangular, com cerca de 9 a 18 metros de comprimento por 6 a 12 metros de largura e 12 metros de profundidade. Os tanques são construídos de concreto, revestidos com placas de aço inoxidável de espessura entre 0,47 a 0,64 centímetros (ENOKIHARA, 1983).

Em casos de acidentes são acionados os sistemas adicionais como as bombas, sistemas de fornecimento de água, e trocadores de calor, tão logo a água atinja a temperatura de ebulição. Para minimizar a corrosão dos recipientes de aço inoxidável e do revestimento do tanque durante a estocagem, deve-se manter a pureza da água através de sistemas de filtração e desmineralização. A

radioatividade liberada durante as operações pode resultar de falhas nos recipientes, nos tanques de estocagem, nos sistemas de refrigeração, de erros de operação e de consequências dos eventos externos, terremotos e furacões (ENOKIHARA, 1983).

Os projetos dos tanques de estocagem alcançaram grande desenvolvimento e demonstram alta eficiência quanto aos vazamentos e problemas operacionais. A dispersão acidental de rejeitos é minimizada pelo uso de pequenos tanques de estocagem que requerem um baixo inventário de rejeitos líquidos, reduzindo os riscos potenciais. Essas liberações são também evitadas através de sistemas adicionais de segurança. Os sistemas de refrigeração são projetados cuidadosamente para manter os rejeitos em baixa temperatura e para impedir a acumulação de concentrações indesejáveis de hidrogênio (ENOKIHARA, 1983).

Um dos projetos desenvolvidos nos EUA consiste de um tanque de aço inoxidável com uma abóbada de concreto e de aço inoxidável, providos de circuladores de ar e de uma espiral de refrigeração para a transferência de calor. Os tanques de estocagem correspondem a uma parte integral da usina e os seus efluentes são tratados juntamente com os da usina. Esses efluentes consistem, principalmente, de óxidos de nitrogênio resultantes da solução de ácido nítrico, alguns radionuclídeos voláteis e materiais gasosos composto de água, hidrogênio e oxigênio produzidos por radiólise (ENOKIHARA, 1983).

5.7.1 – Requisitos para a estocagem em tanques

a) Criticalidade

O conceito de criticalidade, que é uma consideração muito importante para a estocagem do combustível irradiado, envolve um sistema de rearranjo dos elementos combustíveis, para evitar uma reação em cadeia dos nêutrons (ENOKIHARA, 1983).

A dinâmica da reação em cadeia depende da quantidade relativa e da distribuição espacial dos materiais. Os materiais que merecem atenção são o ^{235}U e os materiais estruturais que absorvem os nêutrons e a água do tanque (ENOKIHARA, 1983).

b) Prateleiras

A maioria das prateleiras de um tanque de estocagem são feitas de aço inoxidável e alumínio e construídas de tal forma que permite um suporte seguro dos elementos combustíveis. As prateleiras têm, normalmente, de 4,3 a 4,5 metros de altura, sustentadas por 1 ou 2 bases. Elas permitem um espaçamento de 50,80 a 53,34 cm entre os centros dos combustíveis em um arranjo quadrado. A área destinada para cada conjunto combustível de 48,38 a 54,83 cm² é 51,6 a 58,05 cm², respectivamente (ENOKIHARA, 1983).

As prateleiras são projetadas de modo a assegurar uma refrigeração adequada ao combustível irradiado, através do fluxo de água no tanque. Para isso, é necessário um espaçamento suficiente para permitir a circulação natural da água em torno das prateleiras durante as condições normais ou anormais.

Nos projetos das prateleiras são considerados os fatores sísmicos para assegurar a operação contínua, mesmo durante a ocorrência desses eventos. As prateleiras devem permanecer intactas, na posição vertical e manter a distância entre os conjuntos combustíveis (ENOKIHARA, 1983).

c) Sistemas de refrigeração e purificação da água

Há algumas diferenças nos métodos de refrigeração dos tanques nas várias usinas, mas todas elas empregam sistemas basicamente similares ao que é descrito a seguir (ENOKIHARA, 1983):

A refrigeração, no tanque de elementos combustíveis consiste da circulação natural da água. A entrada do sistema de refrigeração está localizada no topo do tanque, assim como as bombas, para evitar a redução do nível de água quando há paralisação das operações normais. A água fria de retorno ao tanque é conduzida ao fundo através da circulação natural. Em casos normais, a temperatura máxima permissível da água é de aproximadamente 69,5 °C.

O sistema de purificação da água é, normalmente, incorporado ao sistema de refrigeração do tanque e toda a operação pode ser efetuada manualmente ou não. A finalidade do sistema é remover os vários tipos de contaminação que podem acumular-se no tanque.

Algumas fontes de contaminação da água compreende os produtos de fissão e os produtos de

ativação encontrados na superfície do combustível, as varetas de combustível danificadas e os resíduos provenientes da área de operação.

O sistema de purificação consiste de filtros e desmineralizadores. Os filtros removem as partículas da água do tanque e os desmineralizadores, os materiais dissolvidos. Esse sistema procura diminuir o nível de radioatividade e manter a água límpida para permitir a observação dos trabalhos efetuados sob a água.

d) Eventos sísmicos

No projeto de instalação de estocagem, em tanques, do combustível irradiado devem ser considerados as probabilidades de ocorrências de abalos sísmicos. Esse critério estabelece basicamente que, durante as operações anormais ocasionadas pelas atividades sísmicas, os conjuntos de elementos combustíveis estocados nos tanques não entrem em criticalidade (ENOKIHARA, 1983).

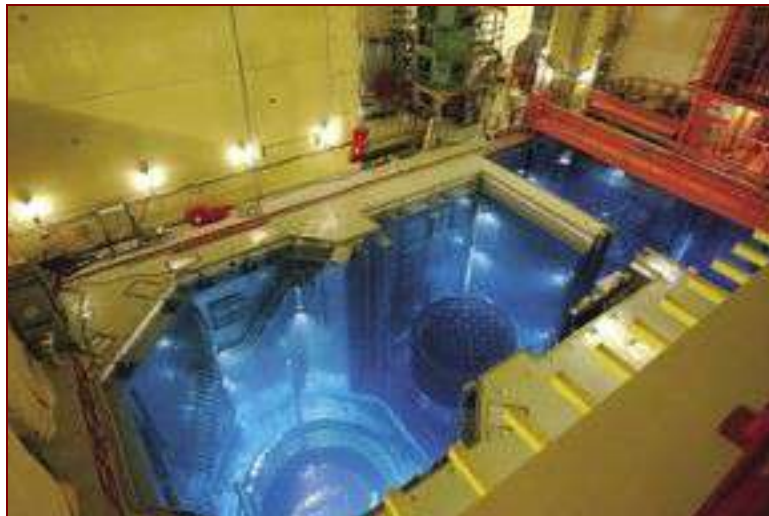
O funcionamento do sistema de refrigeração também não deve ser afetado, uma vez que é necessário manter os elementos combustíveis, na água, até a temperatura de 118°C (temperatura máxima permissível no tanque). Isto requer que o sistema projetado proporcione um suprimento contínuo de água para os tanques de estocagem (ENOKIHARA, 1983).

5.7.2 – A estocagem em tanques na Eletronuclear

O Brasil dispõe de reservatórios iniciais (piscinas) para Angra 1 e 2, e depósitos iniciais junto às usinas. A Eletronuclear planeja construir uma piscina adicional que garanta a estocagem por toda a vida útil das três usinas (ou seja, incluindo a Angra 3), ou mesmo períodos maiores (adaptado de ALMEIDA, 2007)

FIGURA 5.15 – PISCINA PARA RESFRIAMENTO DE REJEITOS RADIOATIVOS

(<http://www.ipen.br/conteudo/upload/200703141111190.rpfp13032007.jpg>, 2010)



5.8 – ARMAZENAMENTO NAS INSTALAÇÕES EM SUPERFÍCIE

O armazenamento nas piscinas de resfriamento (wet storage) podem estocar seguramente o combustível usado por toda a vida útil da usina. Depósitos a seco (dry storage) só podem ser utilizados após alguns anos, e são aplicados por questões de economia. É importante destacar que não existe nenhum registro de acidente com rejeitos de Alta Atividade no mundo (adaptado de ALMEIDA, 2007).

Tem sido proposta a estocagem provisória em superfície até que se encontre soluções para a deposição em formações geológicas. Os principais objetivos dessa instalação são (ENOKIHARA, 1983):

- Assegurar uma proteção adequada ao homem contra a radiação gerada pelos rejeitos solidificados.
- Assegurar uma operação segura da instalação além de permitir uma recuperação dos rejeitos em casos normais e acidentais.
- Assegurar uma proteção ao meio ambiente
- Proporcionar uma estocagem segura dos rejeitos por um período suficiente para que a radioatividade decaia a níveis não perigosos.

FIGURA 5.16 – DEPÓSITO DRY-STORAGE (REPÚBLICA TCHECA)

(http://www.cebri.org.br/pdf/417_pdf.pdf, 2010)



O rejeito é acondicionado em um recipiente de aço inoxidável selado dentro de um casco de aço-carbono, para estocagem. O casco é colocado dentro de uma blindagem de concreto mantendo uma distância aproximada de 15 a 30 cm entre o casco e a face interna da blindagem para permitir o fluxo do ar e remover o calor dos rejeitos. O conjunto todo, chamado de unidade de estocagem é colocado sobre um suporte de concreto e transportado para a área de estocagem ao ar livre. As instalações de estocagem provisória compreendem dois principais conjuntos: local de estocagem e edifício de recebimento e agrupamento dos cascos (ENOKIHARA, 1983).

O edifício de recebimento inclui as seguintes áreas (ENOKIHARA, 1983):

- Área de recebimento
- Área de testes e soldagem dos cascos
- Área de reunião das unidades de estocagem
- Corredor para transferência
- Área de suporte
- Área destinada a pessoas

Os recipientes de rejeito são retirados dos cascos em locais afastados da área de recebimento e, quando necessário, são descontaminados nas câmaras de pulverização. Os recipientes defeituosos são

colocados dentro de embalagens de aço carbono e selados temporariamente antes de serem transferidos para as unidades de testes e soldagem. A área de recebimento inclui um compartimento onde o recipiente de rejeito é introduzido em um casco de transferência (ENOKIHARA, 1983).

O edifício de agrupamento das unidades de estocagem é provido de equipamento de manuseio e fixação necessários para (ENOKIHARA, 1983):

- O recebimento das unidades de estocagem
- Reuni-los e inspecioná-los
- Facilitar os movimentos dessas unidades dentro do edifício
- Colocá-los em um veículo para transporte à área de estocagem.

A área de estocagem é subdividida em lotes para acomodar mil unidades de estocagem. Durante as operações normais da instalação de estocagem, podem ocorrer liberações contínuas de quantidades mínimas de radionuclídeos para o meio ambiente. A dose estimada para urna população humana situada em um raio de 80,45 metros é menor que 5×10^{-3} rem/pessoa/ano. Em casos de acidentes graves, provocados pela ruptura dos recipientes, a dose anual no corpo de um indivíduo a 1.000 metros da instalação, foi estimada em aproximadamente 85 mrem. No entanto, os recipientes como todos os constituintes da unidade de estocagem são projetados para evitar as possibilidades de ocorrência de tais eventos (ENOKIHARA, 1983).

5.9 – DEPÓSITOS EM CAMADAS GEOLÓGICAS PROFUNDAS

É sabido que alguns rejeitos necessitam de uma deposição geológica profunda para evitar problemas ao meio ambiente e à sociedade. Entre tais rejeitos, podemos destacar aqueles que participam do ciclo do combustível nuclear, incluindo o próprio combustível utilizado no processo de geração de energia (IEAE, 2009).

A segurança de um depósito geológico é baseada nos conceitos de defesa em profundidade e no isolamento, que é fornecido pelos efeitos combinados de múltiplas barreiras artificiais e naturais. No caso dos depósitos que trabalham com a possibilidade de reutilização dos resíduos, os riscos se tornam maiores pelo fato destas barreiras serem removíveis ou não existirem, e o sistema não ser tão vedado quanto o anterior (IEAE, 2009).

Algo que tem sido muito discutido pelos países membros da AIEA é a criação de depósitos de rejeitos que facilitem o reaproveitamento dos resíduos radioativos. Apesar de não existirem, até o presente momento, muitos estudos que explicitem a viabilidade técnica e econômica desta reutilização, tal possibilidade futura não pode ser descartada, principalmente devido aos riscos relacionados aos resíduos com alto nível de radioatividade e longa vida (IEAE, 2009).

A recuperação de resíduos pode ser facilitada de inúmeras maneiras, dependendo de uma série de fatores. Além das propriedades da rocha hospedeira, os aspectos específicos do projeto e o grau de enchimento e vedação das aberturas e as conexões com a superfície são altamente relevantes. Além disso, o tempo da ação, e o atraso entre a deposição de resíduos e sua recuperação também pode afetar a viabilidade e exequibilidade de recuperação. Certas características de projeto, como a contenção de resíduos de longa vida, são claramente benéficas. A intenção é que os pacotes continuem a ser facilmente recuperáveis, com o depósito permanecendo aberto (IEAE, 2009).

FIGURA 5.17 – TESTES SENDO REALIZADOS NO INTERIOR DA MONTANHA DE YUCCA

(<https://www.llnl.gov/str/April04/gifs/McCrightBox1.jpg>, 2010)



Há vários benefícios relacionados à criação de depósitos que facilitem a reutilização dos resíduos radioativos, e entre estes, podemos destacar a maior aceitação do público (que geralmente se simpatiza mais com projetos assim); a possibilidade de utilização futura dos resíduos; o reconhecimento da possibilidade de futuras tecnologias oferecerem melhores métodos para lidar com os resíduos; o fornecimento da capacidade do emprego de medidas corretivas nos casos necessários; a ajuda dada às gerações futuras para tomarem suas próprias decisões. Como malefício, podemos falar acerca dos riscos de manter um depósito que deve ser mantido aberto (IEAE, 2009).

Sendo assim, os países mais desenvolvidos em termos nucleares têm dado a devida importância aos projetos de depósitos que possibilitem a reutilização de tais rejeitos. Inclusive, alguns destes países já consideram isto uma obrigação legal para a aprovação de um projeto (IEAE, 2009).

5.9.1 – Considerações térmicas

Uma consideração importante no projeto de um depósito para resíduos de alta atividade é a gestão térmica dos resíduos, tendo em vista que eles costumam liberar uma grande quantidade de calor. Este é um fator determinante. O projeto deverá levar em conta a energia térmica dos resíduos, as características térmicas da rocha hospedeira, o espaçamento entre os resíduos, entre outros (IEAE, 2009).

Alguns estudos têm mostrado também uma clara vantagem no resfriamento dos resíduos a uma temperatura abaixo de 100°C antes da deposição. Os projetos de alguns países são caracterizados por rochas hospedeiras com boa condutividade térmica ou por um ativo sistema de resfriamento durante a fase de pré-fechamento do depósito ou durante a recuperação dos rejeitos, quando necessário (por exemplo, E.U.A. / RMS). Outros países estão considerando um tempo de armazenamento prolongado antes da deposição dos resíduos, resultando numa menor emissão de calor no depósito (por exemplo, Bélgica, França) (IEAE, 2009).

Para resíduos com baixa ou nenhuma produção térmica, as células de deposição dos resíduos podem ser grandes e com uma grande quantidade dos mesmos, proporcionando assim uma área de disposição mais compacta. Nesses casos, o tamanho da célula e o espaçamento entre os resíduos dependem principalmente do tipo de rocha hospedeira (IEAE, 2009).

5.9.2 – Pacotes de resíduos

Os pacotes de resíduos depositados formam um elemento integrado dentro do depósito. O pacote de resíduos, como uma barreira de engenharia, foi concebido para garantir a segurança operacional durante o armazenamento temporário e o transporte destes resíduos, fornecendo uma função de contenção por um longo prazo. A configuração dos pacotes varia de acordo com cada tipo de depósito e reflete as etapas e processos que são necessários para lidar de maneira segura com os resíduos (IEAE, 2009).

Os pacotes geralmente são cilíndricos para combustíveis irradiados e resíduos vitrificados, e podem ser cúbicos ou cilíndricos para resíduos com produção térmica baixa ou insignificante. A massa e o tamanho dos pacotes podem variar significativamente, variando de menos de 1 tonelada e 1,3 m de comprimento e 0,4 m de diâmetro para resíduos vitrificados, para mais de 70 toneladas e cerca de 6 m de comprimento e 2,1 m de diâmetro para pacotes de combustível irradiado. Como material de contenção para os resíduos, podemos encontrar cobre, níquel, aço, aço inoxidável, carbono, concreto ou titânio. No entanto, muitas vezes esta contenção não representa uma blindagem integral à radiação (IEAE, 2009).

5.10 – ESTÁGIOS DE DESENVOLVIMENTO DO DEPÓSITO

Os estágios de desenvolvimento de um depósito em que a recuperação dos resíduos pode ser concretizada são os seguintes (IEAE, 2009):

- a deposição do resíduo;
- um período de monitoramento antes e após a selagem e o aterro;
- o encerramento das instalações, com acompanhamento contínuo do depósito;
- a fase pós-encerramento supõe que a integridade dos pacotes permanecerá estável.

Normalmente, as principais fases do ciclo de vida do depósito que estão relacionadas à recuperação dos resíduos são (IEAE, 2009):

Fase 1: Instalação dos pacotes nas células, que permanecem abertas enquanto os resíduos estão sendo colocados. Esta fase pode ser esticada para abranger um período de manutenção e cuidados antes de avançar para a próxima fase.

Fase 2: Vedação das células, que permanecem acessíveis já que os túneis de acesso, entre outros, não foram devidamente selados.

Fase 3: Enchimento e vedação dos túneis de acesso, levando ao fechamento do depósito.

Sendo assim, a recuperação do resíduo é simples durante a Fase 1, possível na Fase 2 e muito difícil durante a Fase 3. Sendo assim, se o depósito for realmente seguro, pode ser melhor adiar o início da última fase. Por causa disto, os projetos dos EUA prevêm uma Fase 1 durando décadas e os franceses projetam a Fase 1 para durar séculos. Isto também pode ser muito útil para se monitorar as condições térmicas dos resíduos, por exemplo (IEAE, 2009).

É preciso, no entanto, verificar a viabilidade de se adiar o encerramento de um depósito. Dependendo do tipo de rocha hospedeira, como no caso das rochas de sais e das argilosas, esta opção pode representar grandes riscos para a segurança (IEAE, 2009).

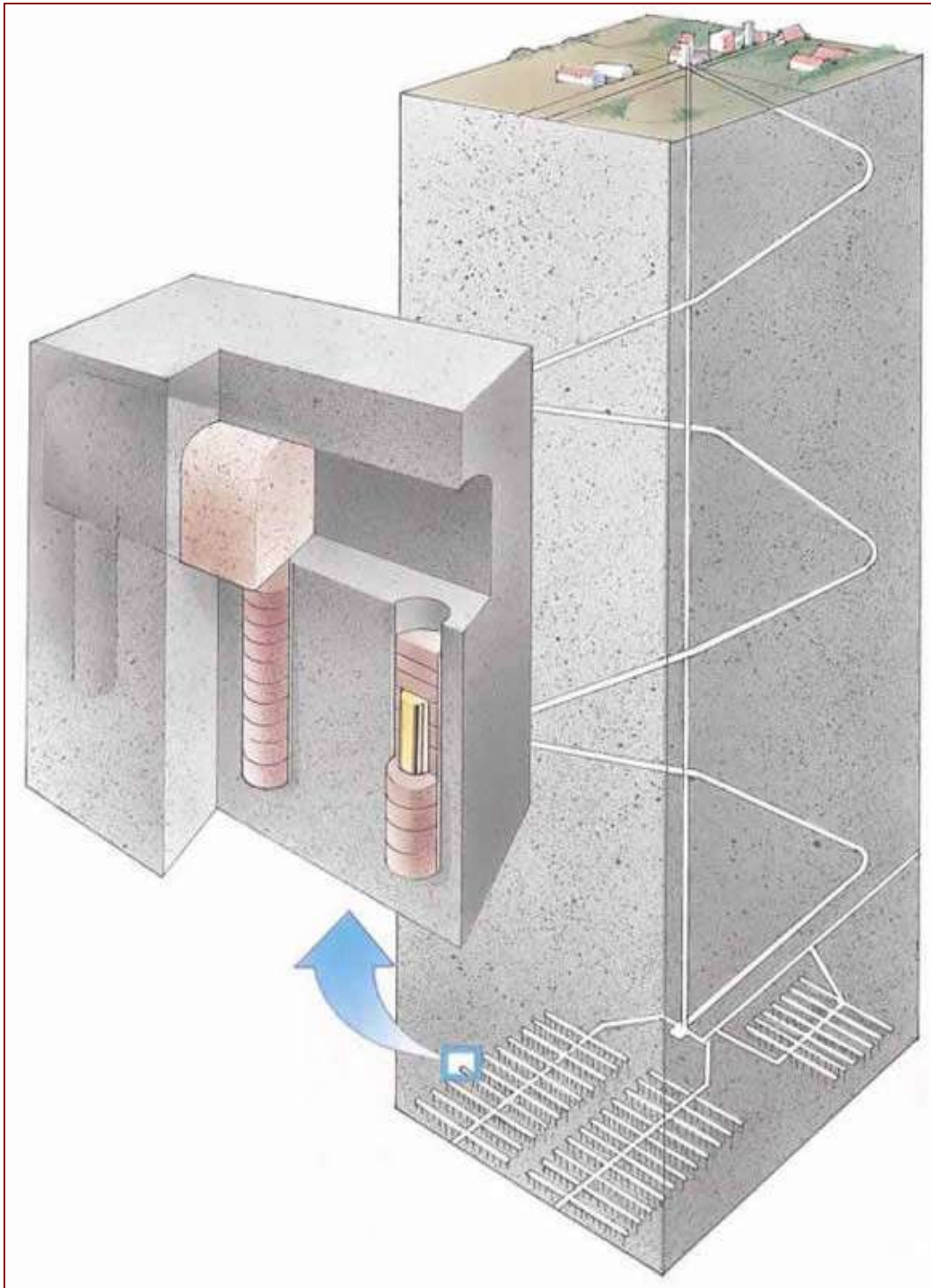
Uma abordagem gradual inclui passos discretos e explícitos do processo de eliminação com as devidas contribuições sociais em cada etapa. Esta abordagem é particularmente adequada quando o período de funcionamento necessário para a eliminação dos resíduos tem uma duração estimada em várias décadas, com base na quantidade de resíduos que devem ser eliminados, nas características do depósito adequado e no processo de armazenagem. Nesses casos, pode não ser adequado prescrever o processo detalhado para cada fase, porque uma parte significativa do período de funcionamento será controlada pelas futuras gerações. Na verdade, a abordagem gradual destina-se a proporcionar a oportunidade para as gerações futuras de tomar as decisões adequadas, onde o depósito é gerenciado passo a passo. Em cada momento de decisão, três principais opções são possíveis (IEAE, 2009):

- Reverter as etapas anteriores, eliminando alguns ou todos os selos e enchimentos, podendo recuperar um ou alguns pacotes de resíduos;
- Esperar, antes de decidir fechar alguma das instalações subterrâneas, visando mais monitoramento;
- Progredir no processo de encerramento, fechando alguns ou todas as instalações subterrâneas.

Sobre a recuperação de um resíduo, é reconhecido que esta se tornará cada vez mais complicada com o tempo, especialmente nos casos após a impermeabilização, enchimento e fechamento. Além disso, as células de eliminação permanecem abertas por longos períodos, havendo a possibilidade de degradação dos pacotes de resíduos e da infraestrutura do depósito, e isso pode ter um impacto negativo. Normalmente, os prazos de armazenamento antes do encerramento do depósito são da ordem de centenas de anos (por exemplo, 500 anos) (IEAE, 2009).

FIGURA 5.18 – ESBOÇO DE UM DEPÓSITO DE REJEITOS RADIOATIVOS DE ALTA ATIVIDADE

(http://www.dalton.manchester.ac.uk/research/areas/geotechnical/images/Repository_001.jpg, 2010)



5.11 – CARACTERÍSTICAS DOS DEPÓSITOS PROFUNDOS

Em geral, podemos destacar três tipos de depósitos (IEAE, 2009):

- os que não prevêem a reutilização dos rejeitos radioativos e por isso são fechados logo após a colocação dos resíduos;

- os baseados em torno de uma abordagem passo a passo para implementação. Podem incluir disposições de concepção específica para facilitar a recuperação de resíduos. No final de cada etapa de execução, uma decisão é tomada para continuar a fechar parte do depósito ou para reverter os passos anteriores. Prevê-se que os esforços para recuperação dos resíduos aumentaria progressivamente, já que o fechamento do repositório evolui de forma gradual;

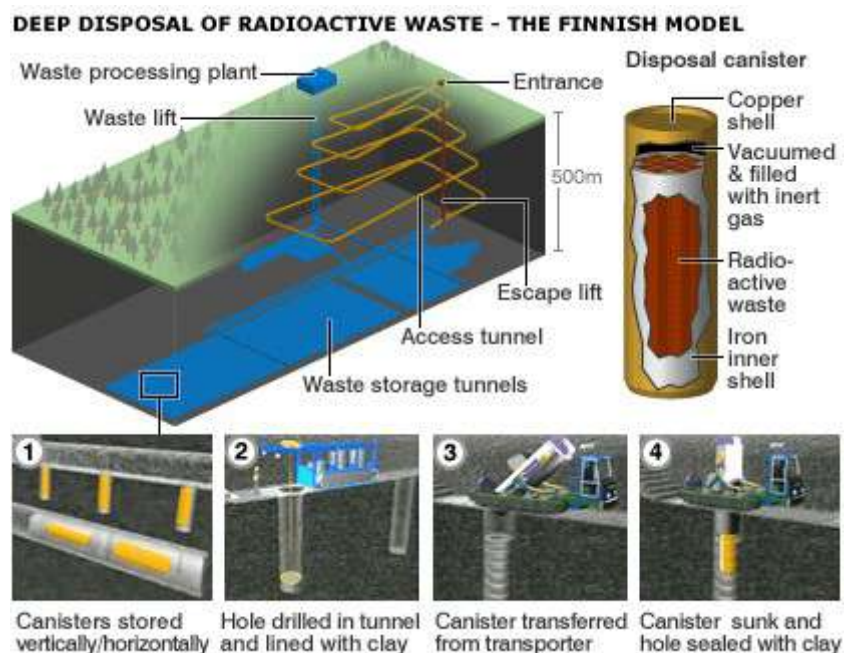
- os que permanecem abertos, permitindo a reutilização dos resíduos durante toda a fase de operação do depósito.

De um modo geral, o primeiro tipo de depósito não impossibilita a re-extração do rejeito e sua utilização, pois isto poderia ser feito através de técnicas de mineração específicas, mas os riscos associados seriam muito maiores do que nos outros dois tipos. Entretanto, o último tipo de depósito possui também um risco associado por ser aberto, como dito anteriormente (IEAE, 2009).

O depósito é dividido em células depositárias. Uma célula pode significar uma câmara, uma caverna, um cofre, um furo cilíndrico ou cônico (vertical ou horizontal), entre outros, dentro da rocha hospedeira. As principais características destas células variam de acordo com o depósito: algumas são projetadas para receber um único pacote (caso da Suécia e do Japão); outras recebem um grande número de pacotes (como nos EUA e na Alemanha), onde geralmente estão presentes resíduos com baixa emissão de calor; algumas possuem um sistema de amortecimento do pacote em suas paredes laterais; algumas, dependendo do tipo de rocha hospedeira, apresentam a necessidade de um revestimento rochoso (EUA, Bélgica, França); algumas têm acessibilidade através de um sistema de eixos (Alemanha, por exemplo), ou por uma combinação de poços e rampas (Suécia, por exemplo), ou por rampas horizontais (EUA, por exemplo); algumas são dispostos horizontalmente e outros verticalmente (IEAE, 2009).

FIGURA 5.19 – DEPÓSITO PROFUNDO

(http://newsimg.bbc.co.uk/media/images/41610000/gif/_41610372_fin_nucewaste3416.gif, 2010)



O aterro é geralmente empregado, de forma a limitar o acesso e evitar danos, e pode incluir rocha escavada, bentonita, produtos químicos e enchimento cimentício. Materiais de estanque incluem o inchamento da argila, produzindo um selo com impermeabilidade tão alta quanto possível, com boa estabilidade mecânica, e são colocados onde for necessário (IEAE, 2009).

Se a intenção é possibilitar a recuperação dos resíduos, é importante que as funções de segurança sejam asseguradas durante todo o período em que a recuperação for necessária, sendo mantida a integridade dos pacotes de resíduos. Dependendo do caso, estes pacotes precisam permanecer íntegros por milhares de anos. A longevidade destes pacotes pode ser fornecida através da escolha adequada do material que os formam, da espessura correta do material e pelo controle rígido do ambiente (que sofre degradação). Os pacotes devem resistir também durante todo o tempo em que seja simples a recuperação do rejeito radioativo. Neste contexto, os materiais precisam resistir à corrosão por um longo período de tempo (IEAE, 2009).

No caso de rejeitos com longa vida, os materiais propostos são geralmente constituídos de concreto e metais à base de ferro (ferro fundido, aço carbono e aço inoxidável). Em certos casos, os recipientes são ventilados para evitar a pressurização. Este é um dado relevante para o projeto, já que existe a possibilidade do material migrar através dos orifícios de ventilação. Em alguns casos concernentes aos rejeitos de longa vida, existe a blindagem integral contra a radiação. Isto é um aspecto favorável para a reutilização, na medida em que permite a manipulação através de contato direto e remove a necessidade de utilização de equipamentos especiais de manipulação (IEAE, 2009).

O tamanho e o peso dos pacotes são fatores importantes, tanto na deposição quanto na recuperação dos resíduos. Apesar de ser mais difícil lidar com grandes pacotes, o número de movimentações com os mesmos seriam reduzidas. Em contrapartida, pacotes pequenos implicariam em mais pacotes, mas a manipulação dos mesmos seria bem mais fácil (IEAE, 2009).

O tipo de rocha hospedeira tem implicações para a reutilização. A capacidade de escavar e manter aberturas adequadas para a recuperação de resíduos e a praticidade das operações devem ser levados em conta. Rochas duras (granitos, por exemplo) são efetivamente autossuficientes, sendo apenas necessárias pequenas medidas de engenharia e manutenção para evitar a falência das paredes da rocha nas células de deposição e nos locais de acesso (IEAE, 2009).

As formações rochosas argilosas na França, no Canadá e na Suíça são sedimentos altamente consolidados. Essas formações rochosas possuem elevada resistência mecânica, dependendo da estrutura e mineralogia da rocha. No entanto, estes podem apresentar comportamento plástico, que apesar de reduzir o número de fraturas na rocha, também podem acarretar em danos nas zonas de escavação do depósito (IEAE, 2009).

Quanto à célula e ao pacote, é importante que haja compatibilidade química entre os materiais que os formam. Pode ser necessário também o uso de máquinas específicas para a manipulação dos pacotes, seja para a deposição ou para a retirada dos rejeitos e consequente reutilização. Outro fator importante é o material que constitui os selos: materiais rígidos, como o cimento, tornam difícil a remoção dos pacotes de dentro das células e sua reutilização, enquanto outros materiais (como a bentonita) facilitam (IEAE, 2009).

As células que armazenam resíduos que não são geradores de calor costumam ser maiores do que as que armazenam resíduos com geração de calor, e este tamanho é fortemente regulado pela estabilidade mecânica das rochas hospedeiras e pela disponibilidades tecnológicas e de engenharia. A folga entre os pacotes e o forro ou a parede lateral da célula deve ser mínima, mas suficiente para permitir a recuperação. A ventilação também existe para evacuar os possíveis gases capazes de comprometer o sistema. Além disso, deve existir um sistema adequado de gestão das águas subterrâneas (IEAE, 2009).

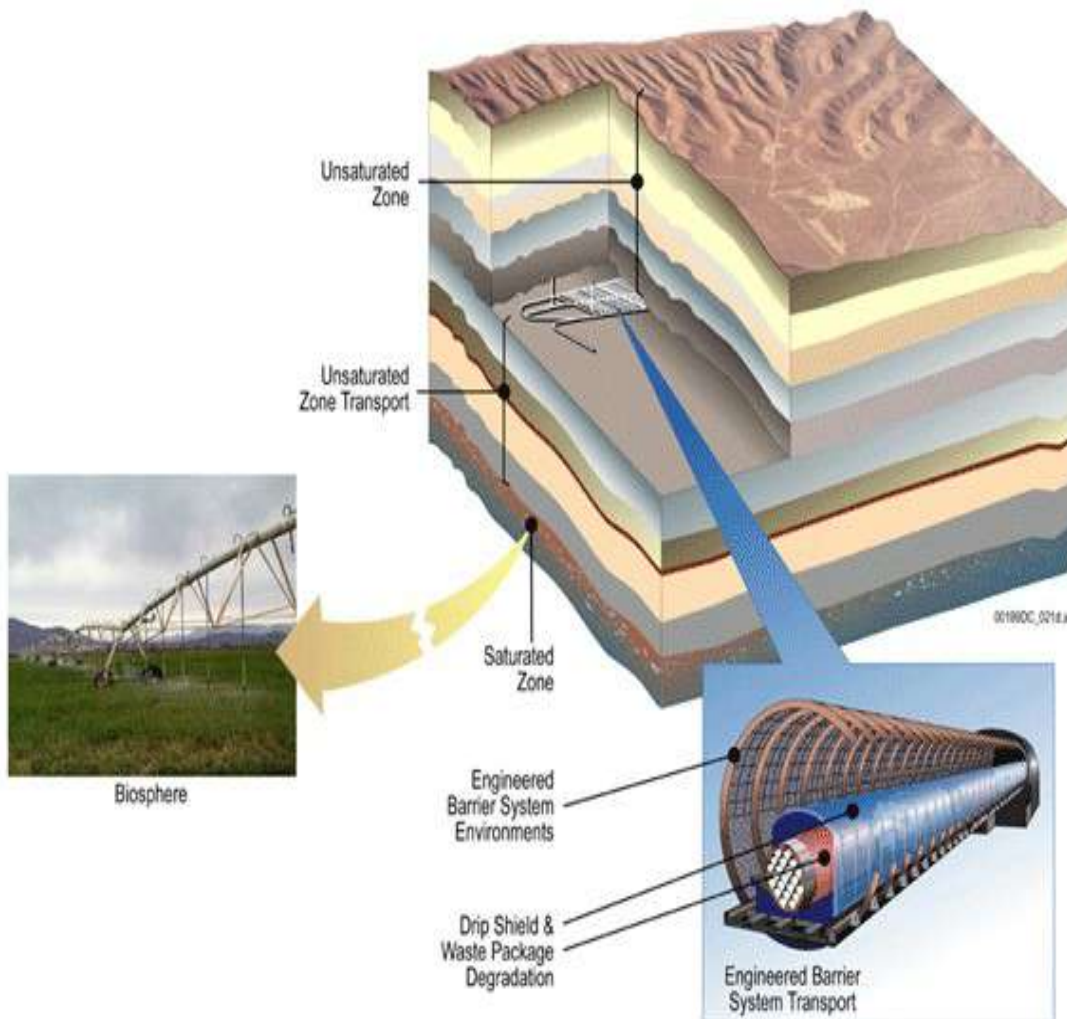
O processo de recuperação e os equipamentos associados deverão se basear na engenharia das instalações do depósito, e algumas considerações devem ser feitas, como por exemplo, a utilização de máquinas comandadas à distância e a necessidade de operar em condições adversas (alta temperatura ou umidade, por exemplo). Tal processo depende também da fase em que estiver sendo operado o depósito (IEAE, 2009).

É preferível evitar o uso de equipamentos fixos (calhas, materiais elétricos, etc) em áreas inacessíveis do depósito. Qualquer equipamento fixo deve ser projetado para receber, de forma fácil, o mínimo de manutenção possível. Após o encerramento do depósito e a vedação do mesmo, torna-se necessário o uso de equipamentos e métodos específicos caso se deseje recuperar o material depositado para uma eventual reutilização (IEAE, 2009).

Vale destacar que este é um depósito muito mais profundo do que aqueles de superfície, para resíduos de baixa e média atividade.

FIGURA 5.20 – PROFUNDIDADE DO DEPÓSITO PROFUNDO

(<http://www.goldsim.com/images/Yucca2.gif>, 2010)



5.12 – DEPOSIÇÃO DE COMBUSTÍVEL IRRADIADO

O método para a deposição do combustível irradiado em formações geológicas é, basicamente, semelhante ao dos rejeitos de alta atividade, diferindo, no entanto, em alguns aspectos. Cada recipiente contendo os conjuntos de elementos combustíveis são manuseados ao ar livre, transferidos até ao nível da câmara de armazenamento da mina por um poço vertical e estocados na massa rochosa (ENOKIHARA, 1983).

A deposição dos recipientes do combustível irradiado difere da deposição de outros rejeitos de alta atividade nos seguintes aspectos (ENOKIHARA, 1983):

- O combustível irradiado contém produtos gasosos de fissão (Criptônio - 85; Xenônio - 131; Iodo - 131). Sem o reprocessamento, estes gases são retidos nas varetas dos elementos combustíveis e, tão logo ocorra a sua deposição, admite-se que os gases sejam liberados no depósito.

- O plutônio é estocado juntamente com os elementos combustíveis.

- Os produtos de fissão presentes no combustível irradiado não estão vitrificados, assim, a longo prazo, as liberações deverão ser maiores em casos de danos nos recipientes ou no repositório.

- Admite-se que os impactos ambientais decorrentes da deposição do combustível irradiado sejam semelhantes aos da deposição dos rejeitos de alta atividade.

- A probabilidade de criticalidade do combustível irradiado durante a deposição na formação geológica é bastante remota, uma vez que os espaçamentos entre os recipientes, para permitir a remoção do calor, é cerca de 10 vezes maior que o necessário (0,5 metros) para ocorrer a criticalidade.

No entanto, vale esclarecer que os elementos combustíveis usados, em que pese o fato de conterem em seu seio rejeitos nucleares, não podem ser considerados, nem técnica e nem legalmente, como "rejeitos de alta atividade". Essencialmente, 95% do combustível usado nada mais é do que urânio, material físsil e, portanto, combustível passível de reciclagem. Nada impede, tecnicamente, que esse urânio venha a ser futuramente utilizado em reatores brasileiros, como de fato já é feito em escala industrial em países como França, Reino Unido e Japão. Dos 5% restantes, cerca de 3% são elementos radioativos que decaem rapidamente e, após um ou dois anos, representam ameaça insignificante. Portanto, apenas 2% do material que sai do reator, após transformar massa em energia por cerca de três anos, constitui rejeito radioativo de alta atividade e longo prazo de decaimento (ELETRONUCLEAR, 2010b).

É importante falar também acerca do reprocessamento. O reprocessamento dos elementos combustíveis descarregados do reator (rejeitos radioativos de alta atividade) visa à separação do material físsil e fértil, principalmente plutônio e urânio, dos produtos de fissão, para eventual uso posterior como combustível. O objetivo principal do reprocessamento é reduzir o volume de rejeitos. Sua política é, também, uma ação ecológica que visa a preservar os recursos naturais (jazidas de urânio) (ELETRONUCLEAR, 2010b).

5.13 – DEPÓSITOS PROFUNDOS PELO MUNDO

As soluções definitivas para os resíduos de alta atividade (ou seja, os repositórios eternos) ainda não existem, porque ainda não são imediatamente necessários. Sob a ótica de tecnologia e custos, eles já são viáveis há longo tempo. São razões de ordem política e perspectivas de uso futuro dos elementos combustíveis usados que têm postergado sua efetiva implantação no mundo (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Um dos projetos mais polêmicos e conhecidos pelo mundo refere-se ao destinado à Montanha de Yucca. Tal projeto visa a criação de um depósito de rejeitos radioativos de alta atividade em Nevada, onde todo o lixo nuclear gerado seria depositado naquelas montanhas. Tal situação tem sido alvo de muito contestação no congresso americano (FOLHA ONLINE, 2009).

FIGURA 5.21 – CONSTRUÇÃO DO DEPÓSITO DE YUCCA (EUA)

(<http://weburbanist.com/wp-content/uploads/2008/04/underground-nuclear-waste-storage.jpg>, 2010)



FIGURA 5.22 – PROJETO DO DEPÓSITO DA MONTANHA DE YUCCA

(<http://deeliartista.posterous.com/fogonazos-stargate-no-el-deposito-nuclear-de>, 2010)

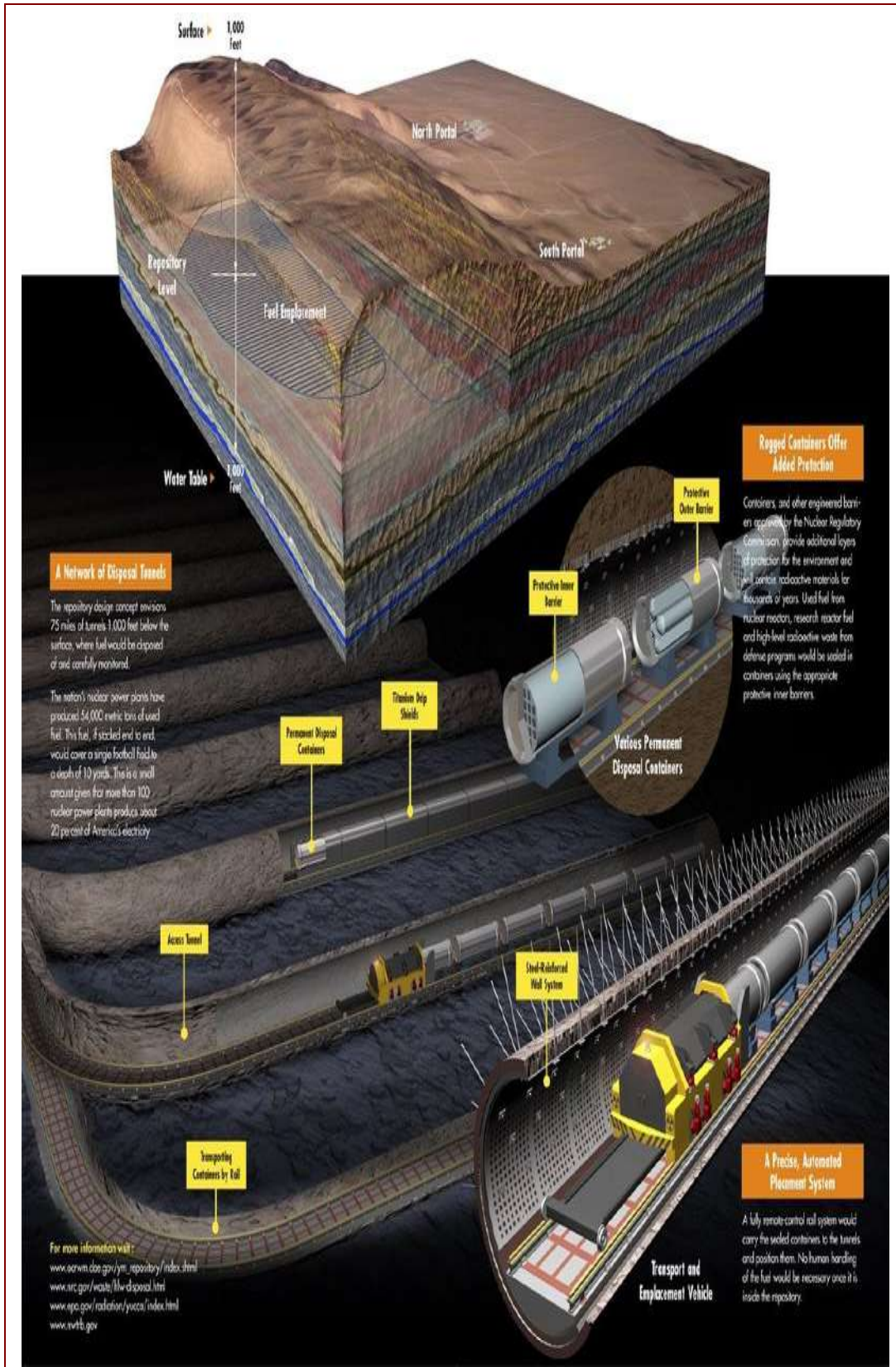
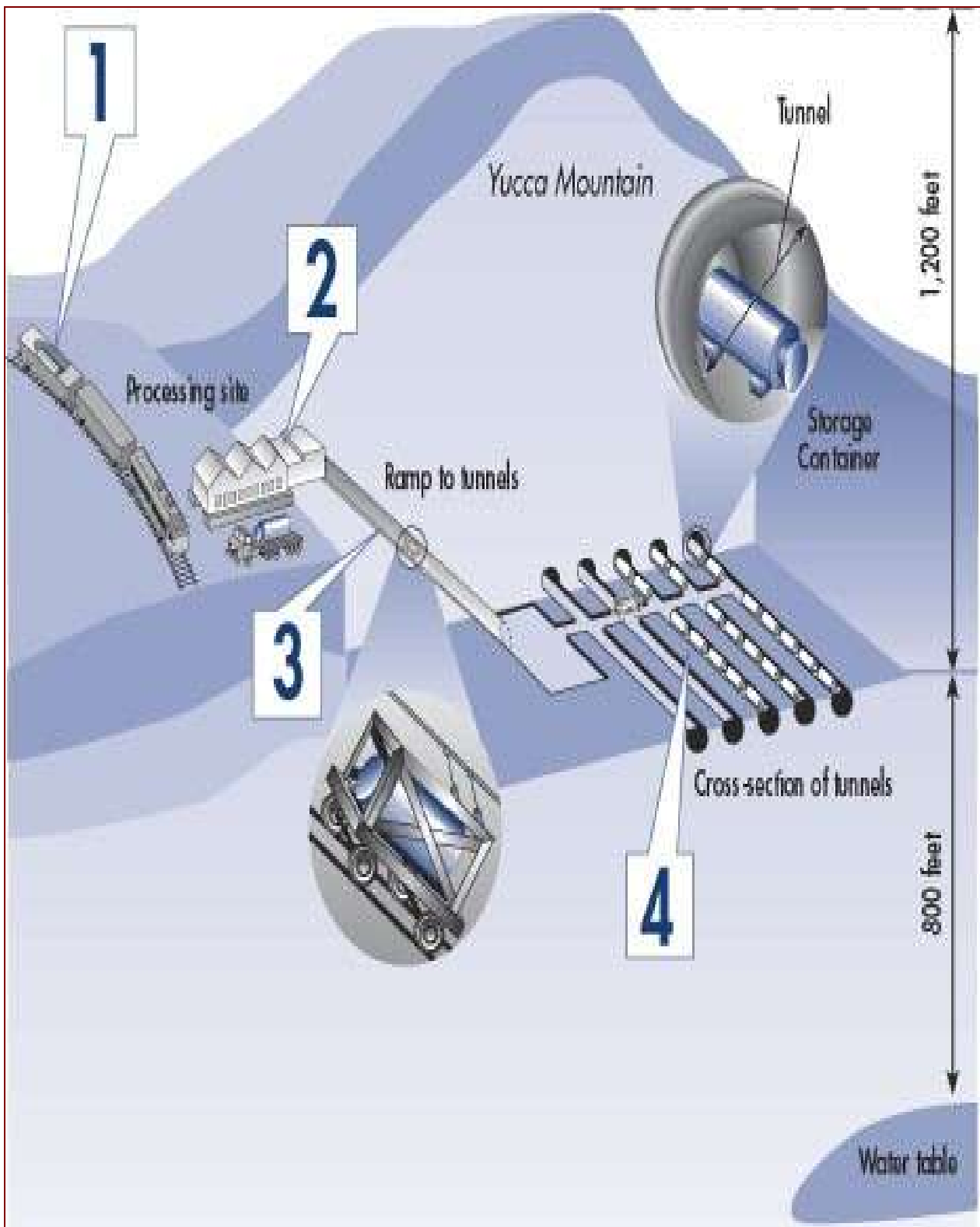


FIGURA 5.23 – PROJETO DO DEPÓSITO DE YUCCA

(<http://lh6.ggpht.com/markpf21/SMV95MfEn8I/AAAAAAAAARs/G5Hs5OnXkag/yucca-drawing%5B5%5D.jpg>, 2010)



5.14 – REJEITOS DERIVADOS DE INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS

Existem, no país, várias instalações mínero-industriais que processam materiais contendo urânio e tório associados. No processamento operacional destas instalações, podem ocorrer acréscimo nas concentrações de espécies radioativas nos produtos, rejeitos e efluentes líquidos produzidos, a níveis que merecem um controle adequado quanto aos requisitos de proteção radiológica ambiental e ocupacional (CNEN, 2010).

É importante dizer que as instalações mínero-industriais, ao contrário do que ocorre com as instalações de mineração de urânio (que são denominadas instalações nucleares), não são classificadas nem como instalações radiativas e nem nucleares, carecendo ainda de uma definição legal ou normativa sobre as mesmas e sobre os rejeitos radioativos produzidos por elas.

Como as instalações mínero-industriais não são legalmente consideradas nem radiativas e nem nucleares (com exceção daquelas voltadas para extração de urânio, que são consideradas instalações nucleares), existe uma complicação legal que dificulta a CNEN de exercer a sua atividade fiscalizadora. Para driblar este aspecto legal, a CNEN procura utilizar as normas vigentes e atuar com o argumento de que, tendo urânio e outros rejeitos radioativos, é sua responsabilidade fiscalizar tais instalações.

Na mineração, é designado bota-fora o material que está sendo remobilizado para se ter acesso ao minério. Se o material a ser descartado é proveniente de algum tipo de tratamento primário ou secundário do minério, ou de minério de baixo teor, recebe o nome de rejeito. Como existe a grande possibilidade deste material conter substâncias químicas (minerais ou resíduos de tratamento) deletérias ao meio ambiente, o descarte deste material necessita ser considerado com muita cautela e, análises específicas de caracterização são necessárias, tanto do rejeito como do local onde será depositado. Uma área escolhida para servir de depósito de bota-fora, é chamada de área de bota-fora, ou simplesmente bota-fora (DLG, 2010). No caso, os rejeitos radioativos presentes no mineral de interesse é um bota-fora.

O problema pode ocorrer em muitas indústrias de mineração, mas com um especial destaque para as de fosfato, carvão, nióbio, ouro, ferro e minerais pesados (como zircônio e terras raras) (BIODIESELBR, 2010).

Conforme dito acima, um dos casos clássicos é o da produção de fosfogesso, material utilizado na concepção de fertilizantes. Inclusive é reconhecida a existência de Urânio, Tório e Radônio nos fertilizantes derivados do fosfogesso. O conteúdo de radioatividade em fertilizantes é muito variável e depende do conteúdo de radioatividade no minério e no método de produção (FERNANDES, 2004).

Os efeitos de longo prazo da radioatividade decorrente do emprego de fosfatos como fertilizantes nos solos foram estudados nos EUA, sendo verificado que a aplicação deste fertilizante durante 50 anos não alteraram as concentrações de Urânio, Tório e Radônio nas folhas e grãos de milho, na palha e nos grãos e folhas de soja, em comparação com aqueles mesmos itens cultivados em áreas não fertilizadas (FERNANDES, 2004).

Na maior parte dos países da Europa, a indústria do fosfato não é sujeita a medidas de proteção radiológica, comuns a outras indústrias que manipulam materiais com perigos comparáveis (FERNANDES, 2004):

- A operação das instalações não requer licenças relacionadas com proteção radiológica;
- Efluentes destas instalações e as doses radiológicas associadas não são limitadas aos níveis comuns aplicados a indivíduos do público e nenhum programa de monitoração é posto em prática;
- Sítios onde os rejeitos são dispostos não requerem licenças relacionadas com requisitos de proteção radiológica no que concerne ao manuseio e à deposição;
- Manuseio, reparo e disposição de equipamentos usados na indústria do fosfato não requerem licenças no aspecto radiológico, apesar das doses serem de relevância dentro do escopo regulatório.

Três principais aspectos ambientais associados aos rejeitos de fosfogesso têm que ser considerados (FERNANDES, 2004):

1. O potencial de liberação de rádio e contaminantes não-radioativos no meio ambiente;
2. Exalação de radônio para a atmosfera;
3. Reuso potencial do material devido à perda de controle institucional.

Por outro lado, há varias propriedades deste material as quais o gerenciamento de longo prazo deve levar em consideração (FERNANDES, 2004):

- O imenso volume dos rejeitos;
- A persistência dos perigos potenciais devido à longa meia-vida dos radionuclídeos relevantes;
- A solubilidade dos rejeitos em água;

Existem processos envolvendo a concentração de ácido fosfórico e sedimentação para a produção de urânio na forma de "yellow cake", produto que é utilizado no ciclo do combustível nuclear. Entretanto, o processo não é economicamente viável levando-se em consideração os preços atuais do urânio no mercado (FERNANDES, 2004).

FIGURA 5.24 – YELLOW CAKE

(<http://g1.globo.com/ciencia-e-saude/noticia/2010/05/no-brasil-99-do-uranio-e-usado-para-gerar-eletricidade-saiba-mais.html>, 2010)



Apesar do fosfogesso representar bem o caso, é importante falar de outra situação, que é abordada por Marcia Aparecida Antico Garcia, que investigou os riscos radiológicos proporcionados pela extração de cassiterita em Pirapora do Bom Jesus (SP) e concluiu que era necessário a tomada de medida mitigadora para evitar danos à população e ao meio ambiente.

Uma das características dos rejeitos advindos da extração mínero-industrial é a baixa atividade e a longa vida. Apesar da baixa atividade, não deve ser desprezado o efeito da radiação ao longo dos muitos anos (adaptado de FERNANDES, 2004).

É importante observar que, após a mineração, os radionuclídeos presentes nos rejeitos de mineração encontram-se potencialmente muito mais disponíveis para entrar nos ciclos ambientais do que nas suas condições originais (adaptado de LAMENGO SIMÕES FILHO, 2003).

Ações remediadoras nas pilhas de rejeitos da extração do fosfogesso são orientadas pelas técnicas de remediação empregada nos rejeitos gerados pela indústria de mineração do urânio, uma vez que vários perigos e requisitos são muito semelhantes (FERNANDES, 2004).

Obviamente, assim como ocorre na mineração do fosfogesso, a mitigação dos efeitos radiológicos nos rejeitos de outros tipos de mineração também englobam conceitos trazidos do tratamento praticado nos locais de mineração de urânio.

Uma alternativa é o uso de aterros. José Flavio Macacini (2007) alerta sobre a emissão de partículas radioativas, mais especificamente sobre o ^{222}Rn , na atmosfera e suas consequências. Ele traz informações sobre o percentual de mortes causados por câncer de pulmão derivadas de exposição aos particulados radioativos expostos na atmosfera, e argumenta que a adoção de aterros, compostos por um sistema de coberturas com multicamadas, ou seja, a adição de solo fértil associado com cobertura vegetal, apresenta vantagens, pois evitaria a contaminação do ar.

A utilização de coberturas de solo fértil, solo argiloso, argila, areia ou cascalho para drenagem e/ou manta asfáltica representa os principais recursos para atenuar a exalação de radionuclídeos e a percolação de água. A questão da erosão da cobertura é minimizada através da adição de cobertura vegetal, evitando o contato direto da camada superficial com as gotas de chuva, aparecimento de enxurrada e ressuspensão do material depositado (MACACINI, 2007, presente em IAEA, 1990).

Macacini ainda lembra que Hart e Levin (1983) relataram que a melhor opção de cobertura de bota-foras para a redução da difusão de ^{222}Rn foi a argila com 15% de umidade, e que, usando uma combinação de argila, cascalho e solo fértil, conseguiram reduzir consideravelmente a exalação dos radionuclídeos.

É imprescindível a existência de, pelo menos, uma camada de material argiloso, reconhecidamente importante por minimizar o fluxo de água e oxigênio para o interior dos locais de deposição dos rejeitos (SOUZA, 2003).

Como o tratamento dispensado aos rejeitos de instalações mínero-industriais não uraníferas tem como referência aquilo que é feito nas instalações uraníferas, é válido observar o que ocorre nas minas de urânio de Caetité, na Bahia.

Em Caetité, na mina uranífera das Indústrias Nucleares do Brasil, para minimizar a infiltração, a lixiviação e o carreamento de elementos estáveis e radionuclídeos, as faces expostas das pilhas de rejeitos são adequadamente impermeabilizadas com uma camada de, aproximadamente, 20 cm de solo argiloso, complementada por uma cobertura vegetal (reposição de solo de topo armazenado) e um sistema de escoamento das águas pluviais associado a uma declividade adequada de sua superfície final (COSTA E LIMA, 2006).

FIGURA 5.25 – MINERAÇÃO EM CAETITÉ

(http://www.inb.gov.br/inb/webforms/Galeria_fotos.aspx?secao_id=119, 2010)



Em Caetité, destacam-se a não ocorrência de minerais sulfetados, tanto na rocha encaixante

quanto na hospedeira, implicando a ausência de drenagem ácida, e rocha fresca competente e pouco fraturada. As pilhas de disposição de rejeitos formadas devem ser regularmente revegetadas e drenadas (COSTA E LIMA, 2006).

Ainda no caso de Caetité, os rejeitos sólidos são dispostos em pilhas. Conduas específicas possibilitam a otimização da capacidade de retenção dos radionuclídeos solúveis presentes no rejeito, através de uma quantidade de massa de resíduos não-radioativos previamente depositada na base da pilha. Considera-se que, quanto maior for a superfície de contato entre rejeitos radioativos e não-radioativos, mais eficiente será a propriedade de retenção dos radionuclídeos. Em função disso, dispõe-se o rejeito radioativo na porção mais central do banco de cada módulo da pilha, de maneira que tal rejeito fique totalmente encapsulado, assentado sobre um considerável leito de material não-radioativo, que funciona como proteção superior e lateral, contra a exposição aos agentes erosivos (COSTA E LIMA, 2006).

FIGURA 5.26 – FORMAÇÃO DAS PILHAS DE REJEITOS EM CAETITÉ

(http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/documents/RawMaterials/TM_LGUO/5c%20Horst_Fernandes%20Caetite%20Environmental.pdf, 2010)



A meta a ser atingida pelas medidas mitigadoras são os parâmetros estabelecidos antes do início das atividades de mineração. As medidas para a reabilitação do local incluem a monitoração do solo. Caso sejam encontrados valores acima das metas, esse solo deverá ser recoberto com camadas de material não-radioativo. Após esse sistema de "blindagem" natural, uma camada de solo de topo deverá ser adicionada para posterior revegetação (adaptado de COSTA E LIMA, 2006).

FIGURA 5.27 – ATERRO DE REJEITOS CONTENDO RADIONUCLÍDEOS DE UMA MINA DESATIVADA

(<http://www.minesandcommunities.org/article.php?a=1860>, 2010)



Já para o tratamento de efluentes, uma das alternativas mais empregadas na mineralogia são as lagoas ou “ponds” de rejeitos, a mesma tecnologia adotada nos demais casos de efluentes perigosos produzidos nas instalações minero-industriais. Esta alternativa também é aplicada nas minas de Caetité.

No caso das metodologias de co-disposição apresentadas por Leduc et al (2003), com relação ao método de disposição do rejeito formando pequenas lagoas de contenção, a principal vantagem está relacionada ao baixo custo operacional, quando comparado aos outros métodos de co-disposição, uma vez que não são demandados equipamentos especiais para a formação das lagoas e diques. Entretanto, este método requer um avanço lento do depósito e um planejamento cuidadoso para a construção dos diques e para a formação das lagoas, evitando-se a geração de poropressões e o comprometimento da estabilidade dos taludes, sendo estas as principais desvantagens desta metodologia (FIGUEIREDO, 2007).

Aspectos relacionados à natureza, teor de sólidos, permeabilidade e taxa de adensamento dos rejeitos devem ser avaliados primariamente. Enfatiza-se, neste sentido, devido a grande variabilidade de tais parâmetros frente à metodologia operacional, que se implemente o projeto inicialmente em escala piloto, visando definir as condições de sua aplicabilidade (FIGUEIREDO, 2007).

Na Unidade de Concentrado de Urânio, em Caetité, todos os efluentes líquidos são enviados aos “ponds” e esses possuem drenos subaéreos que têm a finalidade de reciclar a água e não deixá-las entrar em contato com o meio-ambiente. Nesse caso, os “ponds” são bacias de 100 mil m³, escavadas em solo natural, com argilas devidamente compactadas, e são revestidas com geomembranas de PEAD (Polietileno de Alta Densidade). Sobre essas membranas são colocadas os sistemas de geodrenos, não havendo assim nenhuma liberação de efluentes líquidos para o meio ambiente. O sistema de monitoramento é feito através de poços de investigação de águas subterrâneas a montante e a jusante (MINERIOS, 2010).

FIGURA 5.28 – FOTOGRAFIA DE UM POND DE REJEITOS

(http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/documents/RawMaterials/TM_LGUO/5c%20Horst_Fernandes%20Caetite%20Environmental.pdf, 2010)



Da mesma maneira que nos aterros, a argila serve para impedir a fuga de radionuclídeos através da água. É preciso realizar estudos sobre os riscos de contaminação do ar por evaporação dessas águas e consequente carreamento dos radionuclídeos.

As geomembranas são materiais poliméricos, de baixa condutividade hidráulica e de pequenas espessuras, empregadas no revestimento ou cobertura de depósitos de efluentes ou resíduos sólidos. Ao contrário dos geotêxteis, que podem funcionar como elemento de separação, de reforço, de filtração e de drenagem, as geomembranas possuem como função primária a de prover uma camada impermeável para controlar a percolação e o fluxo de líquidos. Uma das geomembranas mais utilizadas é o Polietileno de Alta Densidade (PEAD), que tem boa resistência aos produtos químicos e boas características de resistência (adaptado de REBELO, 2003).

As mantas de PEAD utilizadas costumam ter cerca de 1,0 mm de espessura e mantém retida a fase sólida, enquanto a líquida é reciclada pelos sistemas de drenagem; o lençol freático é monitorado através da coleta de amostras, em vários pontos estrategicamente localizados ao redor das pilhas (ROMAGNOLE, 2007).

Um dos projetos conhecidos para uma instalação mineradora é a da Fator Ambiental, que projetou um "pond" de resíduos radioativos derivados de mineração com capacidade para receber anualmente 162.000 m³ de rejeito líquido, com vida útil de ampliação do sistema de 8 anos, após o desaguamento e adensamento dos rejeitos, atingindo a capacidade máxima de 150.000 m³ de resíduos sólidos, onde os efluentes líquidos drenados pelo sistema de desaguamento serão reutilizados no processo de lixiviação do minério, eliminado qualquer descarte no meio ambiente (FATOR AMBIENTAL, 2010).

Não é difícil perceber que as pilhas de rejeitos nas minas uraníferas terão quantidades ínfimas de urânio, considerando a proporção total de rejeitos, já que este é o material de interesse das mineradoras (adaptado de COSTA e LIMA, 2006). Da mesma maneira, a quantidade de radionuclídeos presentes nos rejeitos de minas não-uraníferas também será proporcionalmente pequena em relação ao todo, porém os riscos não podem ser ignorados. O problema é que, como dito anteriormente, o acúmulo contínuo de rejeitos certamente vai aumentando a concentração de radionuclídeos nestas pilhas de rejeitos.

Outro grande problema legal dessas áreas de mineração é como explorar o urânio nestes locais, já que a exploração uranífera é monopólio da União, exercido pelas Indústrias Nucleares do Brasil (INB). A tentativa de explorar esse urânio poderia acarretar em prejuízo para as demais mineradoras, já que passaria a ser obrigação da INB explorar tais campos, o que impediria as demais de atuarem. Felizmente, este entrave parece estar sendo superado, como é possível ver no Ceará.

As Indústrias Nucleares do Brasil (INB) e o Grupo Galvani viabilizaram uma inédita parceria no Brasil, para a exploração da jazida de Itataia, situada no município de Santa Quitéria, no Ceará. A partir deste contrato será explorado o urânio que se encontra associado ao fosfato no local. O empreendimento vai impulsionar a produção de fertilizantes agrícolas, a partir do fosfato, e a geração de energia elétrica a partir do urânio. A previsão é que a operação do Consórcio Santa Quitéria quadruplique a produção de concentrado de urânio, usado pela INB na produção do combustível nuclear, e um aumento de 10% na produção brasileira de fosfatados (ABRIL, 2010).

O Projeto Santa Quitéria, com previsão para entrar em operação em 2012, deve gerar cerca de três mil empregos - entre diretos, indiretos e associados - devido à implantação das atividades básicas e de apoio que se instalarão na região. A previsão é de que a capacidade nominal do Projeto Santa Quitéria na fase inicial seja de 180.000 toneladas por ano de fosfatados, e na fase final de 240.000 toneladas por ano, correspondendo na primeira fase a uma produção de 1.200 toneladas por ano de concentrado de urânio, e para a segunda fase uma produção de 1.600 toneladas por ano. O contrato entre as empresas terá duração de 25 anos. A Mineração Galvani venceu a licitação realizada pela INB para ser sua sócia na exploração das jazidas. O modelo de negócio é inédito, pois será a primeira parceria da INB com um grupo privado, mas não quebra o monopólio estatal da exploração de urânio no País, garantido pela Constituição. Santa Quitéria tem a maior mina de urânio associada ao fosfato do País, com reservas geológicas estimadas de 142.500 toneladas de urânio e de 8,3 milhões de toneladas de óxido de fósforo e mais 300 milhões de metros cúbicos de mármore (ABRIL, 2010).

FIGURA 5.29 – JAZIDA DE ITATAIA

(http://www.fiec.org.br/artigos/agroindustria/projeto_itataia.htm, 2010)



É claro também que, tanto no caso dos “ponds” como no caso dos aterros nas instalações minero-industriais, existe toda uma preocupação geológica e hidrológica com o local onde será instalada tal meio de disposição, assim como se dá tanto nos casos dos depósitos de rejeitos radioativos quanto nos aterros de resíduos municipais, sejam estes perigosos ou não.

Vale destacar que tanta carência legislativa pode ser atribuída à fase de estagnação nuclear, que durou cerca de 30 anos, período em que não se desenvolveu nenhuma nova usina no mundo (ELETRONUCLEAR, 2009).

Além disso, o Brasil claramente não é uma das potências nucleares, mesmo possuindo 5% das reservas de urânio conhecidas no mundo. Enquanto atualmente existem apenas duas usinas nucleares em operação no país, os Estados Unidos possuem cento e quatro usinas em operação e a França tem cinquenta e nove usinas operando e inclusive exporta energia para outros países. O Japão tem cinquenta e três reatores em funcionamento e a Rússia tem trinta e uma usinas produzindo energia (ELETRONUCLEAR, 2009).

Logicamente, esta evidência de que o Brasil não é uma potência nuclear acentua ainda mais as deficiências legislativas brasileiras em relação àquelas que exercem um papel preponderante no cenário internacional, que certamente já possuem leis mais abrangentes sobre os tais assuntos. Mesmo assim, como visto anteriormente, a questão das instalações minero-industriais que exploram o fosfato associado ao urânio ainda é controversa no mundo todo. Certamente, isso se repete em outras instalações com urânio associado.

Dentre as normas vigentes, que suprem a falta de legislação específica, a CNEN elaborou a norma CNEN NN 4.01, que trata sobre os requisitos de segurança e proteção radiológica para instalações minero-industriais.

É importante ressaltar que esta norma não trata especificamente das instalações uraníferas, que são tratadas pela Norma CNEN-NE – 1:13 (licenciamento de minas e usinas de beneficiamento de urânio e/ou tório) e pela Norma CNEN-NE – 6.02 (licenciamento de instalações radiativas).

Estão isentas do cumprimento dos requisitos da Norma CNEN NN 4.01 as instalações que apresentam atividade específica das substâncias radioativas sólidas naturais ou concentradas inferior a 10 Bq/g (0,27nCi/g) e a dose a que possam estar submetidos os seus trabalhadores seja inferior a 1mSv/ano.

A Norma CNEN NN 4.01 ainda define três tipos de categorias para as instalações minero-industriais:

INSTALAÇÕES DA CATEGORIA I: São as instalações que apresentam atividade específica das substâncias radioativas sólidas naturais ou concentradas superior a 500 Bq/g (0,014 Ci/g) ou a dose a que possam estar submetidos os seus trabalhadores ou indivíduos do público seja superior a 1,0 mSv por ano, acima do nível de radiação de fundo local.

INSTALAÇÕES DA CATEGORIA II: São as instalações que apresentam atividade específica das substâncias radioativas sólidas naturais ou concentradas compreendidas entre 500 Bq/g (0,014 Ci/g) e 10 Bq/g (0,27nCi/g).

INSTALAÇÕES DA CATEGORIA III: São as instalações que apresentam atividade específica das substâncias radioativas sólidas naturais ou concentradas inferior a 10 Bq/g (0,27nCi/g) e a dose a que possam estar submetidos os seus trabalhadores seja superior a 1,0 mSv por ano, acima do nível de radiação de fundo local.

Tendo em vista a importância da Norma CNEN NN 4.01, tal norma está presente no Anexo III.

5.15 – DEPÓSITOS EM OPERAÇÃO NO BRASIL

O Brasil possui quatro depósitos iniciais de rejeitos de baixa e média atividades (Depósitos 1, 2A, 2B e 3), devidamente licenciados pelo IBAMA e pela CNEN, que compõem seu Centro de Gerenciamento de Rejeitos – CGR, localizado no próprio sítio da Central Nuclear. Esses depósitos têm capacidade suficiente para armazenar de forma segura, ou seja, isolados do público e do meio ambiente, todos os rejeitos de baixa e média atividades produzidos pela operação e manutenção das usinas Angra 1, Angra 2 e Angra 3 até 2020. Os custos associados ao gerenciamento inicial desses rejeitos estão incluídos nos de Operação e Manutenção (O&M) das três usinas (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Angra 1 – O combustível usado é armazenado numa piscina que está localizada no edifício do reator na própria Usina. Os rejeitos radioativos de média e baixa atividades estão sendo armazenados nos Depósitos Iniciais do CGR (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Angra 2 – O combustível usado é armazenado numa piscina que está localizada no edifício do reator na própria Usina. Atualmente, os rejeitos de média e baixa atividades gerados por Angra 2 estão armazenados em local específico no interior da Usina. Devido ao pequeno volume gerado por Angra 2, ainda não há necessidade da remoção desses rejeitos para as unidades do CGR (ELETRONUCLEAR, 2010).

Angra 3 – O gerenciamento inicial dos rejeitos radioativos gerados pela Usina Angra 3 será da mesma forma que Angra 2, devido à similaridade do projeto conceitual existente entre ambas. O processo utilizado para o seu tratamento será a solidificação com a utilização de betume, com prévia estocagem dentro da própria Usina nos primeiros anos de operação e posterior transferência para o CGR e, no futuro, para um depósito definitivo (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Os Depósitos 2 e 3 foram projetados para receberem embalados contendo rejeitos de média atividade, podendo obviamente receber embalados de baixa atividade também. O Depósito 1 foi projetado tendo metade de concreto, para receber rejeitos de média atividade, e metade de alvenaria, para receber apenas rejeitos de baixa atividade. O projeto dos Depósitos 2 e 3 permite uma maior flexibilidade para estocagem de embalados, já que não necessita de segregação dos embalados em média e baixa atividades (ELETRONUCLEAR, 2010b).

As obras do Depósito 3 começaram em julho de 2006 – após o IBAMA e a CNEN terem concedido a licença para a instalação do Depósito 3 – e foram concluídas em abril de 2008. A CNEN e o IBAMA também já deram a autorização de operação do Depósito. Na fase de construção, a obra gerou, em média, 200 empregos pelo período de aproximadamente 12 meses. Após a conclusão, devido às características de segurança e utilização apenas como armazenagem, serão utilizadas cerca de sete pessoas durante as operações para a guarda de novos embalados. O Depósito está localizado na área da antiga pedreira, ao lado dos Depósitos 1 e 2, no sítio da Central Nuclear, e tem a capacidade de armazenar 1.700 embalados de 200 litros de Angra 2; 300 caixas metálicas de 1m³ de rejeitos não compactados de Angra 1; e 3.892 embalados de 200 litros gerados por Angra 1. O custo da empreendimento foi de R\$ 15.874.977 (15 milhões, 874 mil e 977 reais) (ELETRONUCLEAR, 2010b).

A ampliação do módulo B do Depósito 2 foi embargada em 03/02/2003 através do auto nº 7.667/2003, emitido pela Prefeitura Municipal de Angra dos Reis. Logo após esse embargo, que teve como base questões administrativas, houve um outro efetuado pelo MP, o qual entendeu que o licenciamento da referida obra não contemplava a apresentação de um EIA/RIMA, apesar de o mesmo não ter sido solicitado pelo IBAMA em suas condicionantes quando da emissão da licença (ELETRONUCLEAR, 2010b).

A Eletronuclear providenciou a elaboração do documento solicitado (EIA/RIMA) e conseguiu uma licença prévia. Uma das exigências do processo de licenciamento foi a realização de uma Audiência Pública. A empresa, atendendo à convocação do IBAMA, participou no dia 31 de agosto de 2006, em Angra dos Reis, de Audiência Pública para a ampliação do segundo depósito de rejeitos (Depósito 2B) e para a construção do Prédio de Monitoração da Central Nuclear, também objeto de licenciamento (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Na Audiência, foram apresentados os detalhes desses empreendimentos e o EIA/RIMA, encomendado pela Eletronuclear à empresa MRS Estudos Ambientais. A conclusão do estudo foi que a implantação do Depósito 2B e do Prédio de Monitoração não acrescentava risco significativo. Segundo a MRS, não se tratava de novas estruturas físicas que pudessem alterar o meio ambiente, mas sim de estruturas complementares. Além disso, os possíveis impactos são passíveis de controle dentro dos programas já em prática na empresa. As obras começaram em julho de 2007 e foram concluídas em janeiro de 2008. A CNEN e o IBAMA já autorizaram sua operação (ELETRONUCLEAR, 2010b).

O módulo B tem capacidade de armazenar até 3.744 tambores de 200 litros de rejeitos. O orçamento da obra foi de R\$ 1.602.236,00 (1 milhão, 602 mil e 236 reais) (ELETRONUCLEAR, 2010b).

O Prédio de Monitoração tem por finalidade realizar a contabilização isotópica dos embalados de rejeitos radioativos de baixa e média radioatividades. Funcionará como uma espécie de laboratório de análises, onde poderão ser realizadas as caracterizações dos materiais radioativos e efetuado o manuseio dos embalados de rejeitos. A edificação, ainda em fase de projeto, terá 785,5m² e sua construção levará cerca de 14 meses. O custo do empreendimento será de R\$ 29.000.000,00 (29 milhões de reais) (ELETRONUCLEAR, 2010b).

O esgotamento da capacidade de armazenamento do CGR se dará em 2020, quando, segundo planejamento da CNEN e da Eletronuclear, o depósito definitivo de rejeitos radioativos já estará implantado (ELETRONUCLEAR, 2010b). O CGR apresenta os seguintes dados em termos de capacidade de armazenamento:

TABELA 5.7 – UNIDADE E PERCENTUAL DE OCUPAÇÃO

(http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas_respostas/perguntas_respostas.php?id_categoria=4&id_subcategoria=17, 2010)

UNIDADE	PERCENTUAL DE OCUPAÇÃO (JULHO/2009)
1	82,00%
2A	98,00%
2B	0,00%
3A	5,00%
3B	0,00%

Eis a área de cada um dos três depósitos:

TABELA 5.8 – ÁREA DE ESTOCAGEM DOS DEPÓSITOS

(http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas_respostas/perguntas_respostas.php?id_categoria=4&id_subcategoria=17, 2010)

Depósito 1	949 m ² (Áreas de estocagem + Área Intermediária)
Depósito 2	1.178 m ² (Áreas de estocagem + Área de Descarregamento)
Depósito 3	917 m ² (Áreas de estocagem + Área de Descarregamento)

A ocupação dos Depósitos Iniciais não pode ser considerada apenas com a lógica da ocupação atual versus área disponível. O armazenamento é feito mediante um plano de remanejamento. Este considera o rearranjo, os tipos de embalados e de licenciamento de cada depósito (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Para gerenciar melhor o espaço ocupado dos depósitos, a Eletronuclear concluiu, em maio de 2006, um trabalho pioneiro de super-compactação dos embalados de rejeitos sólidos de baixa atividade. Tal medida foi necessária porque se identificou que o Depósito 1 estava perto de sua exaustão – cerca de 94% ocupado –, não tendo condições de receber os rejeitos da 14ª parada de Angra 1, que ocorreu em maio e junho de 2006 (ELETRONUCLEAR, 2010b).

O serviço de compactação começou em março de 2006 e foi executado pela empresa americana DTS/INET. Foi utilizada uma prensa com uma força de 2.200 toneladas para compactar 2.027 tambores. As tortas geradas (tambor prensado) foram colocadas em 128 caixas. Houve um ganho muito grande em termos de volume, já que foram recuperadas 78 células (espaço equivalente a 1.248 tambores), aumentando em 26% o espaço livre do Depósito. A super-compactação garantiu uma sobrevida para o Depósito 1 de pelo menos cinco anos. De agora em diante, será feito um trabalho para otimizar o máximo possível a utilização dos tambores, melhorando naturalmente a compactação do rejeito de baixa atividade (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Na Central Nuclear de Angra dos Reis está armazenado, em caráter provisório, todo o resíduo produzido pelas usinas Angra 1, desde 1982, e Angra 2, desde 2001. São, ao todo, 6.335 embalados que abrigam cerca de 2.466 m³ de rejeitos de Angra 1. De Angra 2, são 345 embalados, que ocupam 69 m³. Nos EUA, são cerca de 70 mil toneladas de combustível nuclear usado, atualmente armazenado em 131 lugares de 31 estados do país (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Eis a quantidade de elementos combustíveis (rejeitos de alta atividade) armazenados nas piscinas de combustível usado:

TABELA 5.9 – QUANTIDADE DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS ARMAZENADOS NAS PISCINAS

(http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas_respostas/perguntas_respostas.php?id_categoria=4&id_subcategoria=17, 2010)

USINA	QUANTIDADE	MASSA TOTAL
Angra 1	691 Elementos Combustíveis	267.150 kg
Angra 2	328 Elementos Combustíveis	178.760 kg

Para os elementos combustíveis usados (rejeitos de alta atividade) a capacidade das piscinas existentes é até 2021. A seguir, a capacidade total das piscinas que guardam elementos combustíveis:

TABELA 5.10 – CAPACIDADE TOTAL DAS PISCINAS QUE GUARDAM ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS

(http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas_respostas/perguntas_respostas.php?id_categoria=4&id_subcategoria=17, 2010)

USINA	CAPACIDADE
Angra 1	1.252 Elementos Combustíveis
Angra 2	1.084 Elementos Combustíveis
Angra 3	1.084 Elementos Combustíveis

Os rejeitos, ao serem gerados, passam por um processo de solidificação, após o que são acondicionados em embalados especiais (tambores de aço, liners, caixas metálicas ou de concreto) no interior das usinas. Esses embalados são manuseados por meio de empilhadeiras, talhas e pontes rolantes. O armazenamento se dá por empilhamento dessas embalagens conforme estabelecido em projeto. No caso dos tambores metálicos, os mesmos são colocados sobre pallets para o acondicionamento. Atualmente a Eletronuclear está adotando o uso de pallets metálicos e substituindo os antigos de madeira por esse novo modelo. Toda a operação com os embalados contendo rejeitos radioativos é monitorada pela divisão de proteção radiológica da Usina (ELETRONUCLEAR, 2010b).

O transporte dos rejeitos de baixa e média atividades de dentro das usinas para os depósitos iniciais é feito por meio de caminhão, sendo este escoltado pela segurança física e proteção radiológica. Note-se que o transporte ocorre no interior da área vigiada das usinas, com um percurso máximo de 2.000m. Ainda que o caminhão tombasse na encosta, nada aconteceria. Os embalados seriam transferidos para outro caminhão e levados normalmente aos depósitos. Vale observar, ainda, que a análise de risco considera este como sendo um acidente de baixíssima probabilidade (adaptado de ELETRONUCLEAR, 2010b).

O transporte de resíduos deve estar de acordo com a norma CNEN NE 5.01 – Transporte de Material Radioativo (pode ser facilmente encontrado no site da CNEN, no seguinte endereço eletrônico: <http://www.cnen.gov.br/seguranca/normas/pdf/Nrm501.pdf>, em 2010), que estabelece, entre outras disposições, o transporte de material radioativo. Os rejeitos são armazenados em estado sólido. Portanto, em caso de qualquer eventual acidente, os rejeitos continuarão confinados no interior do prédio através da manutenção de uma subpressão interna e serão retidos nos filtros High Efficiency Particulate Air - HEPA do sistema de ventilação em circuito fechado (adaptado de ELETRONUCLEAR, 2010b). Foram tomadas medidas de engenharia que garantem a estabilidade da encosta acima dos depósitos. Não há possibilidade de cair pedras sobre os depósitos (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Conforme a legislação em vigor, compete à CNEN, como delegada da União, dar destino final aos rejeitos radioativos em território nacional. Compete ao gerador dos rejeitos (como a Eletronuclear), a armazenagem inicial desse material até a sua transferência para a CNEN. Para os rejeitos nucleares da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA), a armazenagem inicial, intermediária e final está sendo equacionada de forma tecnicamente consistente e segura pela CNEN em parceria com a Eletronuclear. O destino final dos rejeitos de baixa e média atividades (materiais cuja contaminação não é removível, como luvas, peças de vestuário, filtros, resinas etc.) há muito tempo não constitui um desafio tecnológico apreciável, estando tecnicamente resolvido nos diversos países que possuem parques de geração nucleoe elétrica bem maiores que o brasileiro e utilizam a energia nuclear na medicina, na agricultura e na indústria (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Até o presente momento, já estão elaboradas as bases conceituais para a implantação de um Repositório Nacional de Rejeitos Radioativos de Média e Baixa Atividades gerados pela CNAAA e outros geradores. Estudos sobre as condições geológicas favoráveis à localização desses depósitos de média e baixa atividades estão em realização pela CNEN. Para os rejeitos de alta atividade, que estão contidos nos elementos combustíveis “queimados” (usados nos reatores das usinas nucleares, está sendo concebida pela CNEN, em colaboração com a Eletronuclear, uma moderna sistemática de encapsulamento, transporte e armazenamento desse material em um Depósito Intermediário de Longa Duração. Essa concepção, que permite a armazenagem com opção de recuperação posterior do combustível, permite esperar responsavelmente a melhor solução técnica e econômica para o destino final dos rejeitos de alta atividade, ou a decisão de reciclagem do combustível usado para a geração de energia elétrica, solução que já é praticada por diversos países (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Os brasileiros terão assim a tranquilidade de, nos próximos séculos, não sofrerem qualquer efeito negativo decorrente desses rejeitos, guardando para as futuras gerações a possibilidade de utilizar esse material como uma fonte de energia adicional. A Eletronuclear, em consonância com a CNEN, está planejando construir uma instalação piloto de armazenamento intermediário de longa duração de elementos combustíveis usados, para demonstrar que essa solução é tecnicamente adequada e fundamentada nos princípios de segurança. Esse projeto terá total transparência para a comunidade científica e o público em geral (ELETRONUCLEAR, 2010b).

A seleção do local para a implantação do depósito intermediário de longa duração para elementos combustíveis usados deverá atender a todos os requisitos técnicos e de segurança estabelecidos por normas e de acordo com as mais modernas técnicas nacionais e internacionais existentes para execução de trabalhos similares. Adicionalmente, considerando que essa instalação piloto garantirá a segurança das populações locais, a escolha da localização do depósito intermediário de longa duração para elementos combustíveis usados será feita com a participação e concordância dos municípios candidatos

cujo escolhido deverá receber uma compensação financeira de acordo com as resoluções da CNEN em cumprimento dos requisitos legais (ELETRONUCLEAR, 2010b).

O Comitê de Desenvolvimento do Programa Nuclear Brasileiro – CDPNB, criado em julho de 2008 por decreto do Presidente da República, estabeleceu como meta que o Depósito Final de Rejeitos Radioativos de Baixa e Média Atividades (Repositório Nacional) entre em operação em 2018 e que o Depósito Intermediário de Longa Duração para combustível usado, em 2026. Essas metas são compatíveis com as condicionantes do processo de licenciamento ambiental da Usina Angra 3. Note-se que a responsabilidade legal pela implantação de depósitos intermediários e finais de rejeitos radioativos é da Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN, tendo o operador da instalação geradora de rejeitos a responsabilidade limitada aos depósitos iniciais (ELETRONUCLEAR, 2010b).

A partir da entrada em operação do Depósito Final de Rejeitos Radioativos de Baixa e Média Atividades (Repositório Nacional), os rejeitos armazenados nos depósitos iniciais da CNAAB serão paulatinamente transferidos para essa instalação, abrindo espaços, no local, para armazenagem inicial após aquela data. A lei 10.308 estabelece que o “poluidor” é responsável pelos custos da deposição final dos rejeitos por ele gerados. A CNEN será indenizada pela Eletronuclear para prestar esse serviço de armazenagem final (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Considerando que a reciclagem de elementos combustíveis usados no Brasil hoje não é viável nem técnica nem economicamente e que é uma decisão que deverá ser tomada pelas gerações futuras, o Comitê de Desenvolvimento do Programa Nuclear Brasileiro estabeleceu a meta que o Depósito Intermediário de Longa Duração – DILD para elementos combustíveis usados seja implantado no país até 2026. O DILD será projetado, construído e operado de forma a garantir tecnicamente o armazenamento seguro, isto é, isolado do público e do meio ambiente, do combustível usado pelas usinas nucleares nacionais existentes e a serem implantadas, por período não inferior a 500 anos (ELETRONUCLEAR, 2010b).

Cronograma previsto : (ELETRONUCLEAR, 2010b)

- Repositório Nacional de Rejeitos de Baixa e Média atividades:
2014: Início da construção
2018: Início da operação

- Depósito Intermediário de Longa Duração para Combustíveis Usados
2009-10: Definição do conceito do depósito.
2014: Planta de Demonstração.
2015: Revisão do Projeto conceitual
2016: Seleção de local
2021: Início da construção
2026: Início da operação

O Brasil também possui um repositório próximo à superfície, fechado. Trata-se do Repositório de Abadia de Goiás, que foi especialmente projetado e construído para receber os rejeitos radioativos provenientes do acidente de Goiânia, envolvendo uma fonte de Cs-137 (AGUIAR, 2008).

FIGURA 5.30 – DEPÓSITO DE ABADIA

(<http://www.biofisica.ufsc.br/arquivos/fg11.jpg>, 2010)



5.16 – SITUAÇÃO DAS INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAS BRASILEIRAS

A respeito das instalações minero-industriais e a devida fiscalização das mesmas, a CNEN expõe que vem conseguindo fazer a inspeção dos seguintes locais: Mineração Taboca, Mamoré Mineração e Metalurgia, Companhia Brasileira de Metalurgia e Mineração - CBMM, Mineração Catalão e Companhia Industrial Fluminense (CNEN, 2010).

A Mineração Taboca - Mina de Pitinga, empresa do Grupo Parapanema, situa-se na reserva indígena Waimiri Atroari, no município de Presidente Figueiredo, a cerca de 330 km de Manaus - AM. Os depósitos minerais são compostos principalmente de cassiterita, columbita, tantalita, zirconita, xenotima e criolita. No início das operações industriais foram lavrados minérios em depósitos aluvionares e posteriormente o minério primário intemperizado. Pretende-se a curto prazo lavar a rocha sã devido ao esgotamento iminente do minério primário. Atualmente vem sendo processados nas unidades de beneficiamento físico, rejeitos depositados e minério primário, para recuperação e produção de apenas dois concentrados minerais: o concentrado de cassiterita e o concentrado de tantalita/columbita (CNEN, 2010).

FIGURA 5.31 – MINERAÇÃO TABOCA

(CNEN, 2010)



A Mamoré Mineração e Metalurgia é uma empresa do Grupo Parapanema que se encontra localizada em Pirapora do Bom Jesus, SP. A instalação realiza a metalurgia extrativa dos concentrados de cassiterita, oriundos da Mineração Taboca - Pitinga - AM, para produção de estanho metálico como produto principal e chumbo como subproduto. No processo operacional são obtidas escórias metalúrgicas intermediárias, as quais são estocadas em pilhas e reprocessadas para recuperação de valores agregados de estanho metálico, sendo produzida a escória final, que se constitui como rejeito sólido, a qual está sendo disposta à céu aberto também na forma de pilha (CNEN, 2010).

FIGURA 5.32 – MAMORÉ MINERAÇÃO E METALÚRGICA

(CNEN, 2010)



A Companhia Brasileira de Metalurgia e Mineração - CBMM é uma empresa privada cujos acionistas são o Grupo Moreira Sales e a Molycorp dos Estados Unidos. Situa-se no município de Araxá no sudoeste do estado de Minas Gerais e destina-se a obtenção e comercialização de produtos à base de nióbio. O complexo mineiro-industrial é constituído pela mina, instalações industriais de produção, bacias e depósitos de rejeitos e instalações administrativas. O minério extraído da mina é o pirocloro, que após processamento resulta nos seguintes produtos: ligas ferro-nióbio, ligas metálicas especiais, óxido de nióbio e nióbio metálico. Como rejeitos são obtidos principalmente: rejeitos do beneficiamento físico do pirocloro, finos de chumbo, liga ferro-fósforo e escória metalúrgica (CNEN, 2010).

FIGURA 5.33 – CAMPO DE MINERAÇÃO DE ARAXÁ (MG)

(CNEN, 2010)



A Mineração Catalão é uma empresa que processa minério de pirocloro para produção de liga ferro-nióbio e encontra-se localizada no município de Catalão-GO. O complexo mineiro-industrial é constituído pela mina, instalações de tratamento e beneficiamento físico de minério, unidade de tratamento químico, unidade de metalurgia e bacia de rejeitos. No processamento do minério são gerados rejeitos no beneficiamento físico, os quais são enviados à bacia de rejeitos e a escória metalúrgica, que vem sendo disposta em um depósito a céu aberto (CNEN, 2010).

FIGURA 5.34 – MINERAÇÃO EM CATALÃO (GO)

(CNEN, 2010)



A Companhia Industrial Fluminense - CIF é uma empresa localizada no município de São João Del Rei - MG, que produz óxido de tântalo e óxido de nióbio. Possui uma unidade para tratamento químico de concentrado de tantalita/columbita onde são realizadas operações de lixiviação fluorídrica, extração de nióbio e tântalo por solvente orgânico, precipitação dos hidróxidos metálicos e calcinação destes para obtenção de óxido de tântalo e óxido de nióbio. O principal rejeito do processamento é a borra da lixiviação onde se encontram distribuídos preferencialmente o urânio e tório contidos no concentrado da alimentação. Este rejeito vem sendo disposto em um depósito fechado (CNEN, 2010).

FIGURA 5.35 – ÁREA PERTENCENTE À CIF (MG)

(CNEN, 2010)



Neste contexto vem, sendo conduzido um programa de inspeções nas instalações minero-industriais, com o objetivo de verificar as condições de segurança destas, propondo caso necessário, medidas e programas de controle radiológico e modificações do processo operacional. As diretrizes propostas para as inspeções são as seguintes (CNEN, 2010):

- Analisar o funcionamento das unidades operacionais;
- Identificar etapas do processo mais críticas com relação à segurança nuclear;
- Identificar as linhas de fluxo do processo de geração de rejeitos;
- Coletar e analisar amostras de processo para levantamento do balanço de massas dos radionuclídeos;
- Estabelecer o comportamento de distribuição de radionuclídeos nos produtos e rejeitos gerados;
- Propor alterações de rotas de processo, quando exequível, visando melhoria das condições de segurança;
- Realizar monitoração para particulados, contaminação superficial e taxa de exposição nas áreas visando: verificar as condições de exposição radiológica dos trabalhadores; avaliar a necessidade de classificação das áreas; propor medidas corretivas para minimizar a geração de poeiras no processo; propor a instalação de sistemas de abatimento de poeiras e exaustão adequados;
- Avaliação da necessidade de realização de monitorações individuais nos trabalhadores, a partir dos resultados obtidos das monitorações nas áreas industriais.

Além disso, há de se reconhecer também o trabalho realizados por Pires do Rio et al (2002), que acompanhou o nível de radioatividade gerado pelos rejeitos de mineração nas instalações minero-industriais não-uraníferas brasileiras. Seu trabalho de pesquisa incluiu as minas brasileiras de fosfato, nióbio, carvão e ouro.

CAPÍTULO 6 – REATOR NUCLEAR BASEADO EM TÓRIO

Segundo Rubens Maiorino, pesquisador do **IPEN**, as possibilidades de gestão de resíduos e do combustível irradiado envolvem o tório como uma alternativa de combustível para reduzir a toxicidade dos resíduos de longa vida e restringir a produção de plutônio tanto nos reatores atuais, como nos conceitos de reatores em desenvolvimento. A **Agência Internacional de Energia Atômica** tem promovido reuniões técnicas e coordenado projetos de pesquisa nesse sentido (BRASIL NUCLEAR, 2010).

Para Greneche e colaboradores (2007), os rejeitos gerados no ciclo do combustível nuclear a base de Tório iriam requerer tratamentos similares àqueles dispensados aos rejeitos dos combustíveis baseados em Urânio. Porém, a quantidade de rejeitos radiotóxicos e de plutônio gerados pelo ciclo do Tório parece ser significativamente menor, sob as mesmas condições, do que ocorre no ciclo do Urânio. A tecnologia em tela consiste em transformar o Tório em Urânio-233, material passível de utilização como combustível nuclear.

Os resultados das pesquisas tecnológicas para reatores nucleares de tório têm sido satisfatórios quando obtidos em pequena escala. Entretanto, é necessário desenvolver infra-estrutura capaz de prover a utilização do Tório em larga escala, incluindo-se os desafios no setor na mineração, processamento e transporte do minério, conformação e reprocessamento do combustível (BOUISSOU, 2007).

A Índia, que controla um quarto das reservas mundiais de tório, quer usar o metal como substituto do urânio, garantindo assim a sua independência energética. A previsão é que o reator entre em uso no ano 2020. O projeto indiano é um dos poucos no mundo a considerar seriamente essa alternativa aos combustíveis tradicionais do setor nuclear, o urânio e o plutônio (BOUISSOU, 2007).

A utilização do tório no ciclo de combustão nuclear oferece numerosas vantagens aos cientistas e engenheiros. O mineral gera volume de detritos radiativos mais de 50% inferior ao do urânio, e está disponível em quantidade muito maior. As reservas indianas de tório foram estimadas em 290 mil toneladas, ante apenas 70 mil toneladas para as de urânio.

A Índia pretende ampliar a participação da energia nuclear em sua geração de energia elétrica a 25%, em 2050, ante a proporção atual de 3,7%, mas lhe falta urânio. A Índia não dispõe, em seu subsolo, de mais que 1% das reservas mundiais desse elemento, e não está autorizada a importar o metal desde 1974, quando conduziu seu primeiro teste nuclear. Por isso, resta-lhes desenvolver o uso do tório, que, talvez, venha a se tornar o combustível preferencial da independência energética indiana (BOUISSOU, 2007).

A Índia já construiu um reator de teste miniaturizado com potência de 30 megawatts e capaz de converter tório em urânio 233. Essa tecnologia permitiria que a Índia, no futuro, planejasse a construção de reatores que utilizariam como combustível o urânio 233 e uma quantidade pequena de plutônio (BOUISSOU, 2007).

A convicção demonstrada pelos indianos quanto ao potencial futuro do tório existe, igualmente, no grupo norte-americano **Novastar Resources**, que deseja estabelecer posição como líder em um futuro mercado desse elemento radiativo, e para isso adquiriu uma mina de tório nos Estados Unidos (BOUISSOU, 2007).

Um dos pioneiros neste ramo foi o Dr. Alvin Radkowsky, fundador da *Thorium Power Inc.*, que trabalhou durante décadas buscando o desenvolvimento de um reator a base de Tório. Uma outra vantagem alegadas por ele é que, o combustível usado neste tipo de reator não pode ser utilizado para a fabricação de armas nucleares. Assim, este método representa uma tecnologia mais limpa e segura (BERNSTEIN, 2002).

O conhecimento das reservas de tório são deficientes, em função dos pequenos esforços realizados para a sua prospecção, em função da baixa demanda existente. As maiores reservas de tório são provenientes da monazita, que é encontrada na Austrália, no Egito, na Índia, na Libéria, no Brasil e nos Estados Unidos, mas a possibilidade de descoberta de novas jazidas é muito grande (AYOUB, 1999).

CAPÍTULO 7 – CONSTATAÇÕES E CONCLUSÕES

7.1 – DIFERENÇAS ENTRE DEPÓSITOS DE REJEITOS RADIOATIVOS E ATERROS SANITÁRIOS

1ª - As principais diferenças e semelhanças entre os depósitos de rejeitos radioativos e os aterros sanitários, incluindo os rejeitos perigosos são abordadas na tabela seguinte, excluindo-se os lixões e aterros controlados.

TABELA 7.1 – CRITÉRIOS DE ATERROS USUAIS E DEPÓSITOS DE REJEITOS RADIOATIVOS

TIPO DE ATERRO OU DEPÓSITO	CRITÉRIOS DE PROJETO
Aterro Sanitário para Resíduos Comuns	1º - receber uma grande quantidade de resíduos durante um longo tempo; 2º - deve ser impermeável e estar longe de lençóis freáticos e corpos d'água; 3º - capaz de gerar empregos, principalmente para pessoas marginalizadas.
Aterro para Resíduos Perigosos	1º - receber os resíduos produzidos durante a vida útil da fábrica e/ou ter capacidade de expansão; 2º - deve ser impermeável estar longe de lençóis freáticos e corpos d'água; 3º - requer o conhecimento prévio das propriedades físico-químicas dos descartes; 4º - a mão-de-obra deve ser especializada; 5º - a vigilância no local deve ser constante.
Depósito para Rejeitos Radioativos de Baixa ou Média Atividade	1º - receber grandes quantidades de resíduos; 2º - deve ser impermeável e estar longe de lençóis freáticos e corpos d'água; 3º - avaliar a geologia local e sua adequação ao projeto; 4º requer mão-de-obra especializada; 5º - a vigilância no local deve ser constante; 6º - deve possuir mecanismos de blindagem da radiação.
Depósito para Rejeitos de Alta Atividade	1º - receber grandes quantidades de resíduos; 2º - deve ser impermeável e estar longe de lençóis freáticos e corpos d'água; 3º - avaliar a geologia local e para ser instalado em profundidade; 4º - requer mão-de-obra especializada; 5º - a vigilância no local deve ser constante; 6º - deve possuir mecanismos de blindagem da radiação; 7º - deve possuir um sistema que dissipe o calor gerado.

2ª - Todos os quatro tipos devem estar imunes a efeitos como inundações, abalos geológicos e outros fenômenos da natureza, que possam desencadear a disseminação de resíduos e radioatividade indesejáveis para a Natureza, causando graves transtornos para o meio-ambiente e as populações.

3ª - Os Rejeitos Radioativos de Alta Atividade são os mais perigosos, e devem ser depositados em regiões geológicas mais profundas do que os escolhidos para outros descartes.

4ª - A periculosidade dos materiais radioativos pode atrair terroristas, e por isso qualquer Depósito de Rejeitos Radioativos necessita de uma segurança reforçada e especializada. Por causa deste temor, o governo de Nevada (EUA) tem se mostrado contrário ao projeto de construção do depósito que ficará situado na montanha de Yucca, e seria capaz de abrigar setenta e sete mil toneladas de lixo radioativo por até dez mil anos. Tal projeto consumiu 22 anos de estudos. (adaptado de BBC BRASIL, 2002)

FIGURA 7.1 – ÁREA ONDE ESTÁ SENDO INSTALADO O DEPÓSITO DA MONTANHA DE YUCCA

(http://www.bbc.co.uk/portuguese/ciencia/020723_lixonuclearm1.shtml, 2010)



5ª - Embora a legislação responsabilize aqueles que são omissos com os resíduos radioativos gerados nas suas respectivas atividades, existe um risco, ainda que mínimo, de um material radioativo ir para um aterro comum, ao invés de um depósito adequado para o seu armazenamento.

6ª - Em qualquer caso de destinação indevida de resíduos radioativos, é habitual contatar os especialistas da CNEN para que as providências cabíveis sejam executadas.

7.2 – A INCINERAÇÃO DE REJEITOS MUNICIPAIS E RADIOATIVOS

7ª - Uma destinação viável para os resíduos urbanos é a sua incineração para geração de energia elétrica, prática que já é adotada em diversos países, em especial aqueles com falta de espaço para a implantação de aterros sanitários, como o Japão e a China Continental.

8ª - No entanto, no caso dos rejeitos radioativos, esta alternativa precisa ser melhor avaliada, tanto econômica e tecnicamente quanto em termos de segurança, uma vez que a adoção deste método requer o uso de filtros especiais, como dito anteriormente.

7.3 – REJEITOS RADIOATIVOS NAS INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS

9ª - As instalações minero-industriais não costumam ter depósitos específicos para rejeitos radioativos, tal como ocorre com os rejeitos de instalações radiativas e nucleares. A disposição destes rejeitos é geralmente feita em lagoas especialmente projetadas ("ponds"), no caso de efluentes, e aterros, no caso de rejeitos sólidos.

10ª - No caso da disposição dos rejeitos sólidos derivados da mineração associada ao urânio, os aterros se assemelham bastante aos aterros municipais de rejeitos perigosos, e existe, também, uma grande preocupação com a liberação de materiais prejudiciais para o meio ambiente.

11ª - Os depósitos de rejeitos radioativos não incluem rejeitos líquidos, sendo estes solidificados antes da deposição final; mas, as instalações minero-industriais mantêm as lagoas para receber seus efluentes.

12ª - A impermeabilização das lagoas ou aterros para destinação dos rejeitos de mineração é feita de modo semelhante ao realizado em aterros sanitários. Não se conhece qualquer critério de blindagem para

rejeitos minero-industriais possuidores de substâncias potencialmente radioativas

13^a – As lagoas (“ponds”) que recebem efluentes minero-industriais radioativos não incluem qualquer sistema para conter a difusão de radionuclídeos e outros elementos perigosos pela evaporação da água ali contida. Porém, a solidificação dos efluentes, tal como se dá nas instalações radiativas e nucleares, são claramente mais eficientes nesse sentido.

14^a – A CNEN já elaborou – segundo depoimentos dos seus especialistas – algumas normas para a destinação de resíduos radioativos das mineradoras não-uraníferas.

7.4 – A ADOÇÃO DE LEIS QUE TRATEM DAS INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS

15^a – *Inexiste uma lei brasileira para rejeitos radioativos das instalações minero-industriais.*

16^a – A eliminação da carência legislativa auxiliará a CNEN na sua missão fiscalizadora, trazendo assim diversos benefícios para as populações e o meio ambiente.

17^a – Existe ainda um grande desconhecimento sobre a possibilidade de aproveitamento dos rejeitos de urânio emitidos nas minerações não-uraníferas, e essa hipótese merece discussões técnicas, econômicas, estratégicas e políticas.

7.5 – LEIS INTERNACIONAIS QUE TRATAM DAS INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS

18^a – Entendendo-se a necessidade de buscar uma referência legislativa próxima, constatou-se, por exemplo, que nos Estados Unidos da América, existem a NRC (“*Nuclear Regulatory Commission*”), entidade que trata das questões nucleares; e a EPA (“*Environmental Protection Agency*”), que regulamenta e cuida do setor ambiental. São equivalentes à **Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN** e ao **Conselho Nacional do Meio Ambiente – CONAMA**.

19^a – Nos EUA, assim como no Brasil, os rejeitos radioativos gerados nas instalações minero-industriais ainda não são tratados especificamente pela lei que aborda os rejeitos radioativos. Para suprir esta carência, enquanto não surge uma lei específica para tais rejeitos, a EPA utiliza as normas existentes para fiscalizar a situação destas instalações (EPA, 2010).

20^a – Com base nas leis e normas existentes, a EPA monitora a qualidade do ar nas minas, fiscaliza o nível de segurança dos rejeitos dispostos nessas minas, observa a qualidade da água disponível para consumo, entre outros aspectos.

21^a – No caso dos fertilizantes produzidos a partir de fosfatos, a EPA (2010) emite um certificado que recomenda ou não o uso de tais fertilizantes em função dos riscos radiológicos.

22^a – Apesar da carência de leis, não há registro nos EUA envolvendo acidentes radiológicos nessas instalações, o que prova a eficiência da fiscalização.

23 – A EPA (2010) mantém dados de medições de radioatividade sobre as minas de fosfato, fosfogesso, cobre, alumínio, ouro, prata, titânio, zinco e terras raras, além das próprias minas de urânio.

24^a – As informações disponíveis indicam que as normas internacionais para instalações minero-industriais ainda estão em fase de desenvolvimento pelo mundo todo.

25^a – Alguns países ainda estão criando suas normas gerais para a radioatividade, e a AIEA (1998) publica o efeito dessas mudanças nos seus regulamentos.

26^a – **A princípio, o uso de reatores nucleares a base de tório, ao invés de urânio, pode minimizar a geração de resíduos radioativos.**

7.8 – CONCLUSÕES

1ª - Embora já se saiba como gerenciar adequadamente os resíduos radioativos, principalmente os de baixa e média atividade, o Brasil ainda precisa de depósitos finais para lidar com os mesmos, que dependem da superação de entraves sociais, políticos e econômicos.

2ª - Devido a quantidade enorme de atividades mineradoras existentes no Brasil, cada caso possui especificidades que variam de acordo com o local, com a mina a ser explorada, com as técnicas empregadas, entre outros. Certamente, a forma e os custos de se aproveitar o urânio numa mina de fosfato não é exatamente igual ao que ocorre em outros locais, como em minas de nióbio, por exemplo.

3ª - As instalações mínero-industriais carecem ainda de leis que regulem a situação de seus rejeitos radioativos, para que se preserve a sustentabilidade do meio-ambiente, a saúde dos trabalhadores destes locais e a população ao redor destas minas.

4ª - O reator nuclear baseado em Tório tem se apresentado como solução e é importante que o Brasil, possuidor de reservas conhecidas, pesquise a implementação desta tecnologia em escala industrial.

5ª - A exemplo do que ocorre no restante do mundo, o assunto mais complicado é aquele que trata dos rejeitos de alta atividade.

6ª - Embora a legislação responsabilize aqueles que são omissos com os resíduos radioativos gerados nas suas respectivas atividades, existe um risco, ainda que mínimo, de um material radioativo ir para um aterro comum, ao invés de um depósito adequado para o seu armazenamento.

7ª - Em qualquer caso, é habitual contatar os especialistas da CNEN.

8ª - Entende-se que é importante manter equipamentos adequados e pessoal devidamente treinado para lidar com a possibilidade de surgirem resíduos radioativos em aterros controlados e sanitários.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ABRIL, **INB e Galvani vão explorar urânio e fosfato no Ceará**, disponível em <http://www.abril.com.br/noticias/economia/inb-galvani-vaio-explorar-uranio-fosfato-ceara-464172.shtml>, 2010.
- AGUIAR, L.A.; SOARES, P.S.M.; MELO, P.F.F.F.; ALVIM, A.C.M., **Análise de Risco Aplicada à Gestão de Rejeitos: Uma Revisão Aplicada aos Depósitos de Rejeitos Radioativos Próximos à Superfície**, CETEM/MCT, Rio de Janeiro, 2008.
- ALMEIDA, C., **Gerência e Segurança de Rejeitos Radioativos**, acessado em http://www.cebri.org.br/pdf/417_pdf.pdf, 2010.
- ARRUDA, P.R., **Relatório da visita às minas de sal de Asse, Alemanha**, CNEN, Rio de Janeiro, 1974.
- ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE ENERGIA NUCLEAR, **Cartilha ABEN – Respondendo as Dúvidas Sobre Angra 3**, disponível em <http://www.aben.com.br/html/cartilha.html>, 2010.
- ATKINS, P.; JONES, L., **Princípios de Química – Questionando a Vida Moderna e o Meio Ambiente**, 2 ed., Bookman, Porto Alegre, 2001.
- AYOUB, J.M.S., **Estudo de diferentes rotas de preparação de óxidos binários de tório e urânio**, IPEN/CNEN, São Paulo, 1999.
- BBC BRASIL, **Presidente dos EUA aprova 'super-depósito' de lixo radioativo**, acessado em http://www.bbc.co.uk/portuguese/ciencia/020723_lixonuclearml1.shtml, 2010.
- BERNSTEIN, A., **Alvin Radkowsky, 86, Dies; Pioneer of Nuclear Energy**, Washington Post, Pág. B07, 22 de Fevereiro de 2002.
- BOUISSOU, J., **Índia planeja construir usina nuclear ecológica**, trad. Migliacci, P.E., disponível em <http://noticias.terra.com.br/ciencia/interna/0,,OI2094154-EI299,00.html>, 2010; Le Monde, França, 2007.
- BRAGG, K.; GERA, F., **Assessing approaches, safety issues in the disposal of solid radioactive waste**, IAEA Bulletin, Vienna, 2000.
- BUCKHAM, J.A.; MCBRIDGE, J.A., **Pilot-plant studies of the fluidized-bed waste calcination process**, IAEA, Vienna, 1963.
- CARDOSO, E.M., **Energia Nuclear**, CNEN, Rio de Janeiro, disponível em <http://www.cnen.gov.br/ensino/apostilas/energia.pdf>, 2010a.
- CARDOSO, E.M., **Radioatividade**, CNEN, Rio de Janeiro, disponível em <http://www.cnen.gov.br/ensino/apostilas/radio.pdf>, 2010b.
- CASTRO, M.C., **Avaliação do perfil dos resíduos de serviços de saúde de Belo Horizonte quanto à presença de Rejeitos Radioativos na destinação final**, CDTN, Belo Horizonte, 2005.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, **Gerenciamento de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas, CNEN-NE 6.05**, CNEN, Rio de Janeiro, 1985.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, **Resolução CNEN – 19/85**, Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas, CNEN, 1985.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, **Gerenciamento de Rejeitos Radioativos em Usinas Nucleoelétricas, Posição Regulatória 1.26/001**, 2008.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, **Inspecções em Instalações Mínero-Industriais**, disponível em <http://www.cnen.gov.br/lapoc/tecnica/inspmind.asp>, 2010.
- COSTA, F.L.; LIMA, H.M., **Plano conceitual de fechamento para a unidade de concentrado de urânio da INB em Caetité, Bahia**, Revista Escola de Minas vol. 59, n.º 4, Ouro Preto, 2006.

- DAROS, K.A.C., **Detectores de Radiação Ionizante**, disponível em <http://www.higieneocupacional.com.br/download/deteciores-daros.pdf>, 2010.
- DICIONARIO LIVRE DE GEOCIENCIAS, **Bota-fora**, disponível em <http://www.dicionario.pro.br/dicionario/index.php/Bota-fora>, 2010
- ELETRONUCLEAR, **Panorama da energia nuclear no mundo**, ELETRONUCLEAR, Rio de Janeiro, 2009.
- ELETRONUCLEAR, **Temas Gerais – Rejeitos**, acessado em http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas_respostas/perguntas_respostas.php?id_categoria=4&id_subcategoria=25, 2010a.
- ELETRONUCLEAR, **Temas Gerais – Rejeitos**, acessado em http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas_respostas/perguntas_respostas.php?id_categoria=4&id_subcategoria=17, 2010b.
- ENOKIHARA, C.T., **O Armazenamento de Rejeitos Radioativos no Brasil, com Ênfase Especial em Rochas**, IPEN, São Paulo, 1983.
- ENVIRONMENTAL, **Survey of the reprocessing and waste management portions of LWR fuel cycle**, NUREG, Washington D.C., 1976.
- ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY - EPA, **Mining Wastes**, disponível em <http://www.epa.gov/rpdweb00/tenorm/mining.html>, 2010.
- FATOR AMBIENTAL, **Obras ambientais: expansão do Pond de Rejeito do Efluente Líquido**, disponível em <http://www.fatorambiental.com.br/atuacao/projeto-geotecnico-aterro-residuos.php>, 2010.
- FERNANDES, H.M.; RIO, M.A.P.; FRANKLIN, M.R., **Impactos radiológicos na indústria de fosfato**, CETEM, Rio de Janeiro, 2004
- FIGUEIRA, R.C.L; CUNHA, I.I.L, **A Contaminação dos Oceanos por Radionuclídeos Antropogênicos**, IPEN-CNEN, São Paulo, 1997.
- FIGUEIREDO, M.M, **Estudos de metodologias alternativas de disposição de rejeitos para a Mineração Casa de Pedra – Congonhas/MG**, UFOP, Ouro Preto, 2007.
- FIOCRUZ, **Radiação**, disponível em http://www.fiocruz.br/biosseguranca/Bis/lab_virtual/radiacao.html, 2010.
- FOLHA ONLINE, **Obama deve cortar gastos com projeto para depósito de lixo nuclear**, disponível em <http://www1.folha.uol.com.br/folha/mundo/ult94u509580.shtml>, 2010.
- GARCIA, M.A.A., **Caracterização radioquímica e impacto radiológico ambiental no processamento de cassiterita para produção de estanho e chumbo metálicos**, IPEN-USP, São Paulo, 2009
- GRENECHE, D.; SZYMCZAK, W.J.; BUCHHEIT, J.M.; DELPECH, M.; VASILE, A.; GOLFIER, H., **Rethinking the Thorium Fuel Cycle: an industrial point of view**, ICAPP, Nice, 2007.
- HART, K.P.; LEVINS, D.M., **Radon emanation from Bem Lomond Tailings, Australian Atomic Energy Comission**, Austrália, 1983.
- HIROMOTO, G.; DELLAMANO, J.C.; MARUMO, J.T.; ENDO, L.S.; VICENTE, R.; HIRAYAMA, T., **Introdução à Gerência de Rejeitos Radioativos**, IPEN, São Paulo, 1999.
- HIRSCH, H.; BECKER, O.; SCHNEIDER, M.; FROGGATT, A., **Perigos dos Reatores Nucleares – Riscos na Operação da Tecnologia Nuclear no Século 21**, Greenpeace, Amsterdam, 2005
- HOLCOMB, W.B., **A history of ocean disposal of package low-level radioactive waste**, Nucl. Saf., 1982

HOLMES, J.M.; BLOMEKE, J.O.; CLARK, W.E.; GOOBEE, H.W.; HANCHER, C.W.; SUDDATH, J.C.; WHATLEY, M.E., **Pot calcination process for converting highly radioactive wastes to solids**, IAEA, Vienna, 1963.

IGNÁCIO, E., **Energia, suas origens e consequências**, disponível em http://www.eca.usp.br/njr/voxsocientiae/ercio_ignacio_38.htm, 2010.

INDUSTRIAS NUCLEARES DO BRASIL, **O mineral urânio**, disponível em http://www.inb.gov.br/inb/webforms/Interna2.aspx?secao_id=47, 2010

INEEL, **Summary on Calcination**, INEEL, Idaho, 2002.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Shallow ground disposal of radioactive waste**, IAEA, Vienna, 1981.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Operating experience in shallow ground disposal of radioactive wastes**, IAEA, Vienna, 1985.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **The environmental behavior of radium**, IAEA, Vienna, 1990.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Radioactive waste management: an IAEA source book**, IAEA, Vienna, 1992.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Report on radioactive waste disposal**, IAEA, Vienna, 1993

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Impact of new environmental and safety regulations on uranium exploration, mining, milling and management of its waste**, IAEA, Vienna, 1998

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Near surface disposal of radioactive waste, Safety Standards Series No. WS-R-1, IAEA**, Vienna, 1999a.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Safety assessment for near surface disposal of radioactive waste, Safety Guide No. WS-G-1.1, IAEA**, Vienna, 1999b.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Scientific and technical basis for the near surface disposal of low and intermediate level waste, Technical Reports Series No. 412, IAEA**, Vienna, 2002.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Radioactive waste management glossary**, IAEA, Vienna, 2003a.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities TECDOC no.1380**, 2003b.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Safety assessment methodologies for near surface disposal facilities, results of a coordinated research project. Volume 1 – Review and enhancement of safety assessment approaches and tools**, IAEA, Vienna, 2004.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, **Geological disposal of radioactive waste: technological implications for retrievability**, IAEA, Vienna, 2009.

LACOSTE, A.C., **Safety issues in the near surface disposal of radioactive waste, international conference on the safety of radioactive waste management**, Espanha, 2000.

LAMENGO SIMÕES FILHO, F.F.; FERNANDES, H.R.S.M.; FRANKLIN, M.R.; FLEXOR, J.M.; FONTES, S.L.; PEREIRA FILHO, S.R.; NASCIMENTO, F.M.F., **Impactos de mineração e sustentabilidade no semi-árido, estudo de caso: Unidade de Concentração de Urânio - URA (Caetité, BA)**, CETEM, Rio de Janeiro, 2003

- LEDUC, M.P.; SMITH, P.E., **Tailings Co-Disposal – Innovations for Cost Savings and Liability Reduction**, Austrália, 2003.
- MACACINI, J.F., **Desenvolvimento de método para quantificação de taxa de exalação de ^{222}Rn em bacias de rejeitos radioativos e estudo de solo como material mitigador**, USP, Piracicaba, 2008.
- MELDONIAN, N.L., **Previsão da demanda de transporte de materiais radioativos para o programa nuclear brasileiro e os aspectos de segurança**, IPEN, São Paulo, 1979.
- MESQUITA, C.H., **Detectores**, disponível em <http://www.fcf.usp.br/Ensino/Graduacao/Disciplinas/LinkAula/My-Files/Detectores.htm>, 2010.
- NACE, R.L., **Contributions of geology to the problem of radioactive waste disposal**, IAEA, Vienna, 1960.
- PERSONA, J.J.; BRADSHAW, R.L.; ROBERTS, J.T.; BLOMEKE, J.O., **Economic evaluation of tank storage and pot-calcination of power reactor fuel reprocessing wastes**, IAEA, 1963.
- PIRES DO RIO, M.A.; AMARAL, E.C.S.; FERNANDES, H.M.; ROCHEDO, E.R.R., **Environmental radiological impact associated with non-uranium mining industries: a proposal for screening criteria**, Journal of Environmental Radioactivity 59, p. 1-17, 2002.
- REVISTA BIODIESEL BR, **Radiação e radioatividade**, disponível em <http://www.biodieselbr.com/energia/nuclear/radiacao-radioatividade.htm>, 2010.
- REVISTA BRASIL NUCLEAR, **A economia dos isótopos**, disponível em http://www.aben.com.br/html/topico.php?Cd_Revista_Topico=53, 2010.
- REVISTA MINÉRIOS E MINERALES, **Indústrias Nucleares do Brasil**, disponível em <http://www.minerios.com.br/index.php?page=materia.php&id=1589>, 2010
- REZENDE, A.F., **Perguntas e Respostas – O Lixo Atômico**, disponível em <http://www.nuclear.radiologia.nom.br/diversos/ipen1.htm>, 2010.
- ROBERTS, L.E.J., **Radioactive waste management** Annu. Rev. Nucl. Part. Sci., 40:79-112, 1990
- ROMAGNOLE, E.B., **Aspectos econômicos do urânio no Brasil**, UFRRJ, Rio de Janeiro, 2010.
- RZYSKI, B.M.; SUAREZ, A.A., **Evaluation of solidified cement waste form**, IPEN, São Paulo, 1987.
- SERVIÇO DE LIMPEZA URBANA DO DISTRITO FEDERAL - SLU, **Diferença entre Aterro Sanitário, Aterro Controlado e Lixão**, acessado em http://www.slu.df.gov.br/005/00502001.asp?ttCD_CHAVE=12698, 2010.
- SILVA, E. M. P. DA; CUSSIOL, N. A. DE M., **Gerência de rejeitos radioativos de serviços da saúde**. CDTN, Belo Horizonte, 1999.
- SIMPSON, E.S., **Summary of current geological research in the United States of America pertinent to radioactive waste disposal on land**, IAEA, Vienna, 1960.
- SIMPSON, E.S., **Investigations of the movement of radioactive substances in the ground – Part 1 – Geohydrology and general consideration**, IAEA, Vienna, 1962.
- SOUZA, V.O.; BORMA, L.D.S.; MENDONÇA, R.M.G., **Projeto de coberturas secas para controle da drenagem ácida em depósitos geradores de acidez**, CETEM, Rio de Janeiro, 2003
- TAUHATA, L; SALATI, I.P.A.; PRINZIO, R.; PRINZIO, M.A.A.R.R., **Radioproteção e Dosimetria – Fundamentos – 5ª Revisão**, IRD/CNEN, Rio de Janeiro, 2003.
- VICENTE, R., **Development and design of a cementation process**, IPEN, São Paulo, 1987.
- WIKIPEDIA, **Radioatividade**, disponível em <http://pt.wikipedia.org/wiki/Radioatividade>, 2010a.

WIKIPEDIA, **Energia Nuclear**, acessado em http://pt.wikipedia.org/wiki/Energia_nuclear, 2010b.

WIKIPEDIA, **Acidente Radiológico de Goiânia**, acessado em http://pt.wikipedia.org/wiki/Acidente_radiol%C3%B3gico_de_Goi%C3%A2nia, 2010c.

WINSHE, W.E.; DAVIS JR, M.W.; GOODLETT, C.B.; OCCHIPINTI, E.S.; WEBSTER, D.S., **Calcination of radioactive waste in molten sulphur**, IAEA, Vienna, 1963.

CRITÉRIOS DE PROJETO
PARA
ATERROS DE REJEITOS RADIOATIVOS

UDSON DE FREITAS PIVA,
TOMPSON CRUZ DE FARIAS
IVAN DE OLIVEIRA RIBEIRO

ANEXOS

EQW 501 Projeto Final de Curso – EQ/QI

Orientador:

Prof. Dr. Abraham Zakon

ESCOLA DE QUÍMICA DA UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO

Agosto de 2010

ANEXO I

Presidência da República
Casa Civil
Subchefia para Assuntos Jurídicos

LEI No 10.308, DE 20 DE NOVEMBRO DE 2001.

Mensagem de veto Dispõe sobre a seleção de locais, a construção, o licenciamento, a operação, a fiscalização, os custos, a indenização, a responsabilidade civil e as garantias **referentes aos depósitos de rejeitos radioativos**, e dá outras providências.

O PRESIDENTE DA REPÚBLICA Faço saber que o Congresso Nacional decreta e eu sanciono a seguinte Lei:

Capítulo I

Disposições Preliminares

Art. 1º Esta Lei estabelece normas para o destino final dos rejeitos radioativos produzidos em território nacional, incluídos a seleção de locais, a construção, o licenciamento, a operação, a fiscalização, os custos, a indenização, a responsabilidade civil e as garantias referentes aos depósitos radioativos.

Parágrafo único. Para efeito desta Lei, adotar-se-á a nomenclatura técnica estabelecida nas normas da Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN.

Art. 2º A União, com base nos arts. 21, inciso XXIII, e 22, inciso XXVI, da Constituição Federal, por meio da CNEN, no exercício das competências que lhe são atribuídas pela Lei no 6.189, de 16 de dezembro de 1974, modificada pela Lei no 7.781, de 27 de junho de 1989, é responsável pelo destino final dos rejeitos radioativos produzidos em território nacional.

Art. 3º São permitidas a instalação e a operação dos seguintes tipos de depósitos de rejeitos radioativos:

I – depósitos iniciais;

II - depósitos intermediários;

III - depósitos finais.

Art. 4º Os depósitos iniciais, intermediários e finais serão construídos, licenciados, administrados e operados segundo critérios, procedimentos e normas estabelecidos pela CNEN, vedado o recebimento nos depósitos finais de rejeitos radioativos na forma líquida ou gasosa.

§ 1º Os depósitos iniciais utilizados para o armazenamento de rejeitos nas instalações de extração ou de beneficiamento de minério poderão ser convertidos em depósitos finais, mediante expressa autorização da CNEN.

§ 2º Nos casos de acidentes radiológicos ou nucleares, excepcionalmente, poderão ser construídos depósitos provisórios, que serão desativados, com a transferência total dos rejeitos para depósito intermediário ou depósito final, segundo critérios, procedimentos e normas especialmente estabelecidos pela CNEN.

Capítulo II

Da Seleção de Locais para Depósitos

de Rejeitos Radioativos

Art. 5º A seleção de locais para depósitos iniciais obedecerá aos critérios estabelecidos pela CNEN para a localização das atividades produtoras de rejeitos radioativos.

Art. 6º A seleção de locais para instalação de depósitos intermediários e finais obedecerá aos critérios, procedimentos e normas estabelecidos pela CNEN.

Parágrafo único. Os terrenos selecionados para depósitos finais serão declarados de utilidade pública e desapropriados pela União, quando já não forem de sua propriedade.

Art. 7º É proibido o depósito de rejeitos de quaisquer naturezas nas ilhas oceânicas, na plataforma continental e nas águas territoriais brasileiras.

Capítulo III

Da Construção de Depósitos de Rejeitos Radioativos

Art. 8o O projeto, a construção e a instalação de depósitos iniciais de rejeitos radioativos são de responsabilidade do titular da autorização outorgada pela CNEN para operação da instalação onde são gerados os rejeitos.

Art. 9o Cabe à CNEN projetar, construir e instalar depósitos intermediários e finais de rejeitos radioativos.

Parágrafo único. Poderá haver delegação dos serviços previstos no caput a terceiros, mantida a responsabilidade integral da CNEN.

Capítulo IV

Do Licenciamento e da Fiscalização dos Depósitos

Art. 10. A responsabilidade pelo licenciamento de depósitos iniciais, intermediários e finais é da CNEN no que respeita especialmente aos aspectos referentes ao transporte, manuseio e armazenamento de rejeitos radioativos e à segurança e proteção radiológica das instalações, sem prejuízo da licença ambiental e das demais licenças legalmente exigíveis.

Art. 11. A fiscalização dos depósitos iniciais, intermediários e finais será exercida pela CNEN, no campo de sua competência específica, sem prejuízo do exercício por outros órgãos de atividade de fiscalização prevista em lei.

Capítulo V

Da Administração e Operação dos Depósitos

Art. 12. Constituem obrigações do titular da autorização para operar a atividade geradora dos rejeitos a administração e a operação de depósitos iniciais.

Art. 13. Cabe à CNEN a administração e a operação de depósitos intermediários e finais.

Parágrafo único. Poderá haver delegação dos serviços previstos no caput a terceiros, mantida a responsabilidade integral da CNEN.

Capítulo VI

Da Remoção dos Rejeitos

Art. 14. A remoção de rejeitos de depósitos iniciais para depósitos intermediários ou de depósitos iniciais para depósitos finais é da responsabilidade do titular da autorização para operação da instalação geradora dos rejeitos, que arcará com todas as despesas diretas e indiretas decorrentes.

Parágrafo único. A remoção de rejeitos prevista no caput será sempre precedida de autorização específica da CNEN.

Art. 15. A remoção de rejeitos dos depósitos intermediários para os depósitos finais é de responsabilidade da CNEN, que arcará com todas as despesas diretas e indiretas decorrentes.

Parágrafo único. Poderá haver delegação do serviço previsto no caput a terceiros, mantida a responsabilidade integral da CNEN.

Capítulo VII

Dos Custos dos Depósitos de Rejeitos Radioativos

Art. 16. O titular da autorização para a operação da instalação geradora de rejeitos arcará integralmente com os custos relativos à seleção de locais, projeto, construção, instalação, licenciamento, administração, operação e segurança física dos depósitos iniciais.

Art. 17. A CNEN arcará com os custos relativos à seleção de locais, projeto, construção, instalação, licenciamento, administração, operação e segurança física dos depósitos intermediários e finais.

Parágrafo único. A CNEN poderá celebrar com terceiros convênios ou ajustes de mútua cooperação relativos à efetivação total ou parcial do que trata o caput, não se isentando, com isso, de sua responsabilidade.

Art. 18. O serviço de depósito intermediário e final de rejeitos radioativos terá seus respectivos custos indenizados à CNEN pelos depositantes, conforme tabela aprovada pela Comissão Deliberativa da CNEN, a vigorar a partir do primeiro dia útil subsequente ao da publicação no Diário Oficial da União.

§ 1o Para a elaboração da tabela referida no caput a Comissão Deliberativa levará em conta, entre outros, os seguintes fatores:

I - volume a ser depositado;

II - ativo isotópico do volume recebido;

III - custo de licenciamento, da construção, da operação, da manutenção e da segurança física do depósito.

§ 2o São dispensados do pagamento dos custos de que trata o caput os projetos vinculados à Defesa Nacional.

Capítulo VIII

Da Responsabilidade Civil

Art. 19. Nos depósitos iniciais, a responsabilidade civil por danos radiológicos pessoais, patrimoniais e ambientais causados por rejeitos radioativos neles depositados, independente de culpa ou dolo, é do titular da autorização para operação daquela instalação.

Art. 20. Nos depósitos intermediários e finais, a responsabilidade civil por danos radiológicos pessoais, patrimoniais e ambientais causados por rejeitos radioativos neles depositados, independente de culpa ou dolo, é da CNEN.

Art. 21. No transporte de rejeitos dos depósitos iniciais para os depósitos intermediários ou de depósitos iniciais para os depósitos finais, a responsabilidade civil por danos radiológicos pessoais, patrimoniais e ambientais causados por rejeitos radioativos é do titular da autorização para operação da instalação que contém o depósito inicial.

Art. 22. No transporte de rejeitos dos depósitos intermediários para os depósitos finais, a responsabilidade civil por danos radiológicos pessoais, patrimoniais e ambientais causados por rejeitos radioativos é da CNEN.

Parágrafo único. Poderá haver delegação do serviço previsto no caput a terceiros, mantida a responsabilidade integral da CNEN.

Capítulo IX

Das Garantias

Art. 23. As autorizações para operação de depósitos iniciais, intermediários ou finais condicionam-se à prestação das garantias previstas no art. 13 da Lei no 6.453, de 17 de outubro de 1977.

Art. 24. Para a operação e o descomissionamento de depósitos iniciais e de intermediários e finais, caso estes estejam sendo operados por terceiros, o titular da autorização para operação da instalação deverá oferecer garantia para cobrir as indenizações por danos radiológicos causados por rejeitos radioativos.

Art. 25. Nos depósitos intermediários e finais, caso sejam operados por terceiros, consoante o art. 13 desta Lei, o prestador de serviços deverá oferecer garantia para cobrir as indenizações por danos radiológicos.

Capítulo X

Dos Direitos sobre os Rejeitos Radioativos

Art. 26. Pelo simples ato de entrega de rejeitos radioativos para armazenamento nos depósitos intermediários ou finais, o titular da autorização para operação da instalação geradora transfere à CNEN todos os direitos sobre os rejeitos entregues.

Capítulo XI

Dos Depósitos Provisórios

Art. 27. Nos casos de acidentes nucleares ou radiológicos, a CNEN, a seu exclusivo critério, considerada a emergência enfrentada, poderá determinar a construção de depósitos provisórios para o armazenamento dos rejeitos radioativos resultantes.

Art. 28. A seleção do local, projeto, construção, operação e administração dos depósitos provisórios, ainda que executadas por terceiros devidamente autorizados, são de exclusiva responsabilidade da CNEN.

§ 1o A fiscalização dos depósitos provisórios será exercida pela CNEN, no campo de sua competência específica, sem prejuízo do exercício por outros órgãos de atividade de fiscalização prevista em lei.

§ 2o Os custos relativos aos depósitos provisórios, inclusive os de remoção de rejeitos e descomissionamento, são de responsabilidade da CNEN.

Art. 29 (VETADO)

Art. 30. O Estado em cujo território ocorrer o acidente e conseqüente instalação do depósito provisório será

responsável pelo fornecimento de guarda policial para a garantia da segurança física e inviolabilidade do referido depósito.

Art. 31. A responsabilidade civil por danos radiológicos pessoais, patrimoniais e ambientais causados por rejeitos nos depósitos provisórios ou durante o transporte do local do acidente para o depósito provisório e deste para o depósito final é da CNEN.

Parágrafo único. A responsabilidade civil pelos danos radiológicos causados por rejeitos armazenados em depósito provisório decorrente de falha na segurança física é do Estado.

Capítulo XII

Disposições Gerais

Art. 32. A responsabilidade civil por danos decorrentes das atividades disciplinadas nesta Lei será atribuída na forma da Lei no 6.453, de 1977.

Art. 33. É assegurado à CNEN o direito de regresso em relação a prestadores de serviço na hipótese de culpa ou dolo destes.

Art. 34. Os Municípios que abriguem depósitos de rejeitos radioativos, sejam iniciais, intermediários ou finais, receberão mensalmente compensação financeira.

§ 1o A compensação prevista no caput deste artigo não poderá ser inferior a 10% (dez por cento) dos custos pagos à CNEN pelos depositantes de rejeitos nucleares.

§ 2o Caberá à CNEN receber e transferir aos Municípios mensalmente os valores previstos neste artigo, devidos pelo titular da autorização para operação da instalação geradora de rejeitos.

§ 3o Nos depósitos iniciais e intermediários, onde não haja pagamentos previstos no § 1o deste artigo, o titular da autorização da operação da instalação geradora de rejeitos pagará diretamente a compensação ao Município, em valores estipulados pela CNEN, levando em consideração valores compatíveis com a atividade da geradora e os parâmetros estabelecidos no § 1o do art. 18 desta Lei.

Art. 35. Os órgãos responsáveis pela fiscalização desta Lei enviarão anualmente ao Congresso Nacional relatório sobre a situação dos depósitos de rejeitos radioativos.

Art. 36. É proibida a importação de rejeitos radioativos.

Capítulo XIII

Disposições Transitórias

Art. 37. A CNEN deverá iniciar estudos para a seleção de local, projeto, construção e licenciamento para a entrada em operação, no mais curto espaço de tempo tecnicamente viável, de um depósito final de rejeitos radioativos em território nacional.

Parágrafo único. Para atingir o objetivo fixado no caput, a CNEN deverá receber dotação orçamentária específica.

Art. 38 (VETADO)

Art. 39. Esta Lei entra em vigor na data de sua publicação.

Brasília, 20 de novembro de 2001; 180o da Independência e 113o da República.

FERNANDO HENRIQUE CARDOSO

Aloysio Nunes Ferreira Filho, José Serra, José Jorge, Ronaldo Mota Sardenberg, José Carlos Carvalho

Este texto não substitui o publicado no D.O.U. De 21.11.2001

ANEXO II

Decreto nº 5935 de 19 de novembro de 2006

Promulga a Convenção Conjunta para o Gerenciamento Seguro de Combustível Nuclear Usado e dos Rejeitos Radioativos.

O PRESIDENTE DA REPÚBLICA, no uso da atribuição que lhe confere o art. 84, inciso IV, da Constituição, e

Considerando que o Congresso Nacional aprovou o texto da Convenção Conjunta para o Gerenciamento Seguro de Combustível Nuclear Usado e dos Rejeitos Radioativos, celebrada em Viena, em 5 de setembro de 1997, por meio do Decreto Legislativo nº 1.019, de 11 de novembro de 2005;

Considerando que o Governo brasileiro ratificou a citada Convenção em 17 de fevereiro de 2006;

Considerando que a Convenção entrou em vigor para o Brasil em 18 de maio de 2006;

DECRETA:

Art. 1º A Convenção Conjunta para o Gerenciamento Seguro de Combustível Nuclear Usado e dos Rejeitos Radioativos, assinada pelo Governo brasileiro em 31 de outubro de 1997, apensa por cópia ao presente Decreto, será executada e cumprida tão inteiramente como nela se contém.

Art. 2º São sujeitos à aprovação do Congresso Nacional quaisquer atos que possam resultar em revisão da referida Convenção ou que acarretem encargos ou compromissos gravosos ao patrimônio nacional, nos termos do art. 49, inciso I, da Constituição.

Art. 3º Este Decreto entra em vigor na data de sua publicação. Brasília, 19 de outubro de 2006; 185º da Independência e 118º da República.

LUIZ INÁCIO LULA DA SILVA
Celso Luiz Nunes Amorim

CONVENÇÃO CONJUNTA SOBRE O GERENCIAMENTO SEGURO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO E DOS REJEITOS RADIOATIVOS

Preâmbulo

· Capítulo 1 - Objetivos, Definições e Campo de Aplicação

artigo 1: Objetivos

artigo 2: Definições

artigo 3: Campo de Aplicação

· Capítulo 2 - Gerenciamento Seguro do Combustível Nuclear Usado

artigo 4: Requisitos Gerais de Segurança

artigo 5: Instalações Existentes

artigo 6: Escolha de Local para Instalações Propostas

artigo 7: Projeto e Construção de Instalações

artigo 8: Avaliação de Segurança das Instalações

artigo 9: Operação das Instalações

artigo 10: Deposição de Combustível nuclear usado

· Capítulo 3 - Gerenciamento Seguro dos Rejeitos Radioativos

artigo 11: Requisitos Gerais de Segurança

artigo 12: Instalações Existentes e Práticas Anteriores

artigo 13: Escolha de Local para Instalações Propostas

artigo 14: Projeto e Construção de Instalações

artigo 15: Avaliação de Segurança das Instalações

artigo 16: Operação de Instalações

artigo 17: Medidas Institucionais após o Fechamento

· Capítulo 4 - Disposições Gerais sobre Segurança

artigo 18: Medidas de Implementação

artigo 19: Estrutura Legal e Regulatória

artigo 20: Órgão Regulatório

artigo 21: Responsabilidade do Licenciado

artigo 22: Recursos Humanos e Financeiros

artigo 23: Garantia de Qualidade

artigo 24: Proteção Radiológica Operacional

artigo 25: Preparação para Emergência

artigo 26: Descomissionamento

· Capítulo 5 - Disposições Gerais

artigo 27: Movimento Transfronteiriço

artigo 28: Fontes Seladas fora de Uso

· Capítulo 6 - Reuniões das Partes Contratantes

artigo 29: Reunião Preparatória

artigo 30: Reuniões de Revisão

artigo 31: Reuniões Extraordinárias

artigo 32: Relatório

artigo 33: Participação

artigo 34: Relatórios Resumidos

artigo 35: Idiomas

artigo 36: Confidencialidade

artigo 37: Secretariado

• **Capítulo 6 - Reuniões das Partes Contratantes**

artigo 29: Reunião Preparatória

artigo 30: Reuniões de Revisão

artigo 31: Reuniões Extraordinárias

artigo 32: Relatório

artigo 33: Participação

artigo 34: Relatórios Resumidos

artigo 35: Idiomas

artigo 36: Confidencialidade

artigo 37: Secretariado

• **Capítulo 7 - Cláusulas Finais e outras Disposições**

artigo 38: Solução de Controvérsias

artigo 39: Assinatura, Ratificação, Aceitação, Aprovação e Adesão

artigo 40: Entrada em Vigor

artigo 41: Emendas à Convenção

artigo 42: Denúncia

artigo 43: Depositário

artigo 44: Textos Autênticos

Preâmbulo

AS PARTES CONTRATANTES

- i) Reconhecendo que a operação de reatores nucleares produz combustível nuclear usado e rejeitos radioativos e que outras aplicações de tecnologias nucleares também geram rejeitos radioativos;
- ii) Reconhecendo que os mesmos objetivos de segurança se aplicam tanto ao gerenciamento do combustível nuclear usado como dos rejeitos radioativos;
- iii) Reafirmando a importância para a comunidade internacional de assegurar que práticas adequadas sejam planejadas e implementadas para a gerenciamento seguro do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos;
- iv) Reconhecendo a importância de informar ao público sobre as questões referentes ao gerenciamento seguro do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos;
- v) Desejando promover a nível mundial uma efetiva cultura de segurança nuclear;
- vi) Reafirmando que a responsabilidade máxima de assegurar a segurança do gerenciamento do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos cabe ao Estado;
- vii) Reconhecendo que a definição de uma política sobre o ciclo do combustível cabe ao Estado, alguns Estados considerando combustível nuclear usado como um recurso válido que pode ser reprocessado, outros optando pela sua deposição;
- viii) Reconhecendo que o combustível nuclear usado e os rejeitos radioativos excluídos da presente Convenção, por estarem dentro de programas militares ou de defesa, devem ser gerenciados de acordo com os objetivos estabelecidos nesta Convenção;
- ix) Afirmado a importância da cooperação internacional para aprimorar o gerenciamento seguro de combustível nuclear usado e rejeitos radioativos por meio de mecanismos bilaterais e multilaterais e por meio do incentivo desta Convenção;
- x) Cientes das necessidades dos países em desenvolvimento, em particular dos países menos desenvolvidos, e dos Estados com economias em transição e da necessidade de permitir que mecanismos existentes assistam no cumprimento dos seus direitos e obrigações estabelecidos nesta Convenção;
- xi) Convencidos de que rejeitos radioativos devem, sempre que compatível com o gerenciamento seguro desse material, ser depositados no Estado onde foram gerados, embora reconhecendo que, em certas circunstâncias, o gerenciamento seguro e eficiente do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos possa ser fomentado por meio de acordos entre as Partes Contratantes para o rejeitos originarem-se de projetos conjuntos;
- xii) Reconhecendo que qualquer Estado tem o direito de proibir a importação para o seu território de combustível nuclear usado e de rejeitos radioativos de origem estrangeira;
- xiii) Tendo em mente a Convenção sobre Segurança Nuclear (1994), a Convenção sobre Pronto Notificação de Acidente Nuclear (1986), a Convenção sobre Assistência em Caso de Acidente Nuclear ou Emergência Radiológica (1986), a Convenção sobre Proteção Física de Material Nuclear (1980), a Convenção sobre a Prevenção de Poluição Marinha por Alijamento de Rejeitos e Outros Materiais, emendada (1994) e outros instrumentos internacionais pertinentes;
- xiv) Tendo em mente os princípios contidos nos "Padrões Internacionais Básicos de Segurança para Proteção contra Radiação Ionizante e para a Segurança de Fontes de Radiação" (1996), nos Princípios Fundamentais de Segurança da AIEA intitulados "Os Princípios de Gerenciamento de Rejeitos Radioativos" (1995) e os padrões internacionais existentes relativos à segurança do transporte de materiais radioativos;
- xv) Recordando o Capítulo 22 da Agenda 21 da Conferência das Nações Unidas sobre Meio Ambiente e Desenvolvimento no Rio de Janeiro, adotada em 1992, que reafirma a extrema importância do gerenciamento seguro e ambientalmente adequado dos rejeitos radioativos;
- xvi) Reconhecendo o desejo de fortalecer o sistema internacional de controle aplicável especificamente aos materiais radioativos conforme referido no Artigo 1(3) da Convenção da Basiléia sobre o Controle do Movimento Transfronteiriço de Rejeitos Perigosos e seu Depósito (1989);

ACORDARAM O SEGUINTE:

CAPÍTULO 1 - OBJETIVOS, DEFINIÇÕES E CAMPO DE APLICAÇÃO

ARTIGO 1. OBJETIVOS

Os objetivos desta Convenção são:

- i) Alcançar e manter um alto nível de segurança mundial no gerenciamento do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos, por meio do incremento de medidas de cooperação nacional e internacional, incluindo quando apropriado, cooperação técnica relacionada com a segurança;
- ii) Assegurar que durante todos os estágios do gerenciamento do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos haja efetiva proteção contra riscos potenciais, de modo que os indivíduos, a sociedade e o meio ambiente sejam protegidos dos efeitos nocivos da radiação ionizante, agora e no futuro, de maneira que as necessidades e aspirações da presente geração sejam atendidas sem comprometer a habilidade das futuras gerações para atender suas necessidades e aspirações;
- iii) Prevenir acidentes com conseqüências radiológicas e mitigar suas conseqüências, caso ocorram durante qualquer estágio do gerenciamento do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos.

ARTIGO 2. DEFINIÇÕES

Para os propósitos desta Convenção:

- (a) "fechamento" significa a finalização de todas as operações em certo tempo após a colocação do combustível nuclear usado ou dos rejeitos radioativos numa instalação de depósito. Isto inclui a engenharia final ou outros trabalhos necessários para colocar a instalação em condições de segurança a longo prazo;
- (b) "descomissionamento" significa todas as etapas destinadas à liberação de uma instalação nuclear, exceto uma instalação de depósito, do controle regulatório. Essas etapas incluem os processos de descontaminação e desmantelamento;
- (c) "descargas" significa liberação planejada e controlada no meio-ambiente, como uma prática legitimada, dentro dos limites autorizados pelo órgão regulatório, de materiais radioativos líquidos ou gasosos que se originam de instalações nucleares durante operação normal;
- (d) "deposição" significa a colocação do combustível nuclear usado ou rejeitos radioativos em uma instalação apropriada sem a intenção de recuperação;
- (e) "licença" significa qualquer autorização, permissão ou certificação expedida por um órgão regulatório para executar qualquer atividade relativa ao gerenciamento do combustível nuclear usado ou dos rejeitos radioativos;
- (f) "instalação nuclear" significa uma instalação civil e seu terreno, prédios e equipamentos associados, nos quais materiais radioativos são produzidos, processados, empregados, manuseados, armazenados ou depositados em tal volume que requeira considerações de segurança;
- (g) "vida útil de operação" significa o período durante o qual uma instalação para gerenciamento de combustível nuclear usado ou de rejeitos radioativos é utilizada para o propósito previsto. No caso de uma instalação de depósito, o período começa quando combustível nuclear usado ou rejeitos radioativos são colocados pela primeira vez na instalação e termina quando do fechamento da instalação;
- (h) "rejeito radioativo" significa material radioativo em estado gasoso, líquido ou sólido para o qual nenhum outro uso é previsto pela Parte Contratante ou por pessoa física ou jurídica cuja decisão é aceita pela Parte Contratante, e que é controlado como rejeito radioativo por um órgão regulatório sob a égide legislativa e regulatória da Parte Contratante;
- (i) "gerenciamento de rejeitos radioativos" significa todas as atividades, inclusive de descomissionamento, relativas ao manuseio, pré-tratamento, tratamento, condicionamento, armazenamento ou deposição de rejeitos radioativos, excluindo o transporte para fora da instalação, podendo também envolver descargas;
- (j) "instalação para gerenciamento de rejeitos radioativos" significa qualquer instalação cujo propósito primário é o gerenciamento de rejeitos radioativos, incluindo uma instalação nuclear em processo de descomissionamento somente se for designada pela Parte Contratante como uma instalação para gerenciamento de rejeitos radioativos;
- (k) "órgão regulatório" significa qualquer órgão ou órgãos com outorga de autoridade legal pela Parte Contratante para regular qualquer aspecto de gerenciamento seguro de combustível nuclear usado ou rejeitos radioativos, incluindo a expedição de licenças;
- (l) "reprocessamento" significa um processo ou operação com o propósito de extrair isótopos radioativos de combustível nuclear usado para usos posteriores;
- (m) "fonte selada" significa material radioativo que está permanentemente selado em cápsula ou lacrado e em forma sólida, excluindo os elementos combustíveis de reator;

- (n) "combustível nuclear usado" significa combustível nuclear que foi nuclear usado no reator e removido em caráter definitivo do núcleo do reator;
- (o) "gerenciamento do combustível nuclear usado" significa todas as atividades relacionadas com manuseio ou armazenamento de combustível nuclear usado, excluindo transporte fora da instalação, podendo também envolver descargas;
- (p) "instalação de gerenciamento de combustível nuclear usado" significa qualquer instalação com o propósito primário de gerenciar combustível nuclear usado;
- (q) "Estado de destino" significa um Estado para o qual um movimento transfronteiriço é planejado ou executado;
- (r) "Estado de origem" significa um Estado do qual um movimento transfronteiriço está planejado para ser iniciado ou é iniciado;
- (s) "Estado de trânsito" significa qualquer Estado, outro que não um Estado de origem ou um Estado de destino, por cujo território um movimento transfronteiriço é planejado ou executado;
- (t) "armazenamento" significa a guarda de combustível nuclear usado ou de rejeitos radioativos numa instalação que preveja sua contenção, com a intenção de recuperá-lo;
- (u) "movimento transfronteiriço" significa qualquer transporte de combustível nuclear usado ou de rejeitos radioativos de um Estado de origem para um Estado de destino.

ARTIGO 3. CAMPO DE APLICAÇÃO

1. Esta Convenção será aplicada ao gerenciamento seguro do combustível nuclear usado quando o combustível nuclear usado resultar da operação de reatores nucleares civis. Combustível nuclear usado mantido em instalação de reprocessamento como parte de uma atividade de reprocessamento não está coberto pelo escopo desta Convenção, a menos que a Parte Contratante declare o reprocessamento como parte do gerenciamento do combustível nuclear usado;
2. Esta Convenção será aplicada também ao gerenciamento seguro de rejeitos radioativos quando esses rejeitos radioativos resultarem de aplicações civis. Entretanto, esta Convenção não será aplicada a rejeitos que contenham somente materiais radioativos em estado natural e que não tenham sido originados do ciclo de combustível nuclear, a menos que constituam uma fonte selada fora de uso ou sejam declarados como rejeitos radioativos para os propósitos desta Convenção pela Parte Contratante;
3. Esta Convenção não será aplicada para o gerenciamento seguro de combustível nuclear usado ou rejeitos radioativos dentro de programas militares ou de defesa, exceto se declarado como combustível nuclear usado ou rejeitos radioativos para os propósitos desta Convenção pela Parte Contratante. Entretanto, esta Convenção será aplicada ao gerenciamento seguro do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos de programas militares ou de defesa se e quando tais materiais forem transferidos permanentemente e gerenciados dentro de programas exclusivamente civis.
4. Esta Convenção será também aplicada a descargas, conforme estipulado nos artigos 4, 7, 11, 14, 24 e 26.

CAPÍTULO 2 - GERENCIAMENTO SEGURO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO

ARTIGO 4. REQUISITOS GERAIS DE SEGURANÇA

Cada Parte Contratante tomará as devidas medidas para assegurar que em todos os estágios do gerenciamento de combustível nuclear usado, indivíduos, sociedade e meio ambiente sejam adequadamente protegidos contra riscos radiológicos.

Assim sendo, cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para:

- i) assegurar que a criticalidade e a remoção do calor residual gerado durante o gerenciamento do combustível nuclear usado sejam adequadamente consideradas;
- ii) assegurar que a geração de rejeitos radioativos associada ao gerenciamento do combustível nuclear usado seja mantida no mínimo praticável, consistente com o tipo da política adotada para o ciclo do combustível;
- iii) levar em consideração interdependências entre as diferentes etapas do gerenciamento do combustível nuclear usado;
- iv) prover efetiva proteção aos indivíduos, sociedade e meio ambiente, com a aplicação a nível nacional de métodos de proteção adequados, conforme aprovados pelo órgão regulatório, no contexto de sua legislação nacional, que tenha em devida conta padrões e critérios internacionalmente aceitos;
- v) ter em consideração os riscos biológicos, químicos e outros que possam estar associados ao gerenciamento do combustível nuclear usado;

vi) empenhar-se para evitar ações que imponham impactos razoavelmente previsíveis sobre as futuras gerações maiores que os permitidos para a presente geração;

vii) visar a evitar impor ônus indevidos sobre as futuras gerações.

ARTIGO 5. INSTALAÇÕES EXISTENTES

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para rever a segurança de qualquer instalação de gerenciamento de combustível nuclear usado na época em que a Convenção entrar em vigor para aquela Parte Contratante e assegurar que, se necessário, todas as melhorias razoavelmente factíveis sejam feitas para elevar a segurança de tal instalação.

ARTIGO 6. ESCOLHA DO LOCAL PARA INSTALAÇÕES PROPOSTAS

1. Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que procedimentos para uma proposta instalação de gerenciamento de combustível nuclear usado sejam estabelecidos e implementados para:

i) avaliar todos os fatores pertinentes relativos ao local proposto passíveis de afetar a segurança de tal instalação durante sua vida útil de operação;

ii) avaliar os possíveis impactos de segurança de tal instalação sobre indivíduos, sociedade e meio ambiente;

iii) deixar disponíveis informações sobre a segurança de tal instalação aos membros do público;

iv) consultar Partes Contratantes nas vizinhanças de tal instalação, na medida em que essas Partes possam ser afetadas por aquela instalação, e fornecer-lhes, a pedido delas, dados gerais referentes à instalação para habilitá-las a avaliar os possíveis impactos de segurança da instalação sobre seus territórios.

2. Assim agindo, cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que tais instalações não terão efeitos inaceitáveis sobre as outras Partes Contratantes por terem sido localizadas de acordo com os requisitos gerais de segurança previstos no artigo 4.

ARTIGO 7. PROJETO E CONSTRUÇÃO DE INSTALAÇÕES

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que:

i) o projeto e a construção de instalação para gerenciamento de combustível nuclear usado prevejam medidas adequadas para limitar possíveis impactos radiológicos sobre indivíduos, sociedade e o meio ambiente, incluindo aqueles decorrentes de descargas ou liberações sem controle;

ii) na fase de projeto, planos conceituais e, se necessário, disposições técnicas para o descomissionamento de uma instalação para gerenciamento de combustível nuclear usado sejam levados em conta;

iii) as tecnologias incorporadas ao projeto e construção de uma instalação para gerenciamento de combustível nuclear usado estejam aprovadas pela experiência, testes e análises.

ARTIGO 8. AVALIAÇÃO DE SEGURANÇA DAS INSTALAÇÕES

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que:

i) antes da construção de uma instalação para gerenciamento de combustível nuclear usado, proceda-se a uma avaliação sistemática de segurança e a uma avaliação ambiental apropriada aos riscos apresentados pela instalação e cobrindo sua vida útil de operação;

ii) antes da operação de uma instalação de gerenciamento de combustível nuclear usado, versões atualizadas e detalhadas da avaliação de segurança e da avaliação ambiental tenham sido preparadas caso necessário para complementar as avaliações referidas no parágrafo (i).

ARTIGO 9. OPERAÇÃO DE INSTALAÇÕES

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que:

i) a licença para operar uma instalação de gerenciamento de combustível nuclear usado seja baseada em avaliações apropriadas, conforme previsto no artigo 8, e seja condicional ao término de um programa de comissionamento demonstrando que a instalação, como construída, está de acordo com os requisitos de projeto e de segurança;

ii) limites operacionais e condições decorrentes dos testes, experiência operacional e avaliações, como previstos no artigo 8, sejam definidos e revistos quando necessário;

iii) operação, manutenção, monitoramento, inspeção e teste de uma instalação para gerenciamento de combustível nuclear usado sejam conduzidos de acordo com rotinas estabelecidas;

- iv) engenharia e suporte técnico de todos os campos relativos à segurança estejam disponíveis durante a vida útil de operação de uma instalação para gerenciamento de combustível nuclear usado;
- v) incidentes relevantes para a segurança sejam reportados tempestivamente pelo portador da licença ao órgão regulatório;
- vi) programas para coletar e analisar a experiência operacional pertinente estejam estabelecidos, e seus resultados sejam objeto de ação, onde apropriado;
- vii) planos de descomissionamento para uma instalação de gerenciamento de combustível nuclear usado sejam preparados e atualizados, conforme necessário, utilizando informações obtidas durante a vida útil de operação da instalação, e sejam revistos pelo órgão regulatório.

ARTIGO 10. DEPOSIÇÃO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR USADO

Se, de acordo com a sua própria estrutura legislativa e regulatória, a Parte Contratante determina a deposição final do combustível nuclear usado, a deposição de tal combustível nuclear usado deverá estar de acordo com as obrigações do Capítulo 3 relativas à deposição de rejeitos radioativos.

CAPÍTULO 3 - GERENCIAMENTO SEGURO DOS REJEITOS RADIOATIVOS

ARTIGO 11. REQUISITOS GERAIS DE SEGURANÇA

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que em todas as etapas do gerenciamento de rejeitos radioativos indivíduos, sociedade e o meio ambiente estejam adequadamente protegidos contra riscos radiológicos e outros riscos.

Assim sendo, cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para:

- i) assegurar que a criticalidade e a remoção do calor residual gerado durante o gerenciamento dos rejeitos radioativos sejam adequadamente consideradas;
- ii) assegurar que a geração de rejeitos radioativos seja mantida no mínimo factível;
- iii) levar em consideração interdependências entre as diferentes etapas do gerenciamento de rejeitos radioativos;
- iv) prover a efetiva proteção dos indivíduos, da sociedade e do meio ambiente pela aplicação em nível nacional de métodos de proteção adequados, conforme aprovados pelo órgão regulatório, no contexto de sua legislação nacional, que leve em devida consideração padrões e critérios internacionalmente aceitos;
- v) ter em consideração os riscos biológicos, químicos e outros que possam estar associados ao gerenciamento de rejeitos radioativos;
- vi) empenhar-se para evitar ações que imponham impactos razoavelmente previsíveis sobre as futuras gerações maiores que os permitidos para a presente geração;
- vii) visar a evitar impor ônus indevidos sobre futuras gerações.

ARTIGO 12. INSTALAÇÕES EXISTENTES E PRÁTICAS ANTERIORES

Cada Parte Contratante tomará, no devido momento, medidas apropriadas para revisar:

- i) a segurança de qualquer instalação para o gerenciamento de rejeitos radioativos existente ao tempo em que a Convenção entrar em vigor para aquela Parte Contratante e assegurar que, se necessário, todas as melhorias razoavelmente factíveis sejam feitas para elevar a segurança da referida instalação;
- ii) os resultados de práticas passadas a fim de determinar se alguma intervenção é necessária por razões de proteção radiológica, lembrando que a redução em detrimento resultante da redução em dose deve ser suficiente para justificar o risco e os custos, inclusive custos sociais, da intervenção.

ARTIGO 13. ESCOLHA DE LOCAL PARA INSTALAÇÕES PROPOSTAS

1. Cada Parte Contratante tomará as medidas adequadas para assegurar que procedimentos sejam estabelecidos e implementados para uma instalação proposta de gerenciamento de rejeitos radioativos para:

- i) avaliar todos os fatores pertinentes relativos ao local proposto passíveis de afetar a segurança de tal instalação durante a sua vida útil de operação como também aqueles de uma instalação de depósito após o fechamento;
- ii) avaliar o possível impacto de segurança de tal instalação sobre indivíduos, sociedade e meio ambiente, tendo em conta a possível evolução das condições do local das instalações de depósito após o fechamento;

iii) tornar disponível para membros do público informações sobre a segurança de tal instalação;

iv) consultar Partes Contratantes nas vizinhanças de tal instalação, na medida em que essas Partes possam ser afetadas por aquela instalação, e fornecer-lhes, a pedido delas, dados gerais referentes à instalação para habilitá-las a avaliar os possíveis impactos de segurança da instalação sobre seus territórios.

2. Assim agindo, cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que tais instalações não terão efeitos inaceitáveis sobre as outras Partes Contratantes por estarem localizadas de acordo com os requisitos gerais de segurança previstos no artigo 11.

ARTIGO 14. PROJETO E CONSTRUÇÃO DE INSTALAÇÕES

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que:

i) o projeto e a construção de instalações para gerenciamento de rejeitos radioativos prevejam medidas adequadas para limitar possíveis impactos radiológicos sobre indivíduos, sociedade e o meio ambiente, incluindo aqueles das descargas e liberações sem controle;

ii) na fase de projeto, planos conceituais e, quando necessário, disposições técnicas para o descomissionamento de uma instalação para gerenciamento de rejeitos radioativos, exceto no caso de uma instalação de depósito, sejam levados em consideração;

iii) na fase de projeto, disposições técnicas para o fechamento de uma instalação de depósito sejam preparadas;

iv) as tecnologias incorporadas ao projeto e construção de uma instalação de gerenciamento de rejeitos radioativos estejam aprovadas pela experiência, teste ou análise.

ARTIGO 15. AVALIAÇÃO DA SEGURANÇA DE INSTALAÇÕES

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que:

i) antes da construção de uma instalação para gerenciamento de rejeitos radioativos, sejam realizadas uma avaliação sistemática de segurança e uma avaliação ambiental apropriada para os riscos apresentados pela instalação e cobrindo a sua vida útil de operação;

ii) além disso, antes da construção de uma instalação de depósito, sejam realizadas uma avaliação sistemática de segurança e uma avaliação ambiental para o período posterior ao fechamento, e os resultados avaliados pelos critérios estabelecidos pelo órgão regulatório;

iii) antes da operação de uma instalação para gerenciamento de rejeitos radioativos, versões atualizadas e pormenorizadas da avaliação de segurança e da avaliação ambiental sejam preparadas sempre que necessário para complementar as avaliações referidas no parágrafo (i).

ARTIGO 16. OPERAÇÃO DAS INSTALAÇÕES

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que:

i) a licença para operar uma instalação para o gerenciamento de rejeitos radioativos esteja baseada em avaliações apropriadas conforme especificado no artigo 15 e esteja condicionada à conclusão de um programa de comissionamento demonstrando que a instalação, como construída, está de acordo com requisitos de projeto e de segurança;

ii) limites e condições operacionais, decorrentes dos testes, experiência operacional e das avaliações previstas no artigo 15 sejam definidos e revisados, quando necessário;

iii) operação, manutenção, monitoramento, inspeção e teste de uma instalação para gerenciamento de rejeitos radioativos sejam conduzidos de acordo com os procedimentos estabelecidos. Para uma instalação de depósito, os resultados então obtidos sejam usados para verificar e rever a validade das projeções feitas e para atualizar as avaliações previstas no artigo 15, no período após o fechamento;

iv) engenharia e suporte técnico em todos os campos relativos à segurança estejam disponíveis durante a vida útil de operação de uma instalação para gerenciamento de rejeitos radioativos;

v) sejam aplicados procedimentos para caracterização e segregação de rejeitos radioativos;

vi) incidentes relevantes para a segurança sejam informados tempestivamente pelo licenciado ao órgão regulatório;

vii) programas para coletar e analisar experiência operacional pertinente sejam estabelecidos e os seus resultados sejam aproveitados, onde couber;

viii) planos de descomissionamento de uma instalação para gerenciamento de rejeitos radioativos, exceto uma instalação de depósito, sejam preparados e atualizados, quando necessário, utilizando informações obtidas durante a

vida útil de operação daquela instalação, e sejam revistas pelo órgão regulatório;

ix) planos para o fechamento de uma instalação de depósito sejam preparados e atualizados, quando necessário, usando informações obtidas durante a vida útil de operação daquela instalação e sejam revistos pelo órgão regulatório.

ARTIGO 17. MEDIDAS INSTITUCIONAIS DEPOIS DO FECHAMENTO

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que após o fechamento de uma instalação de depósito:

- i) s registros de localização, projeto e inventário daquela instalação requeridos pelo órgão regulatório sejam preservados;
- ii) ontroles institucionais ativos ou passivos tais como monitoramento ou restrições de acesso sejam instituídos, se requeridos, e;
- iii) e, durante qualquer período do controle institucional ativo, uma liberação não planejada de materiais radioativos no meio ambiente for detectada, medidas de intervenção sejam implementadas, se necessário.

CAPÍTULO 4 - DISPOSIÇÕES GERAIS SOBRE SEGURANÇA

ARTIGO 18. MEDIDAS DE IMPLEMENTAÇÃO

Cada Parte Contratante tomará, no contexto de sua legislação nacional, as medidas legais, regulatórias e administrativas e outras necessárias para implementar as obrigações decorrentes desta Convenção.

ARTIGO 19. ESTRUTURA LEGISLATIVA E REGULATÓRIA

1. Cada Parte Contratante estabelecerá e manterá uma estrutura legal e regulatória para governar o gerenciamento seguro do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos.

2. Essa estrutura legal e regulatória disporá sobre:

- i) o estabelecimento de requisitos nacionais de segurança e regulamentos de segurança radiológica aplicáveis;
- ii) um sistema de licenciamento de atividades de gerenciamento de combustível nuclear usado e rejeitos radioativos;
- iii) um sistema de proibição de operação de uma instalação de gerenciamento de combustível nuclear usado ou rejeitos radioativos sem uma licença;
- iv) um sistema de controle institucional, inspeção e documentação regulatórias e relatórios apropriados;
- v) a exigência da observância dos regulamentos aplicáveis e dos termos das licenças;
- vi) uma clara alocação de responsabilidades dos órgãos envolvidos nas diferentes etapas do gerenciamento do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos;

3. Ao considerar se materiais radioativos devem ser tratados como rejeitos radioativos, as Partes Contratantes tomarão em devida conta os objetivos desta Convenção.

ARTIGO 20. ÓRGÃO REGULATÓRIO

1. Cada Parte Contratante estabelecerá ou designará um órgão regulatório encarregado de implementar a estrutura legal e regulatória referida no artigo 19 e dotado da adequada autoridade, competência e recursos financeiros e humanos para cumprir as responsabilidades a ele atribuídas.

2. Cada Parte Contratante, de acordo com a sua estrutura legal e regulatória, tomará as medidas apropriadas para assegurar a efetiva independência das funções regulatórias de outras

funções onde organizações estejam envolvidas tanto no gerenciamento do combustível nuclear usado ou dos rejeitos radioativos quanto na sua regulamentação.

ARTIGO 21. RESPONSABILIDADE DO LICENCIADO

1. Cada Parte Contratante assegurará que a primeira responsabilidade pelo gerenciamento seguro do combustível nuclear usado e dos rejeitos radioativos seja do detentor da respectiva licença e tomará as medidas apropriadas para assegurar que cada detentor de tal licença cumpra com sua responsabilidade.

2. Se não houver detentor de tal licença ou outra parte responsável, a responsabilidade cabe à Parte Contratante que tenha jurisdição sobre o combustível nuclear usado ou sobre os rejeitos radioativos.

ARTIGO 22. RECURSOS HUMANOS E FINANCEIROS

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que:

- i) pessoal qualificado para as atividades relacionadas com a segurança esteja disponível durante a vida útil de operação de uma instalação para gerenciamento de combustível nuclear usado e de rejeitos radioativos;
- ii) recursos financeiros adequados para apoiar a segurança das instalações para o gerenciamento de combustível nuclear usado e de rejeitos radioativos estejam disponíveis durante a sua respectiva vida útil de operação e decomissionamento;
- iii) seja feita provisão financeira de modo a permitir que os controles institucionais apropriados e arranjos de monitoramento sejam continuados no período considerado necessário após o fechamento de uma instalação de depósito.

ARTIGO 23. GARANTIA DE QUALIDADE

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que sejam estabelecidos e implementados programas apropriados de garantia de qualidade referentes ao gerenciamento seguro do combustível nuclear usado e de rejeitos radioativos.

ARTIGO 24. PROTEÇÃO RADIOLÓGICA OPERACIONAL

1. Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar, durante a vida útil de operação de uma instalação de gerenciamento de combustível nuclear usado ou rejeitos radioativos, que:

- i) o nível de exposição à radiação dos trabalhadores e do público causada pela instalação seja mantido tão baixo quanto razoavelmente viável, tendo em conta fatores econômicos e sociais;
- ii) nenhum indivíduo seja exposto, em situações normais, a doses de radiação que excedam as prescrições nacionais para limites de dose, as quais devem ter em devida consideração padrões internacionalmente aceitos sobre proteção radiológica;
- iii) medidas sejam tomadas para prevenir liberações não planejadas e não controladas de materiais radioativos no meio ambiente.

2. Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que as descargas sejam limitadas:

- i) para manter a exposição à radiação tão baixa quanto razoavelmente viável, tendo em conta fatores econômicos e sociais;
- ii) de modo a que nenhum indivíduo seja exposto, em situações normais, a doses de radiação que excedam as prescrições nacionais para limites de dose, as quais devem ter em devida consideração padrões internacionalmente aceitos sobre proteção radiológica;

3. Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar que durante a vida útil de operação de uma instalação nuclear licenciada, na hipótese de ocorrer uma liberação não planejada ou não controlada de materiais radioativos no meio ambiente, medidas corretivas apropriadas sejam implementadas para controlar a liberação e mitigar os seus efeitos.

ARTIGO 25. PREPARAÇÃO PARA EMERGÊNCIA

1. Cada Parte Contratante assegurará que, antes e durante a operação de uma instalação para gerenciamento de combustível nuclear usado ou de rejeitos radioativos, haverá planos de emergência apropriados no local da instalação e, se necessário, fora do local de instalação. Tais planos de emergência devem ser testados com frequência apropriada.

2. Cada Parte Contratante tomará medidas apropriadas para a preparação e teste dos planos de emergência para o seu território na medida em que possivelmente seja afetado na hipótese de uma emergência radiológica numa instalação de gerenciamento de combustível nuclear usado ou de rejeitos radioativos nas proximidades do seu território.

ARTIGO 26. DESCOMISSIONAMENTO

Cada Parte Contratante tomará as medidas apropriadas para assegurar a segurança do descomissionamento de uma instalação nuclear. Tais medidas devem assegurar que:

- i) haja disponibilidade de pessoal qualificado e de recursos financeiros adequados;
- ii) sejam observadas as disposições do Artigo 24 com respeito à proteção radiológica operacional, descargas e liberações não planejadas e não controladas;

- iii) sejam observadas as disposições do artigo 25 com respeito à preparação para emergências; e
- iv) sejam mantidos registros de informações importantes para o descomissionamento.

CAPÍTULO 5 - DISPOSIÇÕES GERAIS

ARTIGO 27. MOVIMENTO TRANSFRONTEIRIÇO

1. Cada Parte Contratante envolvida em movimento transfronteiriço tomará as medidas apropriadas para assegurar que tal movimento seja praticado de maneira consistente com as disposições desta Convenção e instrumentos jurídicos internacionais pertinentes.

Assim sendo:

- i) uma Parte Contratante que seja um Estado de origem tomará as medidas apropriadas para assegurar que o movimento transfronteiriço esteja autorizado e ocorra somente com a notificação e anuência prévia do Estado de destino;
- ii) movimentos transfronteiriços através de Estados de trânsito estarão sujeitos às obrigações internacionais pertinentes à modalidade de transporte utilizada;
- iii) uma Parte Contratante que seja Estado de destino dará anuência ao movimento transfronteiriço somente se tiver capacidade técnica e administrativa, bem como estrutura regulatória, necessárias para gerenciar o combustível nuclear usado ou os rejeitos radioativos de maneira consistente com esta Convenção;
- iv) uma Parte Contratante que seja Estado de origem autorizará um movimento transfronteiriço somente se considerar satisfatório, de acordo com o consentimento do estado de destino, que os requisitos do subparágrafo (iii) sejam atendidos previamente ao movimento transfronteiriço;
- v) uma Parte Contratante que seja um Estado de origem tomará as medidas apropriadas para permitir o reingresso em seu território, caso um movimento transfronteiriço não for ou não puder ser completado, em conformidade com este Artigo, exceto se um arranjo alternativo seguro possa ser feito.

2. Uma Parte Contratante não licenciará o transporte de seu combustível nuclear usado ou rejeitos radioativos para um destino localizado ao sul da latitude de 60 graus Sul para armazenamento ou deposição.

3. Nada nesta Convenção prejudicará ou afetará:

- i) o exercício, por embarcações e aeronaves de todos os Estados, dos direitos e liberdades de navegação marítima, fluvial e aérea, de acordo com o direito internacional;
- ii) os direitos de uma Parte Contratante para a qual rejeitos radioativos sejam exportados para fins de processamento para retorno ou previsão de retorno para o Estado de origem, de rejeitos radioativos e outros produtos após beneficiamento;
- iii) o direito de uma Parte Contratante de exportar seu combustível nuclear usado para fins de reprocessamento;
- iv) os direitos de uma Parte Contratante, para a qual combustível nuclear usado seja exportado para fins de reprocessamento e retorno ou previsão de retorno para o Estado de origem, de rejeitos radioativos e outros produtos resultantes das operações de reprocessamento.

ARTIGO 28. FONTES SELADAS FORA DE USO

1. Cada Parte Contratante tomará, no contexto de sua legislação nacional, as medidas apropriadas para assegurar que a posse, reaproveitamento ou deposição de fontes seladas fora de uso ocorra de modo seguro.

2. Uma Parte Contratante permitirá o reingresso em seu território de fontes seladas fora de uso se, no contexto de sua legislação nacional, a Parte Contratante tiver aceito que essas fontes sejam retornadas a um fabricante qualificado para receber e ter a posse de fontes seladas fora de uso.

CAPÍTULO 6 - REUNIÕES DAS PARTES CONTRATANTES

ARTIGO 29. REUNIÃO PREPARATÓRIA

1. Uma reunião preparatória das Partes Contratantes será realizada no prazo de até seis meses após a data da entrada em vigor desta Convenção.
2. Nesta reunião, as Partes Contratantes deverão:
 - i) determinar a data da primeira reunião de revisão, como referido no artigo 30. Esta reunião de revisão será realizada tão logo possível, mas no prazo de até trinta meses após a data da entrada em vigor desta Convenção;
 - ii) preparar e adotar por consenso Regras de Procedimentos e Regras Financeiras;
 - iii) estabelecer, em particular, e de acordo com as Regras de Procedimento:
 - a) diretrizes com respeito a forma e estrutura dos relatórios nacionais a serem submetidos de acordo com o artigo 32;
 - b) a data de apresentação desses relatórios;
 - c) o processo para revisão desses relatórios.
3. Qualquer Estado ou organização regional de integração ou de outra natureza que ratificar, aceitar, aprovar, aderir ou confirmar esta Convenção e para qual esta Convenção ainda não estiver em vigor, poderá participar da reunião preparatória, como se fosse Parte desta Convenção.

ARTIGO 30. REUNIÕES DE REVISÃO

1. As Partes Contratantes realizarão reuniões com a finalidade de rever os relatórios submetidos nos termos do artigo 32.
2. Em cada reunião de revisão, as Partes Contratantes:
 - i) deverão determinar a data da reunião seguinte, sendo que o intervalo entre as reuniões de revisão não deverá exceder a três anos;
 - ii) poderão rever os arranjos estabelecidos de acordo com o parágrafo 2º do artigo 29, e adotar revisões por consenso, a menos que disposto de outro modo nas Regras de Procedimento; poderão, também, emendar as Regras de Procedimento e Regras Financeiras por consenso.
3. A cada reunião de revisão cada Parte Contratante terá uma oportunidade razoável para discutir os relatórios apresentados por outras Partes Contratantes e buscar esclarecimentos sobre tais relatórios.

ARTIGO 31. REUNIÕES EXTRAORDINÁRIAS

Uma reunião extraordinária das Partes Contratantes ocorrerá:

- i) se for acordada pela maioria das Partes Contratantes presentes e votantes em uma reunião; ou
- ii) por pedido escrito de uma Parte Contratante, no prazo de seis meses contado a partir da data em que esse pedido tenha sido comunicado às Partes Contratantes e que tenha sido recebida pelo secretariado a notificação referida no artigo 37 de que o pedido tenha sido apoiado pela maioria das Partes Contratantes.

ARTIGO 32. RELATÓRIO

1. De acordo com o disposto no artigo 30, cada Parte Contratante apresentará um relatório nacional para cada reunião de revisão das Partes Contratantes. Este relatório deverá abordar as medidas tomadas para implementar cada uma das obrigações da Convenção. Para cada Parte Contratante o relatório deverá também abordar:
 - i) a política de gerenciamento de combustível nuclear usado;
 - ii) as práticas de gerenciamento de combustível nuclear usado;
 - iii) a política de gerenciamento de rejeitos radioativos;
 - iv) as práticas de gerenciamento de rejeitos radioativos;
 - v) os critérios usados para definir e categorizar rejeitos radioativos.
2. Esse relatório deverá também incluir:
 - i) uma lista de instalações para gerenciamento de combustível nuclear usado sujeitas a esta Convenção, suas

localizações, principal finalidade e características essenciais;

ii) um inventário do combustível nuclear usado que esteja sujeito a esta Convenção que esteja sendo mantido em armazenagem e que tenha sido deposto. Esse inventário deverá conter uma descrição do material e, caso disponível, dar informação sobre a sua massa e a sua atividade total;

iii) uma lista de instalações de gerenciamento de rejeitos radioativos sujeitas a esta Convenção, suas localizações, principal finalidade e características essenciais;

iv) um inventário de rejeitos radioativos que estejam sujeitos a esta Convenção que:

a) tenham sido mantidos em armazenagem em instalações de gerenciamento de rejeitos radioativos e do ciclo de combustível nuclear;

b) tenham sido depositos; ou

c) tenham resultado de práticas passadas.

Este inventário deverá conter a descrição do material e outras informações apropriadas disponíveis, tais como volume ou massa, atividade e radionuclídeos específicos;

v) uma lista de instalações nucleares em processo de descomissionamento e a situação das atividades de descomissionamento naquelas instalações.

ARTIGO 33. COMPARECIMENTO

1. Cada Parte Contratante atenderá às reuniões das Partes Contratantes e será representada em tais reuniões por um delegado, e por tantos alternos, peritos e assessores que entender necessário.

2. As Partes Contratantes poderão convidar, por consenso, qualquer organização intergovernamental que tenha competência com respeito às matérias governadas por esta Convenção, para comparecer, como observadora, a qualquer reunião ou sessões específicas das reuniões. Os observadores deverão ser obrigados a aceitar, por escrito e previamente, as disposições do Artigo 36.

ARTIGO 34. RELATÓRIOS RESUMIDOS

As Partes Contratantes deverão adotar, por consenso, e colocar à disposição do público, um documento abordando os temas discutidos e as conclusões atingidas durante reuniões das Partes Contratantes.

ARTIGO 35. IDIOMAS

1. Os idiomas das reuniões das Partes Contratantes serão Árabe, Chinês, Espanhol, Francês, Inglês e Russo, exceto disposto de outro modo nas Regras de Procedimento.

2. Os relatórios apresentados de acordo com o artigo 32 deverão ser preparados no idioma nacional da Parte Contratante ou em um único idioma a ser designado pelas Regras de Procedimento. Caso o relatório seja apresentado num idioma nacional que não o idioma designado, uma tradução do relatório para o idioma designado deverá ser providenciada pela Parte Contratante.

3. Não obstante as disposições do parágrafo 2º, o secretariado, se compensado, assumirá a tradução dos relatórios apresentados em qualquer outro idioma da reunião para o idioma designado.

ARTIGO 36. CONFIDENCIALIDADE

1. As disposições desta Convenção não afetarão os direitos e obrigações das Partes Contratantes sob as respectivas leis de proteção de informação. Para os propósitos deste Artigo, "informação" inclui, inter alia, informações relativas à segurança nacional ou à proteção física de materiais nucleares, informações protegidas por direitos de propriedade intelectual ou por confidencialidade industrial ou comercial, e dados pessoais.

2. Quando, no contexto desta Convenção, uma Parte Contratante fornece informação por ela identificada como protegida, como descrito no parágrafo 1º, tal informação será usada somente para os propósitos para os quais foi fornecida e sua confidencialidade deverá ser respeitada.

3. Com respeito à informação relativa a combustível nuclear usado ou rejeitos radioativos pertinentes ao escopo desta Convenção, por força do parágrafo 3º do Artigo 3, as disposições desta Convenção não afetarão o direito exclusivo da Parte Contratante em questão para decidir:

i) se tal informação é confidencial ou sujeita a controle que impeça a sua divulgação;

ii) se irá fornecer a informação referida no subparágrafo (i) acima no contexto da Convenção; e

iii) que condições de confidencialidade estão agregadas a tal informação, caso a mesma seja fornecida no contexto

desta Convenção.

4. O conteúdo dos debates durante a revisão dos relatórios nacionais de cada reunião de revisão realizada de acordo como o artigo 30 será confidencial.

ARTIGO 37. SECRETARIADO

1. A Agência Internacional de Energia Atômica, (daqui em diante referida como "a Agência") proverá o secretariado para as reuniões das Partes Contratantes.

2. O secretariado deverá:

i) convocar, preparar e servir às reuniões da Partes Contratantes, referidas nos artigos 29, 30 e 31;

ii) transmitir às Partes Contratantes informação recebida ou preparada de acordo com as disposições desta Convenção.

Os custos incorridos pela Agência para o desempenho das funções referidas no sub parágrafo (i) e (ii) acima serão assumidas pela Agência como parte de seu orçamento regular.

3. As Partes Contratantes, podem, por consenso, solicitar à Agência que forneça outros serviços no apoio às reuniões das Partes Contratantes. A Agência poderá fornecer tais serviços, caso possam ser realizados dentro do seu programa e orçamento regular. Caso isto não seja possível, a Agência poderá fornecer tais serviços se recursos voluntários forem obtidos de outra fonte.

CAPÍTULO 7 - CLÁUSULAS FINAIS E OUTRAS DISPOSIÇÕES

ARTIGO 38. SOLUÇÃO DE CONTROVÉRSIAS

Na eventualidade de discordância entre duas ou mais Partes Contratantes com respeito à interpretação ou aplicação desta Convenção, as Partes Contratantes manterão consultas no âmbito de uma reunião das Partes Contratantes com vistas a resolver a discordância. Caso as consultas provarem-se improdutivas, pode-se recorrer aos mecanismos de mediação, conciliação e arbitragem, previstos no direito internacional, inclusive as regras e práticas prevalecentes na Agência.

ARTIGO 39. ASSINATURA, RATIFICAÇÃO, ACEITAÇÃO, APROVAÇÃO E ADESÃO

1. Esta Convenção estará aberta para assinatura por todos os Estados na sede da Agência em Viena de 29 de setembro de 1997 até sua entrada em vigor.

2. Esta Convenção está sujeita à ratificação, aceitação ou aprovação pelos Estados signatários.

3. Após a sua entrada em vigor, esta Convenção estará aberta à adesão por todos os Estados.

4. i) Esta Convenção estará aberta para assinatura sujeita a confirmação, ou acessão por organizações regionais de integração ou de outra natureza, desde que uma tal organização seja constituída por Estados soberanos e tenha competência com respeito à negociação, conclusão e aplicação de acordos internacionais nas matérias tratadas por esta Convenção.

ii) Em matéria de sua competência, tais organizações exercerão em seu próprio nome os direitos e cumprirão as responsabilidades que esta Convenção atribui aos Estados Partes.

iii) Ao se tornar Parte desta Convenção, uma tal organização apresentará ao Depositário, referido no artigo 43, uma declaração indicando quais Estados são seus membros, quais Artigos desta Convenção são a ela aplicáveis e qual a extensão de sua competência no campo coberto por esses artigos.

iv) Tal organização não terá nenhum voto além daqueles de seus Estados membros.

5. Instrumentos de ratificação, aceitação, aprovação, adesão ou confirmação serão depositados junto ao Depositário.

ARTIGO 40. ENTRADA EM VIGOR

1. Esta Convenção entrará em vigor no nonagésimo dia após a data de depósito junto ao Depositário do vigésimo-quinto instrumento de ratificação, aceitação ou aprovação, incluindo os instrumentos de quinze Estados que tenham usinas nucleares em operação.

2. Para cada Estado ou organização regional de integração ou de outra natureza que ratificar, aceitar, aprovar, aderir ou confirmar esta Convenção após a data de depósito do último instrumento necessário para satisfazer as condições estabelecidas no parágrafo 1, esta Convenção entrará em vigor no nonagésimo dia após a data de depósito, junto ao Depositário, do instrumento apropriado, por tal Estado ou organização.

ARTIGO 41. EMENDAS À CONVENÇÃO

1. Qualquer Parte Contratante poderá propor emendas a esta Convenção. As propostas de emendas serão consideradas em uma reunião de revisão ou em uma reunião extraordinária.

2. O texto de qualquer proposta de emenda e as razões para a mesma deverão ser fornecidas ao Depositário, que comunicará a proposta às Partes Contratantes pelo menos noventa dias antes da reunião à qual será submetida para consideração. Quaisquer comentários recebidos sobre a proposta deverão ser circulados pelo Depositário às Partes Contratantes.

3. As Partes Contratantes decidirão, após consideração da proposta de emenda, se esta será adotada por consenso ou, na falta de consenso, se será submetida a uma Conferência Diplomática. A decisão de submeter uma proposta de emenda a uma Conferência Diplomática demandará o voto de maioria de dois terços das Partes Contratantes presentes e votantes na reunião, desde que pelo menos metade das Partes Contratantes esteja presente no momento da votação.

4. A Conferência Diplomática para considerar e adotar emendas a esta Convenção deverá ser convocada pelo Depositário e realizada no período máximo de um ano após a respectiva decisão tenha sido tomada, de acordo com o parágrafo 3 deste Artigo. A Conferência Diplomática envidará todos os esforços para assegurar que as emendas sejam adotadas por consenso. Caso este não seja possível, as emendas serão adotadas por maioria de dois-terços de todas as Partes Contratantes.

5. Emendas a esta Convenção adotadas de acordo com o parágrafo 3 e 4 acima estarão sujeitas à ratificação, aceitação, aprovação ou confirmação pelas Partes Contratantes, e entrarão em vigor para aquelas Partes Contratantes que as tenham ratificado, aceito, aprovado ou confirmado, no nonagésimo dia após o recebimento pelo Depositário dos instrumentos pertinentes por pelo menos dois-terços das Partes Contratantes. Para a Parte Contratante que subsequente ratificar, aceitar, aprovar ou confirmar as emendas em apreço, tais emendas entrarão em vigor no nonagésimo dia após aquela Parte Contratante ter depositado o seu instrumento pertinente.

ARTIGO 42. DENÚNCIA

1. Qualquer Parte Contratante poderá denunciar esta Convenção por meio de notificação escrita ao Depositário.

2. A denúncia produzirá efeitos um ano após a data de recebimento de notificação pelo Depositário, ou em data posterior conforme especificado na notificação.

ARTIGO 43. DEPOSITÁRIO

1. O Diretor Geral da Agência será o Depositário desta Convenção.

2. O Depositário comunicará às Partes Contratantes:

i) a assinatura desta Convenção e o depósito de instrumentos de ratificação, aceitação, aprovação, acesso ou confirmação de acordo com o Artigo 39;

ii) a data em que a Convenção entrar em vigor, de acordo com o Artigo 40;

iii) as notificações de denúncia da Convenção e suas datas, feitas em conformidade com o Artigo 42;

iv) as propostas de emendas a esta Convenção submetidas por Partes Contratantes, as emendas adotadas pela Conferência Diplomática pertinente ou pela reunião das Partes Contratantes, e a data de entrada em vigor das citadas emendas, de acordo com o artigo 41.

ARTIGO 44. TEXTOS AUTÊNTICOS

O original desta Convenção, cujos textos em árabe, chinês, espanhol, francês, inglês e russo são igualmente autênticos, será depositado junto ao Depositário, que remeterá cópias autenticadas do mesmo às Partes Contratantes.

EM TESTEMUNHO DO QUE O SIGNATÁRIO, ESTANDO DEVIDAMENTE AUTORIZADO PARA ESSE EFEITO, ASSINOU ESTA CONVENÇÃO

Feita em Viena aos cinco dias de setembro de mil novecentos e noventa e sete.

ANEXO III

CNEN NN 4.01

junho/03

REQUISITOS DE SEGURANÇA E PROTEÇÃO RADIOLÓGICA PARA INSTALAÇÕES MÍNEROINDUSTRIAIS REQUISITOS DE SEGURANÇA E PROTEÇÃO RADIOLÓGICA PARA INSTALAÇÕES MÍNERO-INDUSTRIAIS

Resolução 027/04
Publicada no D.O.U em 06/01/05

SUMÁRIO

1. OBJETIVO E CAMPO DE APLICAÇÃO
- 1.1 OBJETIVO
- 1.2 CAMPO DE APLICAÇÃO
2. GENERALIDADES
- 2.1 INTERPRETAÇÕES
- 2.2 COMUNICAÇÕES
3. DEFINIÇÕES E SIGLAS
4. CATEGORIAS DE INSTALAÇÕES
- 4.1 INSTALAÇÕES DA CATEGORIA I
- 4.2 - INSTALAÇÕES DA CATEGORIA II
- 4.3 INSTALAÇÕES DA CATEGORIA III
5. INFORMAÇÕES PRELIMINARES
6. PROCESSO DE VERIFICAÇÃO DO ATENDIMENTO AOS REQUISITOS DE SEGURANÇA E PROTEÇÃO RADIOLÓGICA
- 6.1 DISPOSIÇÕES GERAIS
- 6.2 - RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA - RAS
- 6.3 RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA SIMPLIFICADO RASS
- 6.4 CONFORMIDADE COM REQUISITOS NORMATIVOS
7. OBRIGAÇÕES DA ORGANIZAÇÃO OPERADORA
8. INSPEÇÕES E AUDITORIAS
9. ALTERAÇÕES TÉCNICAS E MODIFICAÇÕES
10. INTERRUPÇÃO DA OPERAÇÃO DA INSTALAÇÃO
11. DISPOSIÇÕES COMPLEMENTARES

1. OBJETIVO E CAMPO DE APLICAÇÃO

1.1 OBJETIVO

O objetivo desta Norma é o de estabelecer os requisitos de segurança e proteção radiológica de instalações minero-industriais que manipulam, processam, bem como armazenam minérios, matérias-primas, estéreis, resíduos, escórias e rejeitos contendo radionuclídeos das séries naturais do urânio e tório, simultaneamente ou em separado, e que possam a qualquer momento do seu funcionamento ou da sua fase pós-operacional causar exposições indevidas de indivíduos do público e de trabalhadores à radiação ionizante.

1.2 CAMPO DE APLICAÇÃO

- 1.2.1 Esta norma aplica-se às atividades em instalações minero-industriais em atividade, suspensas ou que tenham cessado suas atividades antes da data de emissão desta Norma, destinadas à lavra, ao beneficiamento físico, químico e metalúrgico e à industrialização de matérias-primas e resíduos que contenham associados radionuclídeos das séries naturais do urânio e tório, abrangendo as etapas de implantação, operação e descomissionamento da instalação.
- 1.2.2 Excluem-se deste campo de aplicação as instalações destinadas à extração de urânio e ou tório, que são reguladas pela Norma CNEN NE 1.13: Licenciamento de Minas e Usinas de Beneficiamento de Urânio e ou Tório e aquelas reguladas pela Norma CNEN NE 6.02 Licenciamento de Instalações Radiativas.
- 1.2.3 Esta Norma não se aplica ao uso ou industrialização posterior de produtos, subprodutos, resíduos, escórias e demais materiais radioativos provenientes das instalações minero-industriais.
- 1.2.4 - Estão isentas do cumprimento dos requisitos desta Norma as instalações que apresentam atividade específica das substâncias radioativas sólidas naturais ou concentradas inferior a 10 Bq/g (0,27nCi/g) e a dose a que possam estar submetidos os seus trabalhadores seja inferior a 1mSv/ano.

2. GENERALIDADES

2.1 INTERPRETAÇÕES

2.1.1 Qualquer dúvida que possa surgir com referência às disposições desta Norma será dirimida pela Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear – DRS, da Comissão Nacional de Energia Nuclear – CNEN,

2.1.2 A CNEN, pode, por meio de Resolução, substituir, eliminar ou acrescentar requisitos aos constantes nesta Norma, conforme considere apropriado ou necessário.

2.2 COMUNICAÇÕES

As correspondências, tais como notificações, relatórios e demais comunicações, devem ser endereçadas à Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear – DRS, exceto quando explicitamente determinado de outra forma.

3. DEFINIÇÕES E SIGLAS

- 1) Análise de Segurança estudo, exame e descrição do comportamento previsto da instalação durante toda sua vida, em situações normais e de acidentes postulados
- 2) Armazenamento – Confinamento de material radioativo por um determinado período de tempo.
- 3) Atividade – Grandeza definida por $A=dN/dt$, onde dN é o valor esperado do número de transições nucleares espontâneas daquele estado de energia no intervalo de tempo dt . A unidade do sistema internacional é o recíproco do segundo, denominado becquerel (Bq).
- 4) Atividade Específica – atividade de um radionuclídeo por unidade de massa do mesmo. No caso de um material no qual o radionuclídeo está uniformemente distribuído, é a atividade por unidade de massa do material.
- 5) Controles Administrativos medidas relativas à organização e gerência, necessárias para garantir a operação segura da instalação, frente aos aspectos de segurança e proteção radiológica, abrangendo procedimentos, registros, auditorias e comunicações.
- 6) Descomissionamento – ações técnicas e administrativas realizadas para encerrar o controle regulatório da instalação.
- 7) Deposição – colocação de rejeitos radioativos em local aprovado pelas Autoridades Competentes, sem a intenção de removê-los.
- 8) Dose Efetiva (ou simplesmente Dose) Média aritmética ponderada das doses equivalentes nos diversos órgãos. Os fatores de ponderação dos tecidos foram determinados de tal modo que a dose efetiva represente o mesmo detrimento de uma exposição uniforme de corpo inteiro. A unidade de dose efetiva é o joule por quilograma, denominada sievert (Sv). Os fatores de ponderação dos tecidos, wT , são: para osso, superfície óssea e pele, 0,01; para bexiga, mama, fígado, esôfago, tireóide e restante, 0,05; para medula óssea, cólon, pulmão e estômago, 0,12; e para gônadas, 0,20.
- 9) Estéril – Constituintes sem valor econômico de depósitos minerais.
- 10) CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear.
- 11) DRS – Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear da CNEN.
- 12) Garantia da Qualidade – conjunto das ações sistemáticas e planejadas necessárias para proporcionar confiança adequada de que a instalação funcione satisfatoriamente.
- 13) Gerência de Rejeitos Radioativos (ou simplesmente Gerência de Rejeitos) conjunto de atividades administrativas e técnicas envolvidas na coleta, segregação, manuseio, tratamento, acondicionamento, transporte, armazenamento, controle e deposição de resíduos e rejeitos radioativos.
- 14) Indivíduo do Público – qualquer membro da população exceto, para os propósitos desta norma, quando sujeitos a exposições médicas ou ocupacionais.
- 15) Instalação minero-industrial com urânio e ou tório associado ou simplesmente instalação local no qual matérias-primas, contendo radionuclídeos das séries naturais do urânio e ou tório são lavradas, beneficiadas e industrializadas, incluindo os depósitos de rejeitos e locais de armazenamento de resíduos.
- 16) Lavra é o conjunto de operações coordenadas objetivando o aproveitamento industrial da jazida até o beneficiamento do minério, inclusive.
- 17) Matéria-prima – bens minerais ou produtos intermediários ou finais de seu beneficiamento.
- 18) Material Radioativo material emissor de radiação eletromagnética ou particulada, direta ou indiretamente ionizante.
- 19) Meio ambiente externo (ou simplesmente meio ambiente) qualquer área, de propriedade ou não da instalação, a qual indivíduos do público tenham acesso irrestrito.
- 20) Mina – jazida em lavra, ainda que temporariamente interrompida abrangendo:
 - a) áreas de superfície e ou subterrânea nas quais se desenvolvem as operações de lavra;
 - b) toda máquina, equipamento, acessório, instalação e obras civis utilizadas nas atividades de lavra.
- 21) Minério mineral ou associação de minerais do qual pode ser concentrado e extraído, economicamente, um elemento químico ou um bem mineral.
- 22) Modificação qualquer alteração de estrutura, sistema ou componente de uma instalação que envolva questões de segurança e proteção radiológica não avaliadas pela CNEN.
- 23) Organização Operadora ou simplesmente operadora Pessoa jurídica com responsabilidade técnica, administrativa, civil e criminal, por todo o empreendimento, na forma da lei.
- 24) Proteção Radiológica conjunto de medidas que visam a proteger o ser humano e seus descendentes contra possíveis danos causados pela radiação ionizante.
- 25) Radiação Ionizante ou simplesmente Radiação qualquer radiação eletromagnética ou de partículas que, ao interagir com a matéria, ioniza direta ou indiretamente seus átomos ou moléculas.
- 26) Rejeito Radioativo ou simplesmente Rejeito – é qualquer material resultante de atividades humanas que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites de isenção, estabelecidos pela CNEN, para o qual a reutilização é imprópria ou não prevista.
- 27) Resíduo Radioativo ou simplesmente Resíduo – qualquer substância remanescente gerada em instalações minero-industriais que contém radionuclídeos das séries naturais do urânio e ou tório, para a qual a reutilização é possível, levando em consideração aspectos de proteção radiológica estabelecidos pela CNEN.

28) RAS Relatório de Análise de Segurança.

29) RASS Relatório de Análise de Segurança Simplificado.

30) Segurança Radiológica ou simplesmente Segurança – conjunto de medidas técnico-administrativas aplicáveis conforme apropriadas, ao projeto, à construção, à manutenção, à operação e descomissionamento de uma instalação visando evitar a ocorrência de acidentes de natureza radiológica e minimizar suas conseqüências.

31) Trabalhador sujeito a radiações ou simplesmente Trabalhador – pessoa que, em decorrência do seu trabalho a serviço da instalação, possa a vir a receber, por um ano, doses superiores aos limites primários para indivíduos do público, estabelecidos na Norma CNEN NN3.01.

32) Usina de Beneficiamento ou simplesmente Usina instalação onde se beneficia o bem mineral, resíduo ou a matéria-prima contendo radionuclídeos das séries naturais do urânio e ou tório.

4. CATEGORIAS DE INSTALAÇÕES

As instalações são classificadas em três categorias:

- Categoria I;
- Categoria II;
- Categoria III.

4.1 INSTALAÇÕES DA CATEGORIA I

São as instalações que apresentam atividade específica das substâncias radioativas sólidas naturais ou concentradas superior a 500 Bq/g (0,014 Ci/g) ou a dose a que possam estar submetidos os seus trabalhadores ou indivíduos do público seja superior a 1,0 mSv por ano, acima do nível de radiação de fundo local.

4.2 INSTALAÇÕES DA CATEGORIA II

São as instalações que apresentam atividade específica das substâncias radioativas sólidas naturais ou concentradas compreendidas entre 500 Bq/g (0,014 Ci/g) e 10 Bq/g (0,27nCi/g).

4.3 INSTALAÇÕES DA CATEGORIA III

São as instalações que apresentam atividade específica das substâncias radioativas sólidas naturais ou concentradas inferior a 10 Bq/g (0,27nCi/g) e a dose a que possam estar submetidos os seus trabalhadores seja superior a 1,0 mSv por ano, acima do nível de radiação de fundo local.

5. INFORMAÇÕES PRELIMINARES

A Operadora deverá encaminhar, para avaliação inicial pela CNEN, as seguintes informações preliminares, conforme aplicável:

- a) Fluxograma simplificado do processo operacional, acompanhado do respectivo balanço de massa e da planta geral da instalação;
- b) Teores medidos ou estimados de urânio, tório, rádio-226, rádio-228 e chumbo-210 nos minérios, concentrados, estéreis, rejeitos líquidos e sólidos, resíduos, efluentes, produtos e subprodutos, ligas e escórias;
- c) Capacidade nominal da instalação e estoques máximos das matérias-primas contendo urânio, tório e seus descendentes;
- d) Estimativa da solubilidade dos radionuclídeos associados aos resíduos e rejeitos sólidos nos cenários de interesse;
- e) Descrição das instalações de armazenamento de matérias-primas, produtos, resíduos e rejeitos, contendo radionuclídeos;
- f) Descrição dos sistemas de deposição e contenção de resíduos e rejeitos contendo radionuclídeos das séries naturais do urânio e ou tório, incluindo bacias de rejeitos e pilhas de estéreis; indicando o montante depositado/armazenado, a capacidade de armazenamento, vida útil prevista para esses sistemas. Descrição das liberações e os fluxos de efluentes desses sistemas para o meio ambiente.
- g) Descrição preliminar do ambiente circunvizinho à instalação, com apresentação de mapas, plantas ou desenhos, em escalas adequadas, indicando a existência de corpos receptores (rios e/lagos), suas vazões médias anuais, tipos de lavouras desenvolvidas na área de influência da instalação com eventual uso de irrigação, criação de gado de corte ou leiteiro, existência de aquíferos na área de influência da instalação.

6. PROCESSO DE VERIFICAÇÃO DO ATENDIMENTO AOS REQUISITOS DE SEGURANÇA E PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

6.1 DISPOSIÇÕES GERAIS

6.1.1 Em função da categoria da instalação, sua operadora deverá submeter à CNEN, para análise, o seguinte:

a) Para instalações da Categoria I

Informações preliminares, de acordo com o disposto na seção 5; Relatório de Análise de Segurança, de acordo com o disposto na subseção 6.2, conforme aplicável.

b) Para instalações da Categoria II

Informações preliminares, de acordo com o disposto na seção 5; Relatório de Análise de Segurança Simplificado RASS, de acordo com o disposto na subseção 6.3,

c) Para instalações da Categoria III

Informações preliminares, de acordo com o disposto na seção 5.

6.1.2 Informações previamente apresentadas à CNEN podem ser incluídas, por referência a outros documentos, desde que a referência seja clara e específica.

6.1.3 Informações sobre modificações devem conter a descrição completa das alterações pretendidas, para análise pela CNEN.

6.2 RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA – RAS

O atendimento aos requisitos de segurança e proteção de instalações da Categoria I implicam na apresentação, pela

Operadora de informações consubstanciadas num Relatório de Análise de Segurança – RAS , onde devem ser detalhados os seguintes tópicos:

6.2.1 ESTUDOS DE LOCAL

Os estudos de local devem abranger os seguintes assuntos:

6.2.1.1 GEOGRAFIA

- a) Mapas mostrando a localização das instalações em relação aos Estados e aos Município, as vias de acesso, mapa rodoviário da região incluindo as estradas vicinais;
- b) Plantas de detalhe em escala compatível, mostrando: localização da mina e usina limites da mina e usina; localização dos depósitos de estéreis, resíduos , rejeitos e produtos; rede hidrográfica local; perímetro da propriedade.

6.2.1.2 DEMOGRAFIA

- a) Distribuição e localização da população em relação à mina e usina;
- b) Hábitos alimentares da população.

6.2.1.3 GEOLOGIA

- a) Geologia Regional: descrição da fisiografia regional, incluindo um mapa fisiográfico regional mostrando a localização das instalações; descrição da geologia regional, fornecendo mapas geológicos regionais indicando a localização das instalações;
- b) Geologia Local: descrição da fisiografia do local e seu relacionamento com a fisiografia regional; descrição e relacionamento com a geologia regional e condições geológicoestruturais, estratigráficas e litológicas dos locais da mina , da usina e dos locais de deposição de rejeitos, fornecendo os perfis de sondagens usados na avaliação geológica; localização da mina , usina e do local de deposição e tratamento de rejeitos, indicados em mapa geológico em escala de detalhe.
- c) Características Geotécnicas e Pedológicas: descrição das rochas e tipos de solos nos locais da mina , usina e no local de deposição de rejeitos; seções geológicas, mostrando o relacionamento das principais fundações da usina com os materiais de subsuperfície, incluindo água subterrânea; plantas e seções mostrando a extensão das escavações e aterros planejados para o local e seus critérios de compactação;
- d) características geotécnicas dos estéreis e rejeitos de lavra e beneficiamento.

6.2.1.4 HIDROLOGIA

6.2.1.4.1 HIDROLOGIA DE SUPERFÍCIE

- a) Descrição dos cursos d'água que drenam diretamente a região da mina e usina indicando: quantificação das características hidrológicas; descrição das estruturas de regularização dos cursos d'água a montante e a jusante da instalação (no caso de represas, o volume nominal de água represada); localização das bacias de deposição dos rejeitos , represas, locais de deposição de esgotos sanitários e outros;
- b) Indicação dos rios ou sistemas hidrológicos dos quais os cursos d'água sejam tributários, especificando os locais de confluência.

6.2.1.4.2 HIDROLOGIA DE SUBSUPERFÍCIE (HIDROGEOLOGIA)

- a) Indicação de águas de subsuperfície, especificando aquelas que estejam relacionadas às bacias de deposição de rejeitos , locais de deposição de esgotos sanitários e outros;
- b) Uso das águas de subsuperfície;
- c) Profundidade, espessura, gradiente, direção e movimentação das águas de subsuperfície e suas variações sazonais;
- e) Capacidade de infiltração potencial nas áreas das instalações , incluindo permeabilidade horizontal e vertical do terreno, natural ou modificado, assim como nas áreas de deposição dos rejeitos.

6.2.1.5 METEOROLOGIA

- a) Temperatura máxima, mínima e as médias mensais e a umidade relativa correspondente aos horários de medição das temperaturas máximas e mínimas;
- b) Rosa dos ventos do local, contendo frequência por direção associada às classes de estabilidade e as velocidades médias por direção;
- c) Ocorrências de fenômenos extremos de tempo, tais como trombas d'água, vendavais, raios, granizo, etc;
- d) Precipitação pluviométrica;
- e) Taxa de evaporação local.

6.2.1.6 ECOLOGIA

- a) Descrição geral da fauna e da flora que poderá ser afetada durante e após o desenvolvimento da mina e/ou construção da usina;
- b) Levantamento radiométrico (radiação natural de fundo, concentração de elementos radioativos e sua distribuição no solo, água, ar e flora) do local e circunvizinhanças, delimitando a região de forma a permitir a detecção de qualquer movimento de contaminantes radioativos oriundos da mina e/ou usina;
- c) Estimativa do possível impacto biológico que a mina e/ou usina possa causar ao meio ambiente;
- d) Medidas para proteção do meio ambiente;
- e) Uso atual e futuro do local e circunvizinhanças da mina e/ou usina.
- f) Definir a utilização agropecuária com indicação de transferência de radionuclídeos

6.2.2 PROJETO DA INSTALAÇÃO

6.2.2.1 MINA

- a) Descrição detalhada, incluindo plantas e seções da mina , bem como dos locais de onde se pretende remover

- minérios nos dois anos seguintes de operação;
- b) Mapa indicando os limites da mina, perfis geológicos e vias de acesso;
- c) Produção nominal anual de minérios;
- d) Teor nominal do minério e teor de corte ("cut off");
- e) Teores nominais de urânio e tório no minério, estéril, resíduos, e rejeitos ;
- f) Para operações de lavra, o leiaute da mina, incluindo rampas, vias de acesso, rodovias, terraplenagens, reservatórios, poços, equipamentos, edificações e paióis;
- g) Planta detalhada do sistema de ventilação quando for mina subterrânea.

6.2.2.2 USINA

- a) Descrição detalhada do projeto, construção e operação da usina de beneficiamento;
- b) Descrição detalhada de sistemas de engenharia incluindo sistema de ventilação, controle de poeira e filtragem de ar;
- c) Capacidade nominal, diária e anual da usina e a recuperação e composição previstas dos concentrados, ligas, escórias e resíduos e do mecanismo de alimentação da usina;
- d) Projeto dos sistemas de ventilação, incluindo a localização dos ventiladores, dispositivos de limpeza de ar e de canalização, tipo e características de cada ventilador e a taxa esperada de troca de ar para cada área;
- e) Procedimento para manuseio, armazenagem e carregamento de concentrados de minério e ligas e resíduos, bem como do manuseio, armazenamento provisório e deposição de escórias e rejeitos sólidos.

6.2.3 ORGANIZAÇÃO DO PESSOAL E RESPONSABILIDADES

- a) Descrição da estrutura organizacional da empresa;
- b) Descrição do Serviço de Proteção Radiológica , criado de acordo com a Norma da CNEN CNEN-NE 3.02;
- c) Descrição da estrutura organizacional para garantir a segurança das operações, o pessoal designado para a equipe de segurança, seu modo de operação e responsabilidades;
- d) Definição clara, nos organogramas, das responsabilidades funcionais, níveis de autoridade e linhas de comunicação interna e externa;
- e) Descrição do planejamento e a periodicidade das inspeções radiológicas e seus responsáveis;
- f) Descrição dos controles administrativos da instalação relacionados com a segurança radiológica.

6.2.4 PLANO DE TREINAMENTO DO PESSOAL

- a) Especificação dos requisitos mínimos de qualificação de todo pessoal de operação, técnico e de apoio de manutenção;
- b) Identificação do pessoal na organização responsável pelos programas de treinamento e pela manutenção dos registros atualizados sobre a situação do pessoal treinado, treinamento para novos empregados, treinamento avançado do pessoal existente, trabalhadores eventuais e esclarecimentos para visitantes;
- c) Descrição do programa de treinamento e de atualização dos conhecimentos do pessoal, incluindo a sistemática adotada para avaliação de sua eficácia com relação às condições de segurança radiológica da instalação e o grau de aprendizagem do pessoal de operação, técnico e de apoio de manutenção, e a documentação dos programas.

6.2.5 PLANO PARA CONDUÇÃO DAS OPERAÇÕES

O plano para condução das operações deve conter informações que descrevam as instalações, apresentem as bases de projeto, limites de operação e análise de segurança das instalações como um todo, devendo incluir as seguintes informações:

- a) Para mina, descrição dos sistemas de transporte de minério, sistema de britagem, sistema de moagem, sistema de manuseio de rejeitos radioativos, sistema de manuseio do minério e sistemas de ventilação, se mina subterrânea, e iluminação;
- b) Descrição das medidas tomadas para evitar acidentes na mina e usina tais como desabamento, deslizamento, queda de material, inundações, incêndios e explosões;
- c) Para usina, descrição dos sistemas de transporte do minério ou matéria-prima, sistemas de cominuição, manuseio, de ataque químico, processo metalúrgico, secagem, embalagem, transporte de resíduos e de produto final da usina, sistema de manuseio de rejeitos radioativos, sistemas de ventilação, sistema de manuseio de rejeitos não-radioativos;
- d) Para o sistema de gerência de rejeitos, descrição detalhada do sistema de barreiras usadas;
- e) Fornecer a relação de procedimentos, com indicação precisa de seus objetivos e aplicabilidade;
- f) Descrição dos procedimentos de revisão, modificação e aprovação para todos procedimentos de operação, manutenção e ensaios, através do emprego de manuais de garantia da qualidade e de segurança;
- g) Apresentação do sistema gerencial detalhado para manutenção dos registros relacionados com o histórico da operação da instalação, abrangendo os registros de operação, com as principais manutenções, alterações ou adições executadas bem como os eventos e ocorrências anormais, em particular os associados com liberações radioativas.
- h) Apresentação do programa para retirada de material de área controlada, monitoração e ou descontaminação e destino final do material.

6.2.6 PROGRAMA DE GARANTIA DA QUALIDADE

6.2.6.1 DOS PROCESSOS E PRODUTOS DA INSTALAÇÃO E DAS EMPRESAS PRESTADORAS DE SERVIÇOS

- a) Definição da estrutura organizacional para planejamento e implementação das atividades de garantia da qualidade dos processos e produtos e das empresas contratadas, especificando precisamente a autoridade e a responsabilidade das diversas pessoas e organizações envolvidas;
- b) Consideração sobre os aspectos técnicos das atividades de garantia da qualidade, identificando e garantindo a conformidade com os requisitos constantes de normas, especificações e práticas de engenharia pertinentes;
- c) Identificação dos serviços, procedimentos e itens relativos à segurança, especificando os respectivos métodos ou níveis apropriados de controle e verificação;

- d) Garantir o controle e a verificação das atividades que influem na qualidade dos processos, do produto e dos serviços prestados por terceiros, num nível compatível com a sua importância para a segurança;
- e) Garantir a execução das atividades ligadas à qualidade, sob condições adequadamente controladas, compreendendo o uso de equipamentos apropriados, condições ambientais próprias à realização das atividades técnicas para obter a qualidade requerida;
- f) Descrição da instrução e treinamento do pessoal encarregado de atividades com influência na qualidade, de forma a assegurar que seja alcançada e mantida uma eficácia adequada;
- g) Assegurar que as pessoas com funções de garantia da qualidade tenham conhecimento da linguagem da documentação a manusear.

6.2.6.2 DO CONTROLE DA DOCUMENTAÇÃO

- a) Manutenção atualizada de toda a documentação referente a dose de pessoal, controle ambiental, gerência de rejeitos radioativos, gerência e controle de efluentes, proteção física, planejamento de emergência em áreas controladas, manutenção de rotina e especial dos equipamentos de proteção radiológica, bem como definir os responsáveis por essa documentação;
- b) Definição da frequência de revisão dos documentos.

6.2.6.3 DAS AUDITORIAS E INSPEÇÕES

- a) Definição de uma programação para auditorias e inspeções internas e o responsável pela sua realização, documentação e avaliação bem como o nível hierárquico que os aprovará;
- b) Definição da qualificação do pessoal responsável pelas auditorias e sua independência dentro da empresa;
- c) Identificação na estrutura organizacional das pessoas responsáveis pelas inspeções, verificações, auditorias e revisões do programa da garantia da qualidade.

6.2.7 PLANO DE EMERGÊNCIA

- 6.2.7.1 Descrição dos tipos de acidentes admissíveis, incluindo o sistema de detecção dos mesmos, destacando o acidente mais provável e o de maior porte;
- 6.2.7.2 Descrição da estrutura organizacional para fazer face à emergência, definindo autoridades, responsabilidades e tarefas específicas, bem como os meios de notificação às pessoas e organizações externas envolvidas quando pertinente.
- 6.2.7.3 Indicação das posições ou funções, com descrição das qualificações de:
 - a) Outros empregados da Instalação com qualificações especiais para atender às condições de emergência;
 - b) Outras pessoas com qualificações especiais, não empregados da Operadora, que possam ser chamados a prestar assistência.
- 6.2.7.4 Descrição dos meios disponíveis para verificar a magnitude de liberações anormais de materiais radioativos, incluindo critérios para determinar a necessidade de notificação à CNEN e a outras autoridades locais, estaduais ou federais.
- 6.2.7.5 Disposições para ensaiar, por meio de exercícios periódicos, os planos para emergências com radiação, para assegurar que os empregados da fase de operação da instalação fiquem familiarizados com suas tarefas específicas, e disposições para que outras pessoas, cuja assistência seja necessária em caso de emergência, possam participar dos exercícios.
- 6.2.7.6 Disposições para manter atualizadas a organização de serviços e procedimentos em caso de emergências e as listas das pessoas com qualificações especiais para fazer face a emergências.
- 6.2.7.7 Descrição das instalações para primeiros socorros e de descontaminação de pessoal, caso necessário.
- 6.2.7.8 Disposições para treinamento dos empregados da Operadora, aos quais tenham sido atribuídas autoridade e responsabilidade específicas em caso de emergência, e outras pessoas cuja assistência possa ser necessária.
- 6.2.7.9 Critérios a usar para determinar, após um acidente, a conveniência da reentrada na instalação ou reinício da operação.
- 6.2.7.10 Medidas a serem tomadas no caso de:
 - a) Acidentes de mina tais como desabamentos, inundações, incêndios e explosões;
 - b) Rompimento da barragem de rejeitos e perda das barreiras para retenção de material radioativo;
 - c) Rompimento do sistema de ventilação em áreas onde possa haver concentração de material radioativo;
 - d) Rompimento de recipientes, tanques e embalagens que contenham material radioativo;
 - e) Entrada inadvertida em ambientes, confinados ou não, onde estão armazenados ou depositados materiais radioativos.

6.2.8 PLANO DE PROTEÇÃO FÍSICA E PROTEÇÃO CONTRA INCÊNDIO

- a) Descrição das medidas para prevenir roubo, perda ou uso não autorizado de estéril, minério, matéria-prima, ligas, resíduos, rejeitos, escórias, entulho e sucata;
- b) Descrição das medidas para impedir o acesso de pessoas não autorizadas à instalação;
- c) Descrição das medidas de proteção contra incêndio.

6.2.9 PLANO DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA OCUPACIONAL

O plano de proteção radiológica deve conter, no mínimo, as seguintes informações:

- a) Função, classificação e descrição das áreas da instalação;
- b) Descrição da equipe, instalações e equipamentos do serviço de proteção radiológica;
- c) Descrição das fontes de radiação e dos correspondentes sistemas de controle e segurança, com detalhamento das atividades envolvendo a sua aplicação e demonstração da otimização da proteção radiológica consoante as Diretrizes Básicas de Radioproteção da CNEN;
- d) Função e qualificação dos trabalhadores da instalação;
- e) Descrição dos programas e procedimentos relativos à monitoração individual e monitoração de área;
- f) Descrição dos controles administrativos relativos à proteção radiológica;

- g) Estimativa de taxas de dose para cada tipo de radiação em condições de exposição de rotina;
- h) Descrição do serviço e controle médico de trabalhadores, incluindo planejamento médico em caso de acidentes;
- i) Programa de treinamento de trabalhadores;
- j) Níveis de referência, limites operacionais e limites derivados sempre que julgados convenientes;
- k) Instruções gerais a serem fornecidas por escrito aos trabalhadores visando à execução dos respectivos trabalhos em segurança.

6.2.10 PLANO DE MONITORAÇÃO AMBIENTAL E DE EFLUENTES

O plano de monitoração ambiental e de efluentes deve conter, no mínimo, as seguintes informações:

- a) Definição dos compartimentos ambientais potencialmente impactados pelas operações da instalação;
- b) Identificação geográfica em mapa, dos pontos de coleta das diferentes amostras que farão parte do programa de monitoração;
- c) Descrição das matrizes ambientais a ser coletadas e a respectiva frequência de amostragem;
- d) Métodos a serem utilizados na amostragem, preparação, análise química e radiométrica das amostras;
- e) Definição dos limites de detecção para cada radionuclídeo nas diferentes amostras integrantes do programa;
- f) Meio de armazenamento dos dados obtidos no programa.
- g) Identificação dos pontos de efluentes para o meio ambiente, meios de coleta e preparação de amostras para análise, radionuclídeos a serem determinados e frequência de amostragem.
- h) Características radiológicas e físico-químicas estimadas dos efluentes e emissões da Usina.

6.2.11 PLANO DE GERÊNCIA DE REJEITOS

O Plano de Gerência de Rejeitos deve conter uma descrição geral do projeto e de operação do sistema de gerência de rejeitos, incluindo:

- a) Sistemas, equipamentos e estruturas para retenção, tratamento e destino dos rejeitos das minas e usinas, para controle de inundações e para controle dos cursos d'água existentes.
- b) Localização de pontos de geração de rejeitos e quantificação das massas geradas anualmente.
- c) Localização e projeto de áreas de armazenamento de minérios, resíduos, escórias, estéréis, rejeitos e sucatas juntamente com as quantidades e características previstas desses materiais.
- d) Volume total e taxas de fluxo diárias e anuais previstas de rejeitos líquidos a serem liberados pela mina e usina, juntamente com a identificação dos pontos de descarga.
- e) Redes previstas de fluxo para cursos de rejeitos sólidos e líquidos dentro da Usina, incluindo a entrada de água fresca.
- f) Características e quantidades previstas de quaisquer resíduos ou materiais estéréis que possam ser utilizados como entulho para aterro.
- g) Planta de engenharia detalhada dos desvios de água, tanques de decantação e tratamento.
- h) Descrição dos planos conceituais de descomissionamento para o sistema de gerência de rejeitos incluindo plano para a monitoração pósoperacional.
- i) Descrição das chaminés de descarga da usina incluindo localização; altura; tipo; tiragem e métodos usados para retenção de material radioativo.
- j) Descrição do sistema de ventilação e exaustão, confinamento e coleta de gases e/ou poeiras, incluindo as condições de operação e eficiência do sistema.
- k) Descrição dos rejeitos líquidos da mina e usina, incluindo volume total e as taxas de fluxo diárias e anuais previstas de rejeitos líquidos a serem liberados pela usina, com identificação dos pontos de descarga.
- l) Descrição dos equipamentos para controle e retenção de material radioativo, incluindo métodos de operação e eficiência dos equipamentos.
- m) Descrição dos rejeitos sólidos e do tratamento previsto no caso de descarga num curso d'água e/ou sua recirculação no circuito de tratamento químico: composição química; vazão esperada; tratamento previsto para liberação; percentuais a serem descarregados e reciclados; localização dos pontos de descarga em cursos d'água naturais e os fatores de diluição; apresentação de testes de lixiviação (NBR10005) e solubilidade (NBR10006) do rejeito final e respectiva caracterização radiológica.
- n) Descrição dos pontos de deposição de equipamentos obsoletos ou deteriorados, luvas, papéis, roupas e outros provenientes da operação da instalação, procedimentos de medida de contaminação e descontaminação, controle de liberação do material isento e procedimentos para liberação de material contaminado.

6.2.12 PLANO DE TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS

O Plano de Transporte de Materiais Radioativos, para aqueles materiais não isentos, como estabelecido na Norma CNEN NE 5.01 Transporte de Materiais Radioativos, deve conter informações que comprovem o atendimento dos requisitos de segurança e proteção radiológica estabelecidos na referida Norma para o transporte de material de baixa atividade específica, compreendendo:

- a) Descrição do material a ser transportado, incluindo forma física, características físico-químicas, quantidade e atividade específica;
- b) Demonstração de atendimento aos requisitos de projeto estabelecidos para embalados industriais ou do tipo A, conforme aplicável (Norma CNEN NE 5.01 Transporte de Materiais Radioativos);
- c) Medidas a serem implementadas para avaliação e controle da exposição à radiação;
- d) Requisitos e controles estabelecidos para embalados, modos e meio de transporte;
- e) Itinerários prováveis ou propostos;
- f) Procedimentos a serem adotados em caso de incidentes e acidentes;
- g) Informações sobre taxas de dose, índice de transporte, rotulação e marcação em embalados e veículos, conforme aplicável;
- h) Caso o material seja transportado a granel, garantias de que não haja vazamento do meio de transporte nem qualquer perda de blindagem, devendo o meio de transporte estar sob uso exclusivo;
- i) Requisitos adicionais estabelecidos para transporte rodoviário, ferroviário, aquaviário e aéreo, conforme aplicável;

- j) Requisitos estabelecidos para armazenagem em trânsito;
- k) Documentos de transporte e informações ao transportador;
- l) Responsabilidades do expedidor e do transportador.

6.2.13 – PLANO DE DESCOMISSIONAMENTO

As instalações míneroindustriais devem submeter à CNEN , para análise, um Plano de Descomissionamento , contemplando todos os aspectos relacionados a:

- a) destino a ser dado aos registros a serem conservados;
- b) procedimentos técnicos e administrativos para descontaminação da instalação e dos seus equipamentos;
- c) alternativas para o destino a ser dado aos estoques de minérios e concentrados, rejeitos radioativos, escórias e sucatas;
- d) recuperação e preservação ambiental da área.

6.3 RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA SIMPLIFICADO RASS

As informações a serem prestadas à CNEN para avaliação do atendimento aos requisitos de segurança e proteção radiológica de instalações da Categoria II serão estabelecidas após análise das informações preliminares submetidas pela Operadora , devendo ser consubstanciadas em Relatório de Análise de Segurança Simplificado RASS. A relação dos tópicos que constituirão este Relatório, será encaminhada formalmente pela CNEN à Operadora.

6.4 CONFORMIDADE COM REQUISITOS NORMATIVOS

6.4.1 A operadora poderá solicitar a CNEN documento atestando que a instalação cumpre adequadamente os requisitos de segurança e proteção radiológica estabelecidos nesta Norma, ou que está isenta do cumprimento dos mesmos.

6.4.1.1 O documento emitido pela CNEN atestando a conformidade da instalação com os requisitos de segurança e proteção radiológica terá um prazo de validade de dois anos com renovação automática por igual período, desde que mantidas as mesmas condições prevaletcentes na data de sua emissão.

7. OBRIGAÇÕES DA ORGANIZAÇÃO OPERADORA

As obrigações da Operadora devem incluir as estabelecidas na Norma CNEN NE 3.01 – Diretrizes Básicas de Radioproteção, bem como nas demais normas da CNEN pertinentes, além das que se seguem:

- a) manter registro detalhado do destino dado aos concentrados de minério, matérias-primas produzidas, subprodutos, ligas, resíduos estéreis, escórias e rejeitos comercializados ou cedidos, que contenham radionuclídeos em quantidades que acarretem atividades específicas acima dos limites de isenção. Estes registros devem conter data de embarque, modo de transporte, quantidades e, quando disponíveis, teores médios de urânio e ou tório.
- b) solicitar aprovação específica da CNEN para a comercialização de sucatas contaminadas por material radioativo.
- c) notificar imediatamente à CNEN:
 - i) qualquer incidente ou acidente ocorrido na instalação, em particular os previstos no item 6.2.7.10 desta Norma;
 - ii) acidentes ou roubos durante transporte de materiais radioativos;
 - iii) roubo, furto ou remoção não autorizada da instalação de material radioativo ou equipamento que contenha material radioativo;
 - iv) exposição ocupacional acima do limite anual de dose;
 - v) liberação não autorizada pela CNEN de equipamento potencialmente contaminado com material radioativo;
 - vi) falhas de diques e bacias de contenção de rejeitos, tanques ou tubulações que podem resultar ou ter resultado em liberações que impliquem ou venham a implicar em exposições indevidas de trabalhadores e indivíduos do público;
 - vii) violação de qualquer limite operacional identificado pela CNEN para a instalação.

8. INSPEÇÕES E AUDITORIAS

8.1 A Operadora deve satisfazer os seguintes requisitos:

- a) responder junto à CNEN pelo cumprimento desta Norma e demais normas aplicáveis;
- b) garantir o livre acesso aos locais e às informações que inspetores da CNEN julguem relevantes para verificação do cumprimento de suas normas.

8.2 O não cumprimento das normas da CNEN acarretará:

- a) anulação ou revogação do documento emitido pela DRS , conforme seção 6.4 desta Norma, até que as ações corretivas apropriadas para restabelecer a segurança e proteção radiológica dos trabalhadores, do público e do meio ambiente sejam implementadas pela Operadora.
- b) comunicação, desta anulação ou revogação aos órgãos municipais, estaduais e federais de proteção ao meio ambiente e ao trabalhador.

9. ALTERAÇÕES TÉCNICAS E MODIFICAÇÕES

9.1 As alterações técnicas, modificações, ensaios, testes e experiências que forem realizadas na instalação e que tenham implicações nas áreas de segurança e proteção radiológica devem ser comunicadas com a devida antecedência à CNEN.

9.2 Alterações técnicas, modificações ou ampliações na instalação podem implicar em mudança de categoria da instalação e em nova avaliação por parte da CNEN.

10. INTERRUPTÃO DA OPERAÇÃO DA INSTALAÇÃO

As instalações mineroindustriais que decidirem interromper suas atividades, em parte ou no todo, por período superior a seis meses devem prestar à CNEN (com a devida antecedência) as seguintes informações:

- a) período previsto de interrupção;
- b) procedimentos que garantam a segurança da instalação bem como a saúde dos trabalhadores e indivíduos do público durante o período de interrupção.

11. DISPOSIÇÕES COMPLEMENTARES

11.1 As instalações mineroindustriais que estejam em operação na data de emissão desta Norma ou que tenham interrompido ou cessado suas atividades antes da data da sua emissão devem submeter, para avaliação da CNEN, as informações constantes da Seção 5.

11.2 Em função da avaliação das informações citadas em 11.1, as instalações serão classificadas pela CNEN nas categorias definidas no capítulo 4, ficando sujeitas ao atendimento dos requisitos dos capítulos de 6 a 10.

11.3 Adicionalmente, a CNEN pode determinar a implementação de medidas mitigadoras ou a implementação de ações de remediação nos seguintes casos:

- a) quando as doses para indivíduos do grupo crítico excedam 0,3 m.Sv por ano, devido a liberação de efluentes (aéreos ou líquidos) ou drenagens resultantes de rebaixamento de aquíferos ou desvios de cursos d'água;
- b) quando os níveis de ^{222}Rn em locais de trabalho, como galerias de minas subterrâneas e galpões de armazenamento de materiais radioativos, sejam superiores a 1.000 Bq/m³.

11.4 Instalações cujas operações ensejarem a formação de áreas contaminadas por resíduos industriais, aquíferos contaminados por emissões líquidas, assim como o comprometimento de qualquer outro compartimento ambiental que possa implicar em exposições de indivíduos do público em cenários de uso irrestrito, devem respeitar as determinações expressas pela CNEN, conforme se segue:

Doses superiores a 100 mSv/a – Remediação obrigatória

Doses entre 10 e 100 mSv/a – Necessidade ou não de remediação a ser definida pela CNEN

Doses inferiores a 10 mSv/a – Remediação desnecessária

11.5 Se as doses para os trabalhadores forem superiores a 6 mSv/a, em valor absoluto, as instalações em operação devem conduzir um programa de monitoração dos locais de trabalho, incluindo caracterização de aerossóis. Adicionalmente, ações mitigadoras podem ser solicitadas pela CNEN.

11.6 A CNEN pode, sempre que necessário, estabelecer requisitos específicos adicionais para reduzir ou evitar a exposição desnecessária de trabalhadores e indivíduos do público, levando em consideração os fatores sociais e econômicos envolvidos.

ANEXO IV

COMISSÃO DIRETORA PARECER Nº 1.039, DE 2010

Redação final do Projeto de Lei do Senado nº 354, de 1989 (nº 203, de 1991, na Câmara dos Deputados).

A Comissão Diretora apresenta a redação final do Projeto de Lei do Senado nº 354, de 1989 (nº 203, de 1991, na Câmara dos Deputados), que institui a **Política Nacional de Resíduos Sólidos**; altera a Lei nº 9.605, de 12 de fevereiro de 1998; e dá outras providências, consolidando dispositivos do Substitutivo da Câmara dos Deputados aprovados pelo Plenário.

Sala de Reuniões da Comissão, em 7 de julho de 2010.

Senador José Sarney
Senadora Serys Slhessarenko
Senador Heráclito Fortes
Senador Mão Santa

ANEXO AO PARECER Nº 1.039, DE 2010.

Redação final do Projeto de Lei do Senado nº 354, de 1989 (nº 203, de 1991, na Câmara dos Deputados). Institui a Política Nacional de Resíduos Sólidos; altera a Lei nº 9.605, de 12 de fevereiro de 1998; e dá outras providências.

O CONGRESSO NACIONAL decreta:

TÍTULO I DISPOSIÇÕES GERAIS

CAPÍTULO I - DO OBJETO E DO CAMPO DE APLICAÇÃO

Art. 1º Esta Lei institui a Política Nacional de Resíduos Sólidos, dispondo sobre seus princípios, objetivos e instrumentos, bem como sobre as diretrizes relativas à gestão integrada e ao gerenciamento de resíduos sólidos, incluídos os perigosos, às responsabilidades dos geradores e do poder público e aos instrumentos econômicos aplicáveis.

§ 1º Estão sujeitas à observância desta Lei as pessoas físicas ou jurídicas, de direito público ou privado, responsáveis, direta ou indiretamente, pela geração de resíduos sólidos e as que desenvolvam ações relacionadas à gestão integrada ou ao gerenciamento de resíduos sólidos.

§ 2º Esta Lei não se aplica aos rejeitos radioativos, que são regulados por legislação específica.

Art. 2º Aplicam-se aos resíduos sólidos, além do disposto nesta Lei, nas Leis nºs 11.445, de 5 de janeiro de 2007, 9.974, de 6 de junho de 2000, e 9.966, de 28 de abril de 2000, as normas estabelecidas pelos órgãos do Sistema Nacional do Meio Ambiente (Sisnama), do Sistema Nacional de Vigilância Sanitária (SNVS), do Sistema Unificado de Atenção à Sanidade Agropecuária (Suasa) e do Sistema Nacional de Metrologia, Normalização e Qualidade Industrial (Sinmetro).

CAPÍTULO II - DEFINIÇÕES

Art. 3º Para os efeitos desta Lei, entende-se por:

I – acordo setorial: ato de natureza contratual firmado entre o poder público e fabricantes, importadores, distribuidores ou comerciantes, tendo em vista a implantação da responsabilidade compartilhada pelo ciclo de vida do produto;

II – área contaminada: local onde há contaminação causada pela disposição, regular ou irregular, de quaisquer substâncias ou resíduos;

III – área órfã contaminada: área contaminada cujos responsáveis pela disposição não sejam identificáveis ou individualizáveis;

IV – ciclo de vida do produto: série de etapas que envolvem o desenvolvimento do produto, a obtenção de matérias-primas e insumos, o processo produtivo, o consumo e a disposição final;

V – coleta seletiva: coleta de resíduos sólidos previamente segregados conforme sua constituição ou composição;

VI – controle social: conjunto de mecanismos e procedimentos que garantam à sociedade informações e participação nos processos de formulação, implementação e avaliação das políticas públicas relacionadas aos resíduos sólidos;

VII – destinação final ambientalmente adequada: destinação de resíduos que inclui a reutilização, a reciclagem, a compostagem, a recuperação e o aproveitamento energético ou outras destinações admitidas pelos órgãos competentes do Sisnama, do SNVS e do Suasa, entre elas a disposição final, observando normas operacionais específicas de modo a evitar danos ou riscos à saúde pública e à segurança e a minimizar os impactos ambientais adversos;

VIII – disposição final ambientalmente adequada: distribuição ordenada de rejeitos em aterros, observando normas operacionais específicas de modo a evitar danos ou riscos à saúde pública e à segurança e a minimizar os impactos ambientais adversos;

IX – geradores de resíduos sólidos: pessoas físicas ou jurídicas, de direito público ou privado, que geram resíduos sólidos por meio de suas atividades, nelas incluído o consumo;

X – gerenciamento de resíduos sólidos: conjunto de ações exercidas, direta ou indiretamente, nas etapas de coleta, transporte, transbordo, tratamento e destinação final ambientalmente adequada dos resíduos sólidos e disposição final ambientalmente adequada dos rejeitos, de acordo com plano municipal de gestão integrada de resíduos sólidos ou com plano de gerenciamento de resíduos sólidos, exigidos na forma desta Lei;

XI – gestão integrada de resíduos sólidos: conjunto de ações voltadas para a busca de soluções para os resíduos sólidos, de forma a considerar as dimensões política, econômica, ambiental, cultural e social, com controle social e sob a premissa do desenvolvimento sustentável;

XII – logística reversa: instrumento de desenvolvimento econômico e social caracterizado por um conjunto de ações, procedimentos e meios destinados a viabilizar a coleta e a restituição dos resíduos sólidos ao setor empresarial, para reaproveitamento, em seu ciclo ou em outros ciclos produtivos, ou outra destinação final ambientalmente adequada;

XIII – padrões sustentáveis de produção e consumo: produção e consumo de bens e serviços de forma a atender as necessidades das atuais gerações e permitir melhores condições de vida, sem comprometer a qualidade ambiental e o atendimento das necessidades das gerações futuras;

XIV – reciclagem: processo de transformação dos resíduos sólidos que envolve a alteração de suas propriedades físicas, físico-químicas ou biológicas, com vistas à transformação em insumos ou novos produtos, observadas as condições e os padrões estabelecidos pelos órgãos competentes do Sisnama e, se couber, do SNVS e do Suasa;

XV – rejeitos: resíduos sólidos que, depois de esgotadas todas as possibilidades de tratamento e recuperação por processos tecnológicos disponíveis e economicamente viáveis, não apresentem outra possibilidade que não a disposição final ambientalmente adequada;

XVI – resíduos sólidos: material, substância, objeto ou bem descartado resultante de atividades humanas em sociedade, a cuja destinação final se procede, se propõe proceder ou se está obrigado a proceder, nos estados sólido ou semissólido, bem como gases contidos em recipientes e líquidos cujas particularidades tornem inviável o seu lançamento na rede pública de esgotos ou em corpos d'água, ou exijam para isso soluções técnica ou economicamente inviáveis em face da melhor tecnologia disponível;

XVII – responsabilidade compartilhada pelo ciclo de vida dos produtos: conjunto de atribuições individualizadas e encadeadas dos fabricantes, importadores, distribuidores e comerciantes, dos consumidores e dos titulares dos serviços públicos de limpeza urbana e de manejo dos resíduos sólidos, para minimizar o volume de resíduos sólidos e rejeitos gerados, bem como para reduzir os impactos causados à saúde humana e à qualidade ambiental decorrentes do ciclo de vida dos produtos, nos termos desta Lei;

XVIII – reutilização: processo de aproveitamento dos resíduos sólidos sem sua transformação biológica, física ou físico-química, observadas as condições e os padrões estabelecidos pelos órgãos competentes do Sisnama e, se couber, do SNVS e do Suasa;

XIX – serviço público de limpeza urbana e de manejo de resíduos sólidos: conjunto de atividades previstas no art. 7º da Lei nº 11.445, de 2007.

=====

Observação: por ser desnecessário, em virtude do Art. 1º Parágrafo 2º - não serão apresentados aqui os demais títulos e artigos do texto da POLÍTICA NACIONAL DE RESÍDUOS SÓLIDOS.