

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SECRETARIA DA INDÚSTRIA, COMÉRCIO, CIÊNCIA E TECNOLOGIA
AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**PREVISÃO DA DEMANDA DE TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS
PARA O PROGRAMA NUCLEAR BRASILEIRO E OS
ASPECTOS DE SEGURANÇA**

NELSON LEON MELDONIAN

Dissertação apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares como parte dos requisitos para obtenção do grau de "Mestre na Área de Reatores Nucleares de Potência e Tecnologia do Combustível Nuclear".

Orientador: Dr. Roberto Yoshlyuti Hukai

**São Paulo
1979**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Secretaria da Indústria, Comércio, Ciência e Tecnologia
Autarquia associada a Universidade de São Paulo

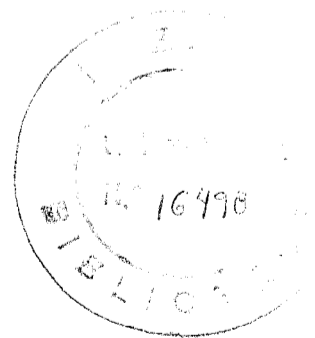
PREVISÃO DA DEMANDA DE TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS PARA O PROGRAMA NUCLEAR BRASILEIRO E OS ASPECTOS DE SEGURANÇA

Nelson Leon Meldonian

Dissertação apresentada ao Instituto de
Pesquisas Energéticas e Nucleares co
mo parte dos requisitos para obtenção
do grau de "Mestre" na Área de Reg
tores Nucleares de Potência e Tecno
logia do Combustível Nuclear.

Orientador: Dr. ROBERTO YOSHIYUTI HUKAI

SÃO PAULO
1979



INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
I. P. E. N.

Aos meus Pais, Kegham e Archalous

À minha esposa Magda

À minha irmã Suzana

AGRADECIMENTOS

Dedicamos os nossos agradecimentos ao Professor Dr. Roberto Yoshiyuti Hukai, pela orientação, estímulo e amizade dispensadas no transcorrer dessa pesquisa.

Aos Professores Dr. Rui Ribeiro Franco, Dr. Gian Maria A.A. Sordi, Dr. Chihiro Kikuchi, Dr. Williem J. Oosterkamp pelas sugestões e ensinamentos dispensados.

Aos Colegas Alexandre Alberto dos Anjos, Graçiete Pedro Simões, Cyro Teiti Enokihara, Ernesto Osvaldo Venezia, Eugênio da Motta Singer deste Instituto, pela colaboração e pelas sugestões prestadas no decorrer desse trabalho.

Ao Pessoal da Biblioteca, em especial ao Sr. Luiz Atílio Vicentini, Srta. Helena Yoshie Kawaguchi, Srta. Marlene Samie Aibe e a Srta. Thioko Asaeda pela elaboração das referências e colaboração na pesquisa bibliográfica.

Ao Departamento Nacional de Estradas de Rodagem - 8º Distrito Rodoviário Federal (DNER), pelo auxílio no levantamento de dados sobre os acidentes rodoviários.

A Ferrovia Paulista (FEPASA), pelo auxílio no levantamento de dados sobre os acidentes ferroviários.

A Srta. Creusa Moreira Diniz pela coordenação e elaboração datilográfica.

Finalmente, à todos que direta ou indiretamente colaboraram nessa pesquisa, os nossos agradecimentos.

S U M Á R I O

No ciclo do combustível nuclear, são produzidos os mais diversos materiais radioativos que devem ser transportados de modo a promover a integração das suas unidades que compõe o ciclo.

Foram feitas considerações sobre as características de transporte destes materiais radioativos para cada seguimento do ciclo baseadas na experiência adquirida por diversos países e nas normas da Agência Internacional de Energia Atômica.

Foi feita uma previsão da demanda de transporte até o ano 2.010, para o Programa Nuclear Brasileiro no tocante à quantidade de materiais radioativos gerados em cada seguimento do ciclo e a quantidade de veículos necessários para locomoção desses materiais.

Alguns aspectos de segurança foram abordados e, em particular, a estimativa do número de acidentes para os anos 2.000 e 2.010 . Estimou-se a probabilidade de acidentes em rodovias e ferrovias brasileiras em comparação com as americans

A B S T R A C T

In the nuclear fuel cycle, a lot of radioactive materials are produced. These radioactive materials must be transported in order to promote the integration of the fuel cycle units.

Considerations about the transport characteristics of radioactive material were made for each section of the fuel cycle. These considerations were based on the experience of several countries and in accordance with the International Atomic Energy Agency regulations.

A prediction of transport demands for the Brazilian Nuclear Program until year 2.010 was made . The prediction refers mainly to the quantity of radioactive material produced in each section of the cycle the quantity of vehicles needed for the transport of these materials.

Several safety aspects were considered specially, the accidents predictions for years 2.000 and 2.010. The accident probability in Brazilian railroads and highways was compared with that of the U S A.

Í N D I C E

	pag.
1. INTRODUÇÃO	1
1.1- Objetivos	3
1.2- Disposição dos Resultados Apresentados	4
1.3- Revisão Bibliográfica	5
2. IDENTIFICAÇÃO DOS MATERIAIS RADIOATIVOS PARA TRANSPORTE	21
2.1- O Ciclo do Combustível Nuclear	21
2.1.1- Alternativa I: Operação sem Reciclagem do Urânio e do Plutônio	22
2.1.2- Alternativa II: Operação com a Reciclagem do Urânio	23
2.1.3- Alternativa III: Operação com a Reciclagem do Urânio e Plutônio	27
2.2- Descrição do Ciclo do Combustível do Reator Tipo LWR	27
2.2.1- Mineração	29
2.2.2- Beneficiamento Químico do Minério de Urânio	30
2.2.3- Produção de Hexafluoreto de Urânio	33
2.2.4- Enriquecimento Isotópico do Urânio	37
2.2.5- Fabricação do Elemento Combustível	39
2.2.6- Irradiação no Reator	40
2.2.7- Reprocessamento do Combustível Irrradiado	44
2.3- Tipos de Materiais Radioativos	50
2.3.1- Rejeitos Radioativos	52
2.3.1.1- Rejeito Radioativo de Alta Atividade	54
2.3.1.2- Rejeitos Radioativos Contaminados com Elementos Transurânicos	63
2.3.1.3- Rejeito Radioativo de Baixa Atividade	67

	Pag.
2.3.1.4- O Plutônio como Rejeito	68
2.3.2- O Armazenamento do Combustível Irradiado	70
3. TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS	73
3.1- Tipos de Transporte	76
3.2- Normas e Requisitos para o Acondicionamento de Materiais Radioativos	78
3.2.1- Requisitos para os Embalados contendo Materiais Físseis	83
3.2.2- Métodos de Empacotamento	87
3.3- Aspectos de Segurança	138
3.3.1- Salvaguardas Contra Atos de Sabotagem	140
4. PREVISÃO DA DEMANDA DE TRANSPORTE	152
4.1- Hipóteses e Parâmetros Adotados	153
4.2- Obtenção dos Resultados	170
4.3- Resultados Obtidos	173
5. AVALIAÇÃO DA SEGURANÇA DO SISTEMA DE TRANSPORTE NO BRASIL	190
5.1- Introdução	191
5.2- O Transporte Ferroviário de Carga	196
5.3- O Transporte Rodoviário de Carga	202
5.4- Estatística dos Acidentes de Transporte	207
5.4.1- Estatística de Acidentes para Veículos Rodoviários	209
6. CONCLUSÕES E SUGESTÕES	223
6.1- Conclusões	223
6.2- Sugestões para Futuros Trabalhos	231
APÊNDICE A - TABELAS	233

	Pag.
APÊNDICE B - ANÁLISE DE CRITÉRIOS EM USO OU PROPOSTOS PARA CLASSIFICAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS	241
B.1- Estado Atual da Classificação do Rejeito Radioativo	242
B.1.1- Rejeito Sólido	243
B.1.2- Rejeito Líquido	244
B.1.3- Rejeito Gasoso	246
B.2- Classificações Propostas	246
B.2.1.1- Rejeitos Líquidos e Gasosos	248
B.2.1.2- Rejeitos Sólidos	249
B.2.2- Classificação Proposta pela "USASI"	251
B.2.3- Classificação Proposta pela Agência Internacional de Energia Atômica	253
B.2.3.1- Rejeitos Sólidos	254
B.2.3.2- Rejeitos Líquidos	256
B.2.3.3- Rejeitos Gasosos	257
B.2.4- Classificação Proposta por Gera com Base em Termos Correntes	258
B.2.4.1- Rejeitos de Alta Atividade	259
B.2.4.2- Rejeitos de Baixa Atividade	260
B.2.4.3- Rejeitos Emissores α	260
B.2.4.4- Rejeitos Devidos ao "Desencamisamento" dos Elementos Combustíveis	261
B.2.4.5- Rejeitos de Nível Intermediário	261
B.3- A Classificação Adotada Neste Trabalho	262
APÊNDICE C - Modelos de Relatórios de Acidentes Rodoviários e Ferroviários	264
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	271

LISTAS DAS FIGURAS E TABELAS

	Pag.
FIG.2.1- Alternativa I- Ciclo do Combustível Nuclear sem Reciclagem do Urânio e de Plutônio	24
FIG.2.2- Alternativa II- Ciclo do Combustível Nuclear com Reciclagem do Urânio	26
FIG.2.3- Alternativa III- Ciclo do Combustível Nuclear com Reciclagem do Urânio e Plutônio	28
FIG.2.4- Estágio de um Processo típico empregado em Unidade de Beneficiamento químico do Minério de Urânio	32
FIG.2.5- Processo I- Processo de Hidrofluoração empregado para a Conversão do concentrado de Urânio em Hexafluoreto de Urânio	34
FIG.2.6- Processo II- empregado para a conversão do concentrado de Urânio em Hexafluoreto de Urânio	35
FIG.2.7- Etapas de Tratamento do Combustível Irradiado	46
FIG.2.8- Alternativas para as Operações Preliminares na Unidade de Reprocessamento	47
FIG.2.9- Esquema de um Processo Típico de Extração utilizado para Purificar o U e o Pu	51
FIG.2.10- Estágio de Tratamento do Rejeito de Alta Atividade	55
FIG.2.11- Processo de Solidificação de Rejeito Líquido de alta atividade	58
FIG.2.12- Sistema de Remoção de Calor do Tanque de Estocagem Provisória dos Receptores contendo Rejeito Radioativo de Alta Atividade	62
TAB.3.1- Limite do Conteúdo para o Embalado Tipo A	82
FIG.3.1- Recipiente para o Transporte de Elementos Combustíveis não Irradiados	93
TAB.3.2- Radioatividade Total do Combustível Irradiado (Ci)	96

	Pag.
TAB. 3.3- Quantidade Total de Calor Gerado no Combustível Irrradiado (Watts)	98
FIG. 3.2- Casco para o Transporte de Elementos Combustíveis Irrradiados	101
FIG. 3.3- Vagão Plataforma acoplado para o Transporte de Cascos contendo Elementos Combustíveis Irrradiados	102
TAB.3.4- Cascos para Combustíveis Irrradiados	103
FIG. 3.4- Recipiente Cilíndrico Típico para o Acondicionamento de Rejeito Radioativo de Alta Atividade	111
FIG.3.5 - Corte Longitudinal e Transversal de um Projeto Conceptual de um Casco contendo Recipientes para os Rejeitos de Alta Atividade	113
TAB.3.5- Principais Embalagens Tipo B que podem ser usadas no Transporte do Material de Desencamisamento	122
TAB.3.6- Propriedade dos Isótopos do Pu e ^{241}Am	126
FIG.3.6- Embalagem "6M" para o Transporte de Urânio ou Plutônio Metálico	128
FIG.3.7- Vaso de Pressão com Recipientes contendo PuO_2 em Pó	130
FIG.3.8- Recipiente Protetor contendo um Vaso de Pressão utilizado no Transporte de Plutônio	131
FIG.3.9- Recipiente Típico para o Transporte do ^{85}Kr	137
FIG.3.10- Sistema Generalizado de Comunicação	149
FIG.3.11- Sistema de Comunicação utilizando Rádio com Frequência Altas	151
FIG.4.1- Previsão da Capacidade Nuclear a ser Instalada no Brasil até o ano 2.000 (Fonte: NUCLEBRÁS)	156

	Pag.
TAB. 4.1- Relação entre o Número de Reatores e a Capacidade Nuclear a ser Instalada	157
FIG. 4.2- Previsão da Capacidade Nuclear a ser Instalada no Brasil até o ano 2010 , segundo as Hipóteses e Parâmetros adotados	159
TAB. 4.2- Características da Usina Nuclear	160
TAB. 4.3- Requisitos do Ciclo do Combustível	160
TAB. 4.4- Constantes para o Rejeito Gerado nas Unidades do Ciclo do Combustível	162
FIG. 4.3- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Concentrado de Urânio	176
FIG. 4.4- Número de Veículos Necessários para o Transporte do UF ₆ Natural	177
FIG. 4.5- Número de Veículos Necessários para o Transporte do UF ₆ Enriquecido	178
FIG. 4.6- Número de Veículos Necessários para o Transporte dos Conjuntos dos Elementos Combustíveis Fabricados	179
FIG. 4.7- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Conversão em UF ₆ pelo Processo a Seco	180
FIG. 4.8- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito gerado na Unidade de Conversão em UF ₆ pelo Processo Úmido	181
FIG. 4.9- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Enriquecimento Isotópico	182
FIG.4.10- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Fabricação dos Elementos Combustíveis	183

	Pag.
FIG.4.11- Número de Cascos Necessários para o Transporte dos Conjuntos de Elementos Combustíveis Irrradiados	184
FIG.4.12- Número de Veículos Rodoviários ou Ferroviários Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Central Nuclear	185
FIG.4.13- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito de Baixa Atividade Gerado na Unidade de Reprocessamento	186
FIG.4.14- Número de Cascos Necessários para o Transporte do Rejeito de Alta Atividade Gerado na Unidade de Reprocessamento	187
FIG.4.15- Número de Cascos Necessários para o Transporte do Rejeito Contaminado com Elementos Transurânicos, gerado na Unidade de Reprocessamento	188
FIG.4.16- Número de Recipientes Necessários para o Transporte do Plutônio Gerado	189
TAB.5.1 - Evolução do Tráfego de Mercadorias no Brasil (em bilhões de toneladas-quilômetro)	193
TAB.5.2- Composição da Malha Ferroviária Brasileira Distribuído segundo as Principais Ferrovias	196
TAB.5.3- Situação Financeira das Ferrovias Brasileiras	198
TAB.5.4- Distribuição Intermodal dos Transportes para os Principais Países	200
TAB.5.5- Evolução da Rede Rodoviária Nacional (em km)	202
TAB.5.6- Comparação entre Países das Redes Pavimentadas	203

	Pag.
TAB. 5.7- Volume Médio Diário (1978) de Categorias de Veículos Trafegando na Rodovia Presidente Dutra	212
TAB. 5.8- Acidentes na Rodovia Presidente Dutra (trecho paulista) 1978	213
TAB. 5.9- Acidentes Envolvendo Veículos de Carga na Dutra e suas Consequências	214
TAB.5.10- Número de Acidentes com Veículos de Carga por Dia da Semana no Trecho Paulista da Via Presidente Dutra	215
TAB.5.11- Probabilidade de Acidente por Veículo km.	216
TAB.5.12- Classificação das Vias da FEPASA	217
TAB.5.13- Malha Ferroviária da FEPASA, Distribuída Segundo Categorias	218
TAB.5.14- Acidentes com Trens de Carga nas 7 Regiões	219
TAB.6.1 - Estimativa do Número de Acidentes Rodoviários e Ferroviários nos anos 2000 e 2.010	228
TAB.6.2- Número de Acidentes anuais de extrema Severidade nos anos 2.000 e 2.010	229
A.1 - Número de Veículos Necessários para o Transporte do U_3O_8	234
A.2- Número de Veículos Necessários para o Transporte do UF_6 de Urânio Natural	234
A.3- Número de Veículos Necessários para o Transporte do UF_6 de Urânio Enriquecido	235
A.4- Número de Veículos Necessários para o Transporte dos Conjuntos de Elementos Combustíveis Fabricados	235

pag.

A.5 - Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Produzido na Unidade de Conversão a UF ₆ por Via Seca (Processo "Dry")	236
A.6- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Conversão a UF ₆ por Via Úmida (Processo "Wet")	236
A.7- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Enriquecimento Isotópico	237
A.8- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Fabricação dos Elementos Combustíveis.	237
A.9- Número de Cascos Necessários para o Transporte dos Conjuntos de Elementos Combustíveis Irrradiados	238
A.10- Número de Veículos Rodoviários ou Ferroviários necessários para o Transporte de Rejeitos Gerado na Usina Nuclear	238
A.11- Número de Veículos Necessários para o transporte do Rejeito de Baixa Atividade Gerado no Reprocessamento	239
A.12- Número de Cascos Necessários para o Transporte do Rejeito de Alta Atividade Gerado no Reprocessamento	239
A.13- Número de Cascos Necessários para o Transporte do Rejeito Contaminado com Elementos Transurânicos Gerado na Unidade de Reprocessamento	240
A.14- Número de Recipientes necessários para o Transporte do Plutônio Gerado	240

	Pag.
B.1- Classificação do Rejeito Radioativo Sólido	243
FIG.B.1- Classificação do Rejeito Radioativo Líquido em Diversos Países	244
B.2- Gamas de Atividades para o Rejeito Radioativo Líquido	246
B.3- Categorias dos Rejeitos Líquidos e Gasosos	247
B.4- Categorias dos Rejeitos Sólidos com Base na Atividade e Meia-Vida	249
B.5- Categorias do Rejeito Sólido de Acordo com os Índices de Radiação	250
B.6- Valor do Coeficiente K de Acordo com a Seção do Rejeito ou Embalagem	250
B.7- Classificação dos Rejeitos , segundo a "USASI"	251
B.8- Categorias para o Rejeito Sólido	256
B.9- Categorias para o Rejeito Líquido	257
B.10- Categorias para o Rejeito Gasoso	258

1. INTRODUÇÃO

Com a perspectiva de exaustão dos recursos hídricos na Região Sudeste, a mais industrializada do País, e a inexistência nesta Região de outras fontes de energia disponíveis para geração de eletricidade a médio prazo, o Governo formulou um Programa Nuclear Brasileiro, como meio de sustentação do programa de desenvolvimento econômico do País. A energia nuclear viria, deste modo, a complementar termicamente, as nossas necessidades energéticas como usinas de base.

A operação do ciclo do combustível nuclear, associado às usinas átomo-elétricas, produz resíduos radioativos, que devem ser alvos de uma administração especial, onde incluem-se o seu tratamento, transporte e armazenamento, além dos aspectos ambientais.

O transporte de materiais radioativos forma, deste modo, um importante elo na indústria nuclear, exigindo uma solução para os seus problemas para viabilizar a indústria nuclear em geral.

O transporte de materiais radioativos, embora represente, aproximadamente, apenas 1% a 3% do custo do ciclo do combustível nuclear, ainda assim, exige a existência de uma infraestrutura e investimentos de capital consideráveis -

veis . Por exemplo , dado o Programa Nuclear Brasileiro , no ano 2010, espera-se uma demanda de 15.000 veículos especialmente devotados para o transporte de materiais radioativos e uma infraestrutura associada cujos investimentos totais devem superar U\$100 milhões de dólares.

Neste trabalho, procuramos determinar vários pontos - que devem ser abordados com a implementação de uma infraestrutura para o transporte de materiais radioativos. Uma analogia foi feita com o transporte de carga no Brasil, envolvendo principalmente os materiais perigosos.

A previsão da demanda de transporte apoiou-se no cálculo preliminar dos volumes de resíduos gerados em todo o ciclo do combustível e do material combustível necessário para manter em operação as usinas nucleares. A previsão - foi feita até o ano 2004 baseado no Programa Nuclear Brasileiro conforme traçado pela Nuclebrás e, deste ponto até o ano 2010, considerando-se uma taxa de crescimento igual a 8% ao ano sobre a capacidade nuclear instalada.

Para obter-se a probabilidade de ocorrência de um acidente rodoviário ou ferroviário, e segundo sua gravidade , recorreremos aos arquivos do Departamento Nacional de Estradas de Rodagem (DNER) e da Ferrovia Paulista S/A.(FEPASA), respectivamente. Nestas instituições , consultando os relatórios finais, processos e boletins de ocorrência dos acidentes envolvendo veículos de carga no ano de 1978, no-

tamos um quadro que nos dá uma noção do que ocorre nas ro
dovias e ferrovias brasileiras.

A previsão da demanda de transporte associada a estes aspectos do transporte de carga abordados devem servir , acreditamos nós, como ponto de partida para estudo mais amplos no campo da administração dos materiais radioativos, principalmente no que tange a sua movimentação.

1.1- Objetivos

Na elaboração deste trabalho, tivemos como meta dois objetivos principais: a previsão da demanda de transporte e a avaliação da segurança do sistema de transporte no Bra
sil.

A previsão da demanda de transporte nos dá condição - de dimensionar o sistema em suas reais necessidades, além de fornecer subsídios para a elaboração de um programa destinado a prever a capacidade dos repositórios finais dos materiais radioativos.

A avaliação da segurança do sistema de transporte no Brasil, que entre outros aspectos envolve a probabilidade da ocorrência de um acidente, possibilita a organização - de uma infra-estrutura destinada a apoiar o transporte de

materiais radioativos no que concerne à prevenção desses acidentes.

1.2- Disposição dos Resultados Apresentados

A previsão da demanda de transporte está apresentada - no Capítulo 4, na forma de 14 gráficos, com as respectivas Tabelas apresentadas no Apêndice A.

A avaliação da segurança do sistema de transporte no Brasil está no Capítulo 5, contendo diversas tabelas, gráficos e relações ilustrativas.

O Capítulo 2 aborda temas fundamentais como as opções de operação do ciclo do combustível, a identificação das fontes produtoras de rejeito com a determinação de algumas características, e processos de tratamento.

No Capítulo 3 encontramos tópicos sobre a regulamentação do transporte, limites de atividade para os emba - dos, a caracterização de sistemas e tipos de embalagens desenvolvidas em outros países que poderão ser utilizados no Brasil.

A revisão bibliográfica acha-se na secção seguinte, proporcionando uma noção do que foi feito até os nossos -

dias e o que se espera obter nos próximos anos.

O Apêndice B apresenta uma análise de critérios em uso ou propostos para a classificação de rejeitos radioativos, além daquela por nós adotada neste trabalho

O Apêndice C nos mostra alguns modelos de relatórios mensais, relatórios finais de acidentes, telegramas de notificação e boletins de ocorrência.

Finalmente, o Capítulo 7 apresenta a bibliografia - consultada.

1.3- Revisão Bibliográfica

Ao iniciarmos a pesquisa sobre os aspectos de transporte de materiais radioativos, levamos em consideração também, os trabalhos que abordam o tratamento e armazenamento do rejeito nuclear. Assim procedendo, notamos que, embora a Agência Internacional de Energia Atômica tenha patrocinado apenas duas conferências internacionais específicas sobre esta matéria, encontramos mais de dez publicações por

ela financiadas, versando sobre assuntos correlatos, de onde pudemos tirar muitas informações.

Além desses trabalhos, encontramos aqueles patrocinados pela então Comissão de Energia Atômica Americana (USAEC) com a cooperação da "Sandia Corporation" e "Union Carbide Corporation, Nuclear Division", que embora não tenham sido os únicos, tornaram-se, sem dúvida, de maior importância para o desenvolvimento das pesquisas na área do transporte de materiais radioativos.

Além das conferências internacionais, devemos somar um grande número de relatórios elaborados nos diversos centros de pesquisa em todo mundo que, sem dúvida, torna o assunto rico em informações disponíveis.

O nosso intento, nesta revisão, ao examinar a literatura em disponibilidade, foi o de delinear a tendência seguida nos trabalhos apresentados nas principais conferências internacionais.

Esta mesma situação não foi encontrada, quando nos dispusemos a pesquisar eventuais trabalhos que tratassem do transporte de carga no Brasil, tornando-se necessário recorreremos ao material publicado pelo Ministério dos Transportes por meio do "Jornal dos Transportes", bem como de alguns relatórios emitidos pela Rede Ferroviária Federal, Ferrovia Paulista e também pelo Departamento Nacional de

Estradas de Rodagem, que, a bem da verdade, demonstra claramente a escassez observada.

Com o início do programa de energia nuclear nos Estados Unidos, em 1942, constatou-se que a liberação indiscriminada dos sub-produtos radioativos no meio ambiente poderia trazer efeitos desastrosos para o homem. Como consequência, resolveu-se adotar uma política abrangente em relação ao gerenciamento dos materiais radioativos.

Um fator que ajudou a formar uma consciência em torno da necessidade de se formular normas que governassem o acondicionamento, estocagem e transportes de materiais radioativos foi a constatação dos danos que o transporte impróprio de produtos radioativos com finalidades médicas estava causando aos materiais fotográficos. Assim, em 1946, tratou-se de reunir diversos grupos interessados para a elaboração das normas que diziam respeito a classificação e ao acondicionamento dos materiais radioativos/ 32/.

Na década de 50, praticamente todo o transporte de material radioativo era baseado nestas normas da Comissão de Comércio Interestadual (ICC- Interstate Commerce Commission), dos Estados Unidos da América, que, com o aumento do número de veículos em movimento e consequente aumento de acidentes, começou a se mostrar ineficiente.

Em 1957, com o registro dos acidentes ocorridos, publicou-se um relatório contendo uma descrição dos mesmos, onde notam-se principalmente os acidentes com veículos - transportando líquidos /105/.

Neste mesmo ano, encontramos trabalhos que já incluem tópicos que tratam de aspectos econômicos no transporte de materiais radioativos, como uma forma de preparação de um estudo mais amplo que teria como finalidade traçar as diretrizes para o manuseio do rejeito de alta atividade. Até então, as operações com o rejeito radioativo de baixa atividade apresentavam um relativo progresso, tanto nos processos de redução de volume, quanto na avaliação do custo de operação / 104/.

Em 1958, relacionando aspectos de segurança, com o custo, KNAPP / 58 /, apresentou em termos matemáticos a seguinte igualdade: Custo total = custo de transporte + custo de contingência, onde o custo de contingência é igual a probabilidade de um incidente vezes o custo médio de um incidente.

Revelando a preocupação dos pesquisadores da época, BATTIE / 5 / em seu estudo, também versou sobre segurança, chegando a conclusão que deveriam ser feitas análises sobre as conseqüências potenciais de uma liberação de material radioativo durante o transporte, bem como a adoção de projetos de cascos que cobrissem detalhes no manuseio

em segurança de maneira mais específica que as apresentadas pela "ICC". Como recomendação final, aconselhou a regulamentação no uso de escolta, como resultado das análises de risco.

Ainda no final da década de 50, com aproximadamente 7.100 m³ de rejeito de alta atividade armazenado em tanques subterrâneos, os Estados Unidos tinham desenvolvido uma certa tecnologia neste setor, como podemos observar no trabalho apresentado por PILKEY, PLATT e ROHRMANN /74/. Porém, até então, não haviam tomado nenhuma decisão definitiva quanto ao transporte e disposição final, pelo simples fato de não possuírem informações e tecnologia segura para tal.

Por apresentar menor dificuldade no seu manuseio, o rejeito de baixa atividade, incluindo sólidos combustíveis, materiais irradiados no reator e líquidos solidificados, não necessitou de desenvolvimento de embalagens sofisticadas, sendo acondicionado em tambores de aço ou mesmo adição ao cimento, formando blocos de concreto. Vários autores apresentaram, como solução, a disposição deste rejeito de baixa atividade no mar em profundidades superiores à 1830 m. Assim, temos o trabalho de SADDINGTON E TEMPLETON /85/; o estudo de ROGERS/82/ e também de WALDICHUK /106/ que acrescentou pesquisa sobre o desenvolvimento e comportamento das embalagens usadas, considerando aspectos ligados à fauna marinha.

No início dos anos 60, os trabalhos apresentados, já demonstravam uma clara tendência dos autores na dedicação a detalhes de engenharia, como consequência da experiência adquirida no decênio anterior. RODGER / 81 / apresentou um trabalho descrevendo inúmeros processos de tratamento para os rejeitos de alta e baixa atividade, fazendo também uma estimativa do número de veículos que movimentariam rejeitos radioativos nos Estados Unidos, nos anos de 1980 e 2000, além de calcular o custo médio de embalagens grandes. POMAROLA e SAVOUYAUD / 76 /, trataram da organização e equipamentos para operações de transporte perigosos ou especiais, descrevendo as técnicas necessárias para estes casos.

Em 1961, GLUECKAUF / 40 / resumiu as normas para transporte vigentes nos Estados Unidos e Inglaterra, comentando também a situação em outros países. Este trabalho foi publicado pouco antes da divulgação das normas da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), / 49 /, bem como de trabalhos complementares de alguns autores na área de tratamento / 64 / e transporte / 33 /, também publicados pela Agência.

Neste mesmo ano, ADLER / 1 /, / 2 / apresentou dois estudos, onde investigou meios para tornar a remoção do calor devido ao decaimento radioativo mais eficiente em embalagens para o transporte de Cobalto-60. Sem dúvida, este trabalho nos deu uma idéia da importância da remoção -

do calor das embalagens de materiais radioativos, que dentro desta década tornou-se objeto de prolongados estudos.

As embalagens para o rejeito radioativo de alta atividade, passou a ser objeto de diversos trabalhos. SANFORD / 86 /, fez algumas considerações e análises estruturais sobre as forças estáticas necessárias para causar danos sérios nas embalagens para o transporte dos elementos combustíveis irradiados e soluções de produtos de fissão. MORGAN, KNAPP e THOMPSON / 68 /, estudaram as possíveis conseqüências e custos de um acidente no transporte de materiais radioativos de alta atividade.

Ainda em voga, a disposição do rejeito radioativo de baixa atividade no mar mereceu a atenção de muitos pesquisadores como POHLMANN e PICKETT / 75 / que publicaram um trabalho tendo em vista estabelecer requisitos de projeto para as embalagens e fazendo recomendações para a fabricação de estruturas de concreto reforçado para acondicionar o rejeito radioativo e outros aspectos ligados a área . STRAUB também referiu-se a disposição no mar e estimou o custo no manuseio deste tipo de rejeito.

Na metade dos anos 60, notamos o aumento de trabalhos sobre o transporte de elementos combustíveis irradiados . SOUSSELIER / 97 / estudou este assunto abordando problemas de custo, sugerindo opções para a redução do mesmo. BISHOP, EGAN e MARSHALL / 8 / analisaram o desenvolvimento das

embalagens para os combustíveis irradiados na Inglaterra salientando a importância da seleção de material de construção, da verificação experimental dos cálculos de blindagem e transferência de calor, além dos problemas associados com a corrosão. LANGHAAR, AIKENS, RIGSTAD, WALCHLI e ZAHN JR. / 60 / elaboraram um estudo sobre o projeto de cascos, levando em consideração as características do combustível, métodos de manuseio, requisitos para condições normais de acidentes no transporte, e mais um programa de testes. MARCUS e ASYEE / 63 / relataram a experiência com o transporte do combustível nuclear irradiado no continente europeu, relacionando o custo desta operação, com a localização das unidades de reprocessamento.

Apesar dos regulamentos adotados em diversos países, e dos regulamentos então publicados pela Agência Internacional (1961 e 1964), notou-se o empenho dos pesquisadores em torná-las mais claras e abrangentes, principalmente no que se refere aos testes de impactos, testes térmicos e critérios de projeto que incluíam problemas de criticalidade, blindagem e remoção de calor.

Em seu trabalho, APPLETON e SERVANT / 3 / observaram que na primeira edição dos regulamentos publicados pela Agência Internacional / 49 / foram encontradas definições vagas e assim analisaram o desenvolvimento, a partir desta, das normas adotadas nos testes na edição revisada de 1967 / 50 /.

Comparando os métodos propostos pela Agência para os testes com fogo, SOUSSELIER / 98 / afirmou, após experiências com duas embalagens, que os testes com fogo em fornos e a céu aberto produzem praticamente o mesmo resultado, tomando-se em consideração os efeitos como o do vento por exemplo, com a diferença de que o primeiro método pode ser padronizado com mais facilidade.

No campo dos testes de impacto, CLARKE JR / 20 / obteve algumas informações para o projeto de cascos, por meio de experiências com modelos reduzidos. Não só devido ao alto custo dos cascos, estes modelos reduzidos tornam-se vantajosos, mas também na fabricação e observação das deformações devidas ao impacto. Embora, alguns autores não aceitem a opinião de CLARKE (op.cit.) este afirmou que as informações obtidas com estes modelos reduzidos poderiam servir para prever as deformações inelásticas devida ao impacto de cascos de tamanho normal, com razoável precisão.

As características do projeto de cascos, continuaram a ser discutidos. PETERSON / 73 / abordou em seu trabalho, fatores econômicos e técnicos, analisando diferentes tipos de cascos. MALLETT / 62 / apresentou um trabalho, onde destacou os testes a que são submetidas as embalagens para o transporte de UF_6 , em Oak Ridge, demonstrando que as embalagens para materiais radioativos não irradiados, também mereciam atenção dos pesquisadores.

Nos encontros internacionais, realizados na segunda metade dos anos 60, observou-se ainda que os programas de testes continuaram a receber muita atenção, juntamente com os trabalhos que visavam desenvolver os cascos para o transporte dos elementos combustíveis irradiados. Por outro lado, já não encontramos amiúde, trabalhos que verssem sobre o acondicionamento e transporte dos rejeitos de baixa atividade, pois esta técnica apresentava um razoável grau de desenvolvimento, proporcionando resultados satisfatórios.

Com diversos grupos trabalhando independentemente nos Estados Unidos, vários estudos foram apresentados, sob ângulos diferentes. Assim, ROGERS / 83/ com a experiência acumulada na recepção e armazenamento de conjuntos de elementos combustíveis, teceu comentários a respeito do uso de refrigerantes especiais e sua atividade, além de outros aspectos que poderiam ser úteis na operação do sistema.

Baseado nos inúmeros testes realizados com cascos de diferentes características, SHAPPERT / 90 / organizou um programa para desenvolver normas de engenharia e um roteiro para o projeto de cascos.

O rápido desenvolvimento da indústria nuclear, indicava que novos estudos deveriam ser feitos em face de uma nova situação, onde os principais problemas seriam a transferência de calor e a contenção em decorrência de potências específicas, exposições e dimensões mais elevadas ,

SMITH / 95 / tratou deste assunto, analisando as mudanças administrativas e de equipamento necessárias para uma devi da adaptação.

Outro problema associado ao desenvolvimento da indústria nuclear era o aumento da quantidade de rejeito, fazendo-se necessário o uso de embalagens com grandes capacidades. PERSALL, MAJESKI e GEMMELL / 35 /, estudando as con - seqüências dos dados obtidos nos testes a que foram submetidas as embalagens de concreto, concluíram que não seria possível obter uma aprovação, pelos resultados insatisfatórios nos testes de perfuração. A solução encontrada foi a de adotar-se uma embalagem protetora exterior de aço, que teria a capacidade de passar por tais testes, aliando-se assim as vantagens oferecidas pelas embalagens de con - creto como o baixo custo e dimensões adequadas, com a proteção e possibilidade do reaproveitamento das embalagens - protetoras de aço.

Mesmo com a publicação de uma nova edição dos regula mentos para o transporte dos materiais radioativos (1967), pela Agência Internacional /51 /, houve a necessidade de interpretar-se pontos que poderiam criar problemas , deste modo, várias organizações européias sob os auspícios da "EURATOM" estudaram tecendo comentários esclarecedores/ 31/.

Os testes com as embalagens assumiram tal importância, no início dos anos 70, que a Agência Internacional resolveu patrocinar, pela primeira vez, um encontro onde foi debatido o problema em todos os aspectos, como uma forma de incentivo na troca de informações. Observou-se também que o transporte do combustível irradiado continuava tomando boa parte do tempo nos encontros internacionais, por meio de estudos que relatavam a experiência adquirida e propunham a adoção de novas medidas no projeto dos cascos.

Surgiram, assim, com mais freqüência, trabalhos que abordavam o transporte de combustíveis irradiados de reatores não convencionais, o controle de qualidade na fabricação dos cascos e o desenvolvimento das embalagens para materiais radioativos não irradiados.

Com o uso em larga escala dos tambores de aço, como acondicionamento de material radioativos, tornou-se necessário valer-se de embalagens protetoras para facilitar o manuseio dos mesmos, principalmente em sistemas que empregavam diversos meios de transporte. GABLIN /38/ apresentou um trabalho, onde analisou alguns aspectos de projeto e testes de duas embalagens protetoras.

Um dos requisitos de segurança fundamentais era, sem dúvida, o desenvolvimento de um programa de controle de qualidade e eficiente, como foi abordado por SHORT/93/ em seu trabalho, onde admitindo a complexidade da confi

guração estrutural dos cascos, organizou uma série de procedimentos com esta finalidade. A falta de um controle rígido em toda indústria nuclear, poderia levar a erros graves com conseqüências desagradáveis. DUNAWAY /26 / relatou uma série de irregularidades em carregamentos contendo U-235, que poderiam implicar em acidentes por criticidade. BECKER / 6 /, também, após constatar duas irregularidades no transporte de materiais radioativos, salientou a necessidade de ter-se um maior controle administrativo sobre tais materiais. SCHMIDT / 88 / chegou a mesma conclusão, quando verificou que um grande número de embalados não estava sendo transportado de acordo com o que os regulamentos dizem a respeito dos níveis de radiação permissíveis.

Com o aparecimento dos primeiros reatores experimentais, tipo HTGR e LMFBR, tornou-se necessário o estudo de cascos especialmente projetados para o transporte dos seus conjuntos de elementos combustíveis. DAVIS / 23 / fez uma análise do "FSV-1" que é um casco fabricado com a finalidade de transportar os elementos combustíveis de um reator tipo HTGR, obedecendo os limites de peso impostos pelos veículos rodoviários de carga. SHAPPERT E IRVINE /56/ comentaram alguns aspectos conceituais de um casco para o transporte de elementos combustíveis irradiados de um reator tipo "LMFBR".

Na metade dos anos 70, entre os temas mais debatidos apareceram o da avaliação de riscos, e o transporte de compostos de elementos transurânicos, acentuadamente do plutônio. Naturalmente, com o aumento do número de unidades nucleares no mundo, tivemos um acréscimo de carregamentos nucleares circulando pelas rodovias e ferrovias, provocando a curiosidade da opinião pública, notadamente, em casos de acidentes que envolveriam tais veículos. Este fato veio aumentar a quantidade de trabalhos que enfocavam aspectos legais e de risco.

Versando sobre segurança, GARRISON /39/ apresentou alguns itens, como sugestão aos responsáveis pelo transporte dos materiais radioativos, para manter a eficiência na operação do sistema. RUSSELL / 84/ analisando um modelo para a avaliação do risco, chegou a conclusão que muitos parâmetros estudados tinham uma faixa de variação extensa, podendo, em consequência, levar-nos a cometer erros, quando mal estimados.

O transporte do plutônio foi analisado sob diversos ângulos por SOUSSELIER e REDON /99/, concluindo que era justificável a tendência em levá-la a cabo na forma de sólido. Avaliaram também as considerações feitas, nos regulamentos da Agência publicado em 1973 / 52 /, para as embalagens que deviam transportar este material radioativo.

Para remover o calor devido ao decaimento radioativo dos materiais irradiados, vários refrigerantes foram propostos , cada qual possuindo vantagens e desvantagens - conforme suas características. IMPE, ROMBAUX, LECERF , HEYLEN e DEBEUKELAER / 48 / citaram os problemas encontrados no seu uso e também teceram comentários sobre o uso de sais como meio de transferência de calor (HTS - Heat Transfer Salts).

Na segunda metade deste decênio, acentuou-se a necesidade de estudar os problemas ligados à segurança , os aspectos ambientais do transporte de materiais radioati - vos, como indicavam os investimentos feitos nos Estados - Unidos que, segundo SISLER / 94/, é da ordem de 2 a 3 milhões de dólares anuais.

Antes de finalizar este Capítulo, devemos ainda apre - sentar algumas publicações, que foram de fundamental im - portância no desenvolvimento do nosso trabalho, pela qua - lidade e profundidade com que foram tratados os assuntos ligados ao transporte dos materiais radioativos e de car - ga no Brasil. São eles: "Alternatives for Managing Was - tes from Reactors and Post-Fission Operations in the LWR Fuel Cycle (ERDA-76-43, UC 70) / 29 /; "Environmental Sur - vey of the Reprocessing and Waste Management Portions of the LWR Fuel Cicle" (Nureg-0116) /69 /; "A Evolução dos Transportes de Carga no Brasil" / 4 / e "Estudo do Trans - porte Rodoviário de Carga no Brasil " / 15/. Os dois últi

mos constituem-se, sem dúvida, em verdadeiras exceções positivas na literatura dedicada aos problemas de transporte no Brasil.

2. IDENTIFICAÇÃO DOS MATERIAIS RADIOATIVOS PARA TRANSPORTE

2.1- O Ciclo do Combustível Nuclear

Existem cinco principais alternativas do ciclo do combustível nuclear: uma considerando a operação do ciclo do combustível sem reciclagem (Alternativa I); uma considerando a operação do ciclo do combustível com a reciclagem do urânio (Alternativa II); uma considerando o ciclo do combustível nuclear com a reciclagem do Urânio e do Plutônio (Alternativa III); e mais duas alternativas que se constituem em variações destas formas básicas.

O ciclo do combustível do reator de potência do tipo LWR pode ser operado de modo a recuperar o Urânio e o Plutônio do combustível irradiado, materiais estes que poderão ser empregados em novos elementos combustíveis e reciclados para os reatores nucleares.

A tecnologia usada, bem como o material empregado irão influenciar a quantidade e o tipo de rejeito gerado. Deve ser levado em consideração o tempo de resfriamento do combustível irradiado, fator este intimamente ligado a problemas logísticos, que também influirá na quantidade e atividade do rejeito gerado. Assim, para a quantificação dos rejeitos, é de fundamental importância definir perfeitamente a forma com que serão operadas as unidades do ciclo do combustível, deixando claro os processos utilizados e os

seus objetivos.

2.1.1- Alternativa I: Operação sem Reciclagem do Urânio e do Plutônio

Basicamente para o caso de adotarmos a alternativa I, primeiramente, podemos obter o urânio, das minas a céu aberto e das minas subterrâneas. O minério de Urânio é então, transferido para as unidades de Beneficiamento Químico, onde é processado, obtendo-se como produto final o concentrado de urânio ("yellow cake"). Na segunda etapa, este concentrado de Urânio é convertido em Hexafluoreto de Urânio (UF_6) na unidade de Conversão.

O processo de enriquecimento consiste no aumento da razão do isótopo físsil U-235 sobre U-238 em relação à sua razão natural que é de 0,711%, processo este levado a cabo na unidade de Enriquecimento Isotópico. O Hexafluoreto enriquecido é então convertido em UO_2 , na unidade de Fabricação do Elemento Combustível. O Dióxido de Urânio é peletizado, sinterizado e inserido em tubos de metais de ligas especiais, de modo a formar os conjuntos de elementos combustíveis.

Os elementos combustíveis são levados para os reatores nucleares de potência, onde produzirão energia, lá permanecendo até o ponto de tornarem-se ineficientes com respeito à economia neutrônica. Assim, uma parte dos conjuntos de elementos combustíveis é retirado do reator, a cada

ano, e substituídos por novos. Os elementos combustíveis irradiados são inicialmente estocados em grandes tanques situados próximos ao reator dada as altas taxas de geração de calor e radiação nuclear de decaimento.

Como último passo, temos o encapsulamento destes conjuntos de elementos irradiados, que pode ser feito no local da estocagem provisória ou mesmo no repositório final. A Figura 2.1 nos dá o esquema da Alternativa I.

Sem dúvida alguma, o principal passo que envolve o transporte de materiais radioativos, nesta alternativa adotada, é aquele referente ao combustível irradiado, para os locais de estocagem provisória ou para o repositório final.

2.1.2- Alternativa II: Operação com a Reciclagem do Urânio

Podemos notar pela Figura 2.2, que as operações de mineração, beneficiamento químico e conversão em hexafluoreto de urânio são similares às das Alternativa I, sendo que a principal diferença está no volume dos materiais processados e rejeitos gerados. Nota-se, também, que a unidade de enriquecimento isotópico recebe uma quantidade de hexafluoreto de urânio levemente enriquecido, recuperado na unidade de reprocessamento, em adição ao hexafluoreto de urânio natural. O UF_6 enriquecido e o

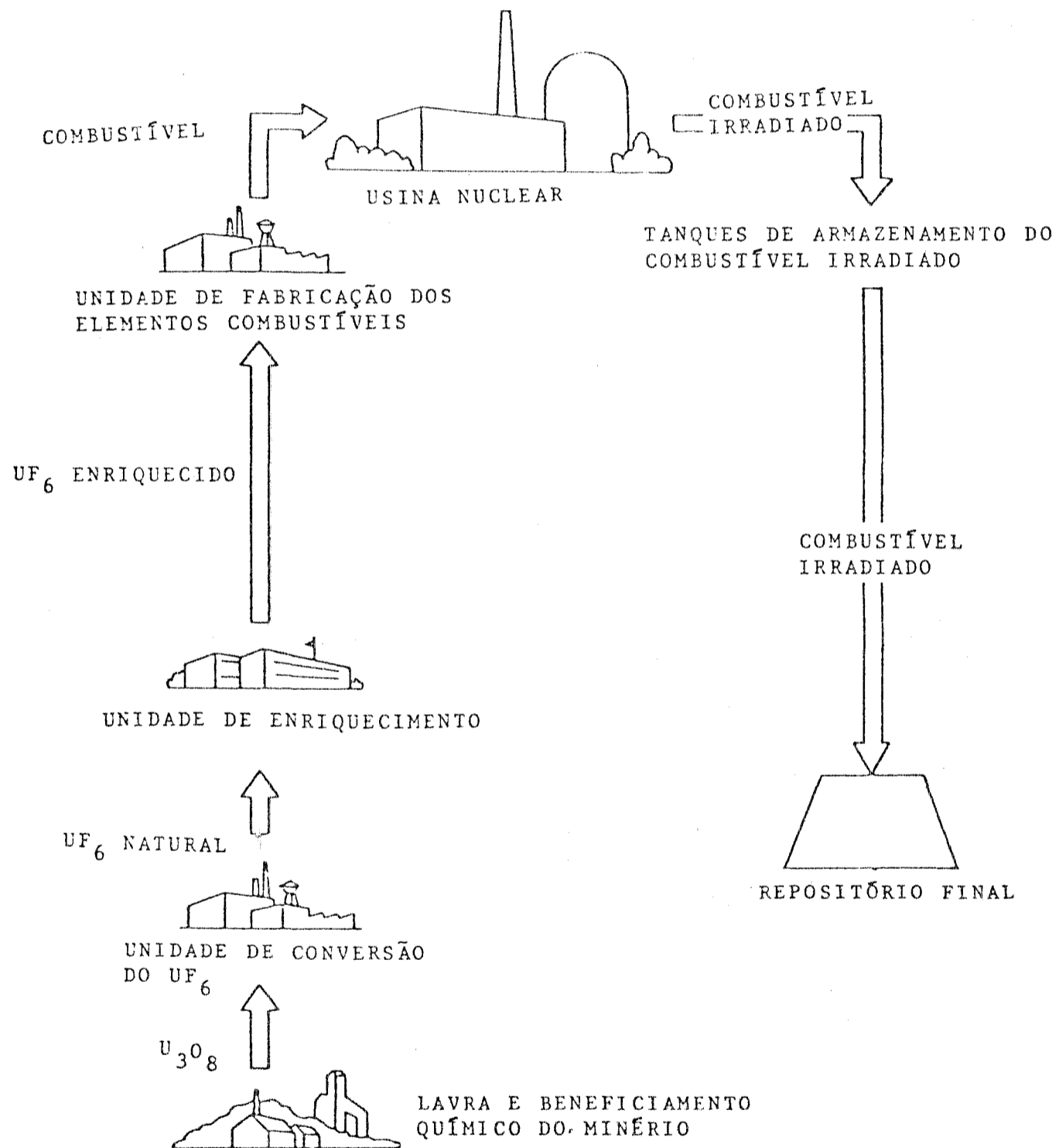


FIGURA 2.1- Alternativa I - Ciclo do Combustível Nuclear sem reciclagem do Urânio e de Plutônio.

re-enriquecido, são então convertidos em UO_2 e, finalmente, enviados à unidade de fabricação do elemento combustível, como no caso anterior.

Estes elementos combustíveis após serem irradiados, ficarão estocados em tanques de modo que os isótopos de meia-vida curta decaiam e haja uma redução na taxa de geração de calor. Após o resfriamento necessário, os conjuntos são transportados para a unidade de reprocessamento, onde se dará a recuperação do urânio residual levemente enriquecido.

Como reciclamos somente o urânio, neste caso, o plutônio será considerado rejeito e será transferido para o repositório final em companhia dos elementos transurânicos e do rejeito radioativo de alta atividade. Naturalmente, todos os materiais deverão receber um tratamento adequado de maneira que tenhamos um material estável, a fim de ser enviado ao repositório final que neste caso é o passo final.

Os principais passos de transporte estão ligados ao combustível irradiado (como na Alternativa I), rejeito de alta atividade e ao rejeito contaminado com os elementos transurânicos, onde os dois últimos são característicos dos ciclos de combustível que operam unidades de reprocessamento.

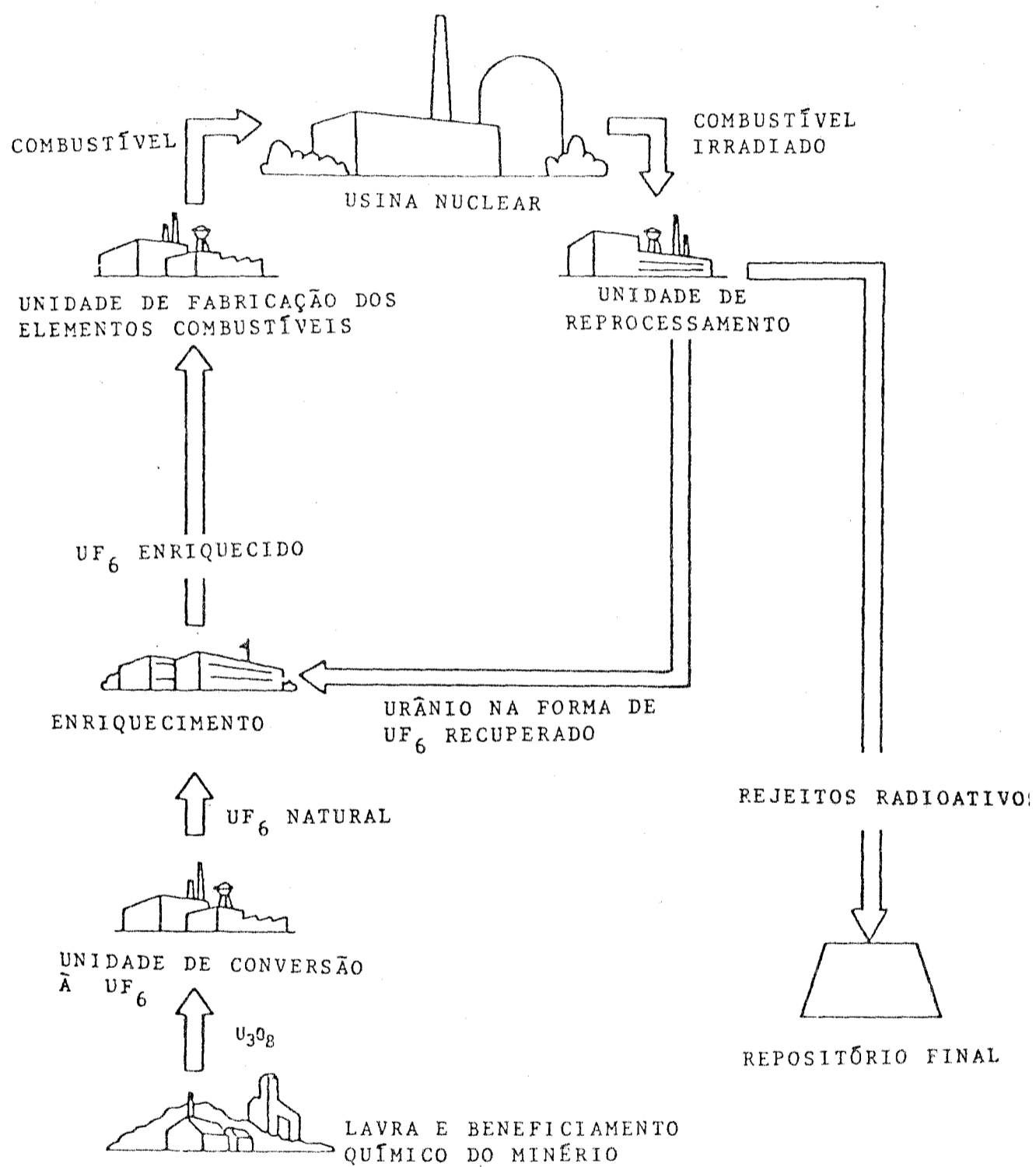


FIGURA 2.2- Alternativa II - Ciclo do Combustível Nuclear com reciclagem do Urânio.

2.1.3- Alternativa III: Operação com a Reciclagem do Urânio e Plutônio

Nesta opção, o combustível nuclear irradiado, após um pequeno período de resfriamento em tanques apropriados - no reator, é levado para a unidade de reprocessamento, onde é processado. O urânio é recuperado e convertido em hexafluoreto de urânio; o plutônio é convertido em forma de óxido (PuO_2). O UF_6 de urânio levemente enriquecido é, então, enviado à unidade de enriquecimento isotópico, enquanto o PuO_2 é enviado a unidade de fabricação de elementos combustíveis de óxido misto ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$). Estes novos elementos combustíveis poderão ser reciclados para os reatores nucleares de potência do tipo LWR. O rejeito de alta atividade é solidificado e enviado ao repositório final.

Devemos observar que a unidade de reprocessamento também gera rejeitos de baixa atividade; os contaminados com elementos transurânicos. Em relação à Alternativa II, temos aqui o acréscimo de dois passos de transporte que são relativos ao plutônio levado para a fábrica de elementos combustíveis; e do rejeito produzido nesta unidade.

2.2- Descrição do Ciclo do Combustível do Reator Tipo LWR

Nesta seção, descreveremos com algum detalhe, as principais operações envolvidas no ciclo do combustível, a saber:

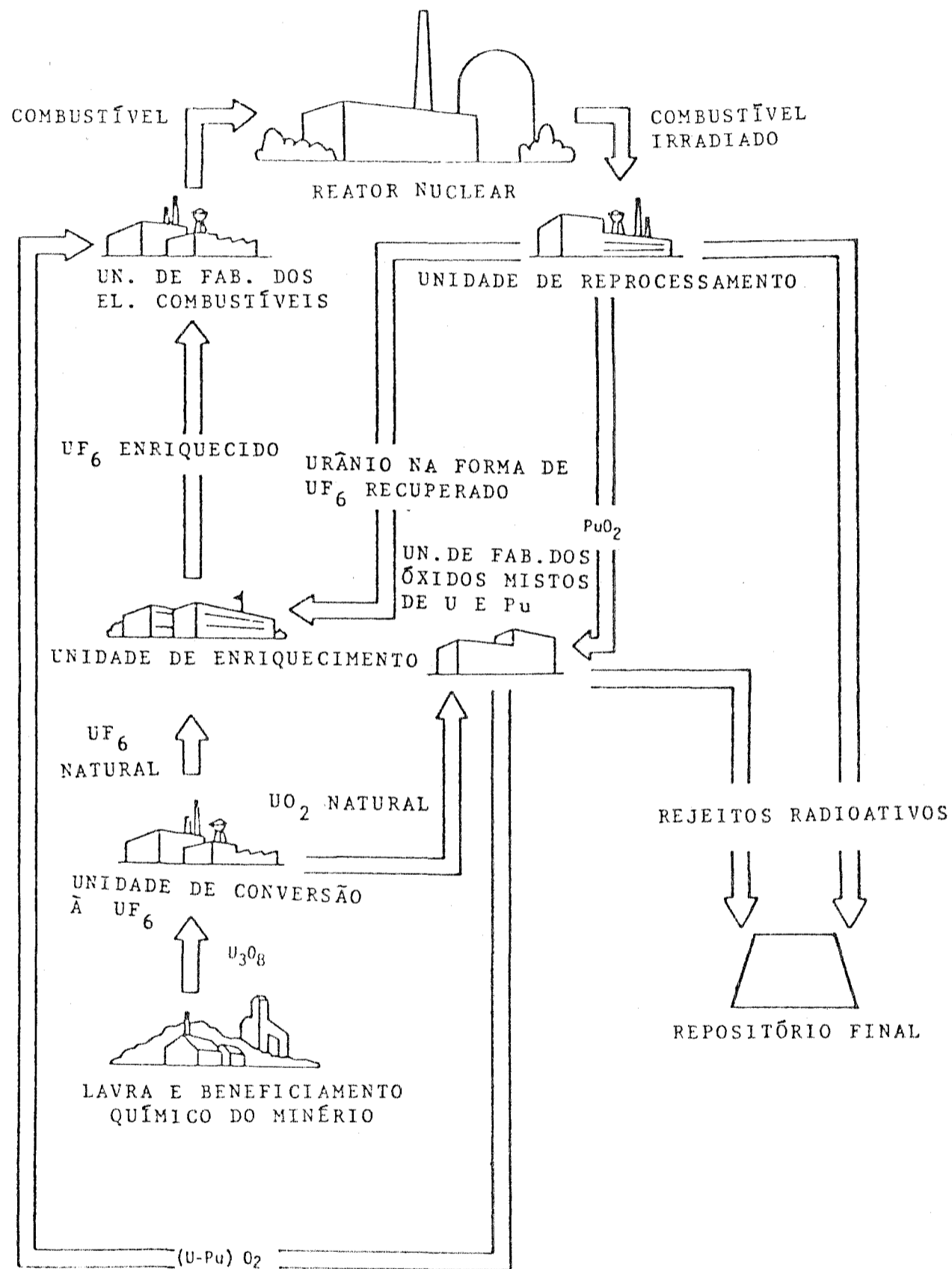


FIGURA 2.3- Alternativa III - Ciclo do Combustível Nuclear com reciclagem do Urânio e Plutônio.

- mineração
- beneficiamento químico
- conversão do concentrado de urânio em hexafluoreto de urânio
- enriquecimento isotópico
- conversão do UF_6 enriquecido em UO_2
- fabricação dos elementos combustíveis
- irradiação do combustível no reator
- reprocessamento
- transporte dos materiais entre as unidades
- estocagem.

2.2.1- Mineração

O minério de urânio é obtido das operações em minas a céu aberto ou minas subterrâneas . O rejeito gerado nas minas subterrâneas é constituído principalmente de rochas removidas dos poços perfurados e das passagens construídas. Estes rejeitos sólidos (não radioativos) podem ter volume total igual ao volume do minério processado. O rejeito sólido, nas minas a céu aberto, por outro lado, é constituído de rochas e terra removida de modo a deixar o minério exposto, e o seu volume total irá variar proporcionalmente à profundidade em que se encontra o minério.

O rejeito gerado pelas minas é classificado conforme o seu estado físico: material gasoso, sólido ou líquido.

Os resíduos gasosos e os resíduos radioativos trans

portados pelo ar, tais como o pó impregnado de urânio, o radônio e os seus produtos de decaimento, são liberados para a atmosfera quando o minério é exposto e fragmentado durante a operação de mineração.

O rejeito líquido, em sua maior parte, é constituído da água drenada. A água da drenagem da mina frequentemente carrega sólidos em suspensão, silicatos e traços de minério de urânio. Este líquido é tratado em tanques de sedimentação e devolvido ao meio ambiente.

Como podemos observar, não temos aqui o transporte de nenhuma das formas de rejeito gerado, restando assim a movimentação do minério propriamente dito, que não necessita de cuidados especiais.

2.2.2- Beneficiamento Químico do Minério de Urânio

Na unidade de beneficiamento químico, o urânio é extraído por meio de processos químicos e mecânicos, tendo-se como resultado um produto semi-refinado, comumente chamado de "yellow cake", que contém de 70 a 90% de U_3O_8 . Esta unidade de beneficiamento deve localizar-se, de preferência, próxima da mina para evitar-se o transporte de grandes volumes de minério.

Existem vários métodos empregados nas operações de beneficiamento químico, sendo que a escolha depende da característica do minério a ser processado.

As operações executadas compreendem pelo menos quatro passos: a britagem e/ou moagem; a dissolução química - do minério; a separação física do minério dissolvido, do rejeito sólido não dissolvido; a separação e consolidação do concentrado de urânio. A Figura 2.5 nos dá o diagrama de um processo empregado em unidades de beneficiamento.

A lixiviação empregada neste processo é o da lixiviação ácida, idêntica àquela adotada em Poços de Caldas para a extração do urânio. Além deste método, podemos citar o processo que emprega a lixiviação com Carbonato de Sódio. A Figura 2.4 ainda nos dá os estágios que alimentam o sistema de lavagem dos gases; a lixiviação ácida propriamente dita, a calcinação-pulverização e o acondicionamento.

A operação desta unidade produz rejeitos gasosos, líquidos e sólidos.

O rejeito gasoso: o urânio e os seus produtos de decaimento (Th-230 e Ra-226) são liberados das pilhas de minério, do sistema de retenção de resíduos e do sistema de ventilação, na forma de pó. O urânio é liberado na operação de secagem do concentrado e também no seu acondicionamento. A concentração das partículas radioativas sólidas liberadas - para o meio ambiente pela operação desta unidade é limitada por sistemas coletores de pó.

O rejeito líquido: consiste de produtos químicos - utilizados durante o processo de moagem, lixiviação e lavagem. Como a concentração do Ra-226 e Th-230 pode estar aci

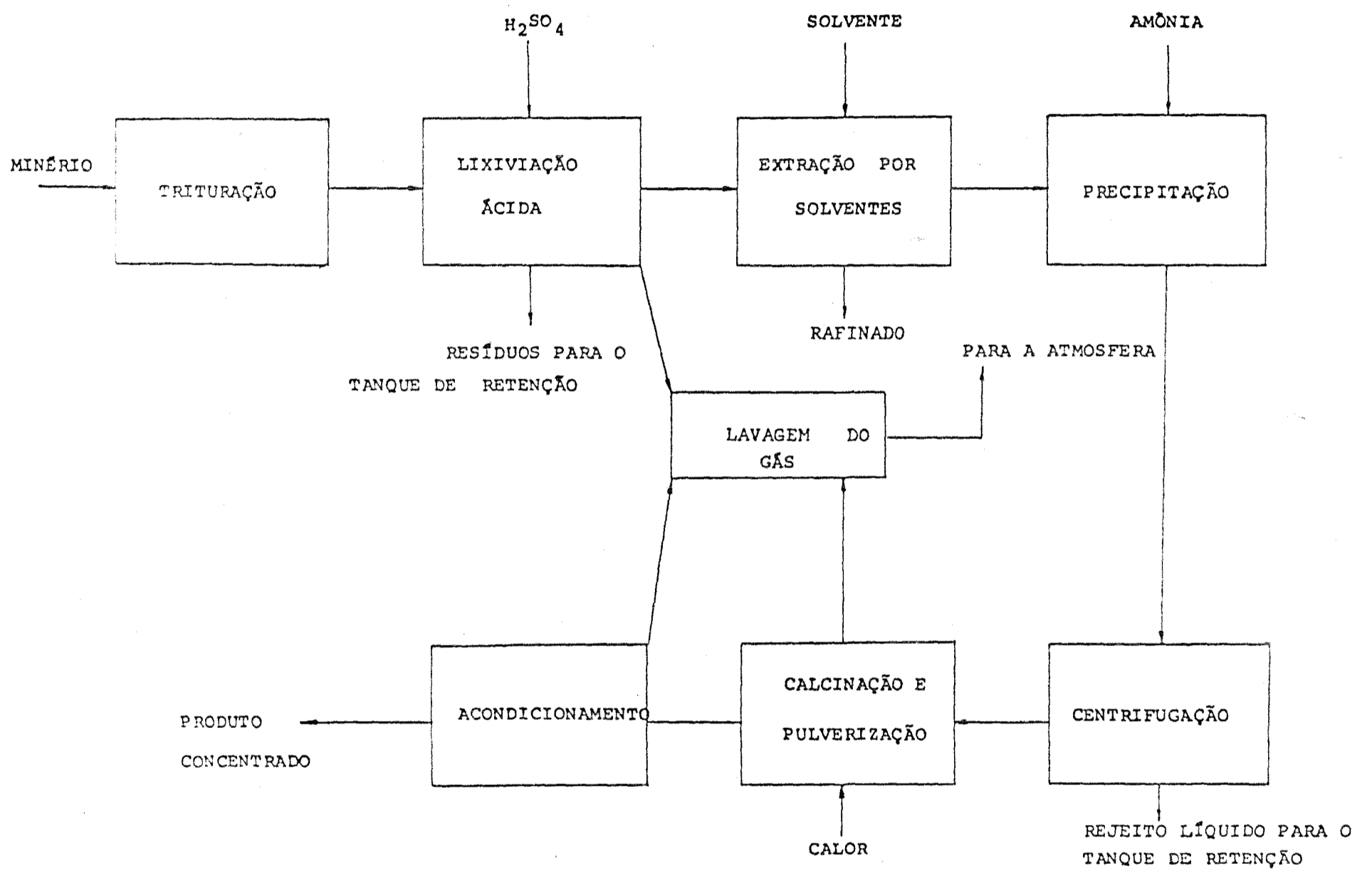


FIGURA 2.4- Estágio de um Processo típico empregado em Unidade de Beneficiamento químico do Minério de Urânio .

ma dos valores especificados pelas normas, a solução neutralizada contendo o rejeito é estocada em tanques de retenção.

O rejeito sólido: composto principalmente de fragmentos dos minerais pertencentes a rocha geradora, contendo também traços de produtos químicos.

2.2.3- Produção de Hexafluoreto de Urânio

O concentrado de urânio obtido do minério, deve ser convertido em composto volátil, o hexafluoreto de urânio (UF_6) de modo a permitir o enriquecimento isotópico, dentro da unidade para este fim.

Dois processos industriais diferentes são usados para a produção do hexafluoreto de urânio. O processo I (hidrofluoração) consiste na redução, fluoração e hidrofluoração do concentrado de urânio de modo a produzir o hexafluoreto bruto, que depois da destilação fracionada nos apresenta como produto puro. O processo II, caracterizado pela extração por solvente, emprega um estágio para preparar o urânio com alto grau de pureza, só então submetendo-o a redução, hidrofluoração e fluoração. As Figuras 2.5 e 2.6 nos mostra esquemas destes dois processos de conversão.

O concentrado de urânio que alimenta a unidade de produção do hexafluoreto de urânio carrega, ao chegar a esta unidade, uma determinada porcentagem de impureza. Assim, a aplicação de um dos processos de conversão também nos

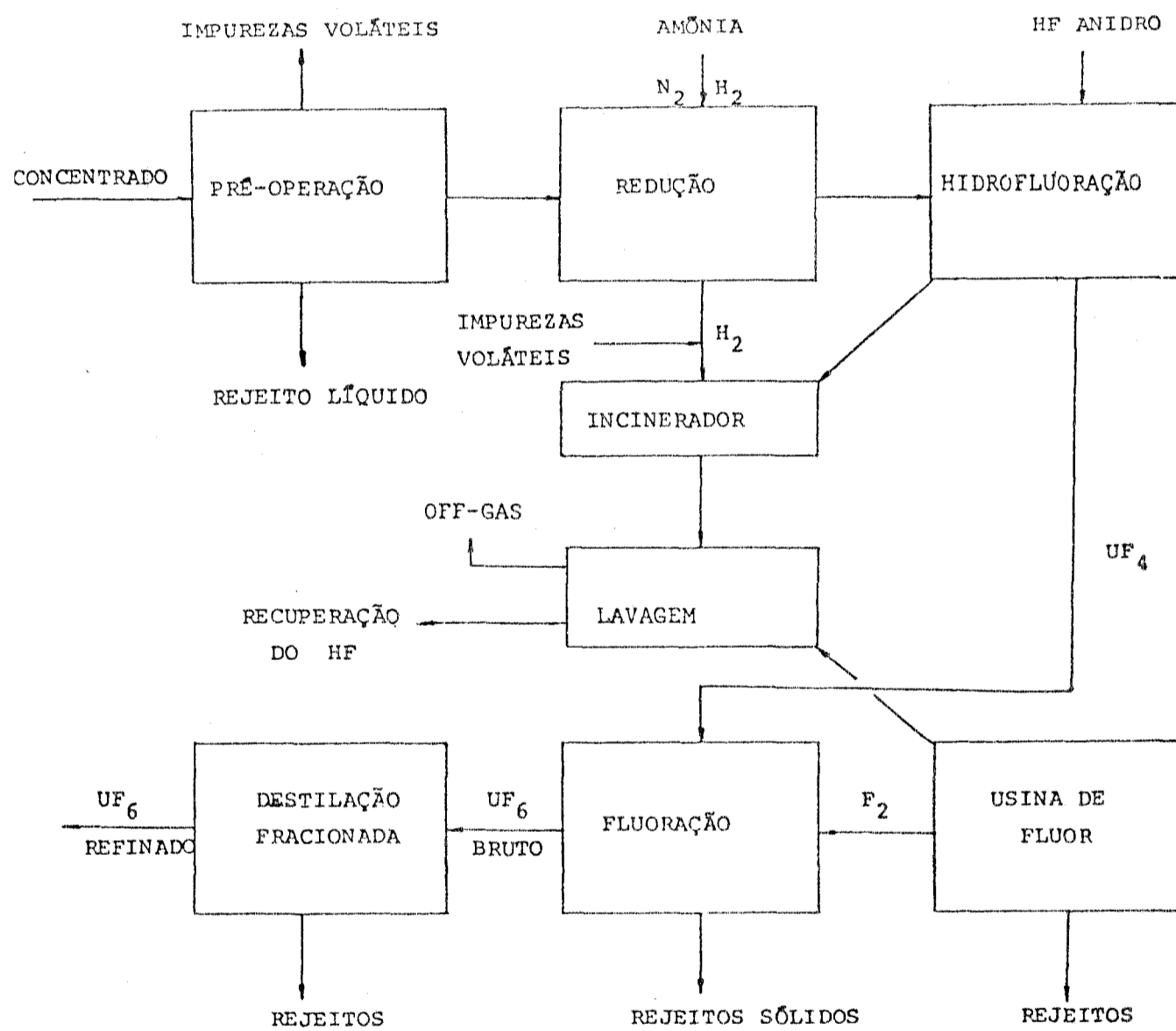


FIGURA 2.5- Processo I - Processo de Hidrofluoração empregado para a Conversão do concentrado de Urânio em Hexafluoreto de Urânio.

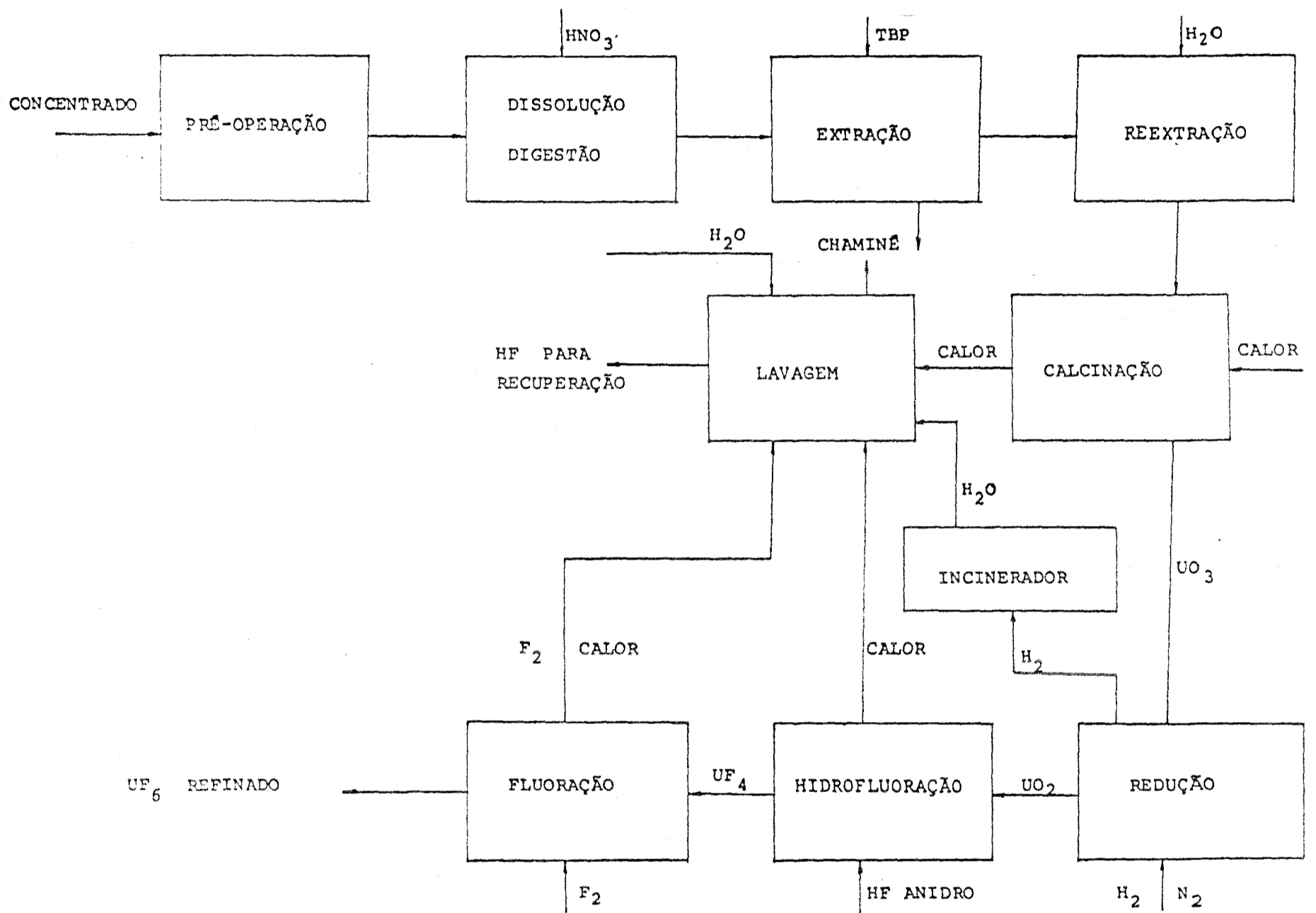


FIGURA 2.6- Processo II - empregado para a conversão do concentrado de Urânio em Hexafluoreto de Urânio.

garante a remoção de praticamente toda esta impureza, fornecendo como produto, o hexafluoreto de urânio altamente purificado. O processo I separa as impurezas como compostos voláteis e como sólidos. O processo II separa as impurezas pela extração do urânio por um solvente orgânico, deixando estas impurezas dissolvidas na solução aquosa.

Resíduos Gerados nesta Unidade

A natureza dos efluentes radioativos dos dois processos difere substancialmente; o processo I libera radioatividade principalmente na forma gasosa e sólida, enquanto que o processo II libera a maior parte do seu rejeito radioativo, dissolvido nos efluentes líquidos.

Em consequência do fato de não termos material irradiado na unidade de conversão, todos os radionuclídeos presentes são aqueles encontrados na própria natureza. Eles são o Rádio, o Tório, o Urânio e os seus respectivos produtos de decaimento. O urânio está presente nos efluentes líquidos e constitui, também, a fonte de radioatividade dos efluentes gasosos. O Rádio e o Tório, juntamente com os seus produtos de decaimento aparecem nos efluentes líquidos ou rejeitos gasosos.

O Urânio pode aparecer nos efluentes gasosos com várias formas químicas, a saber, como U_3O_8 , UO_2 , UF_4 , UF_6 e $(NH_4)_2U_2O_7$. Já no processo II o urânio está presente como

nitrate de uranila que pode estar nos efluentes gasosos .

2.2.4- Enriquecimento Isotópico do Urânio

O urânio natural contém aproximadamente 0,7% de urânio físsil (U-235). Como sabemos, os reatores de potência do tipo PWR utilizam urânio-235 com um enriquecimento que varia de 2 a 4% . Assim, este processo trata do aumento da concentração do isótopo U-235 no urânio natural.

Dentre os vários processos de enriquecimento isotópico proposto, podemos citar três: a difusão gasosa, a ultra-centrifugação e o jato centrífugo, sendo que os dois primeiros são hoje, disponíveis comercialmente.

O processo de difusão gasosa baseia-se no fundamento da dispersão molecular: numa mistura de gases, as moléculas de menor massa têm maior velocidade e chocam-se com maior frequência com as paredes do recipiente. Se as paredes tiverem poros que permitam o escoamento do gás, dar-se-á início ao processo de separação. / 7 /; / 70 /.

A separação isotópica por centrifugação baseia-se em um processo onde uma mistura de dois gases contidos num cilindro em rotação é separado, com a componente de maior massa molecular concentrando-se na superfície mais externa, e a componente mais leve concentrando-se junto ao eixo do cilindro. O poder máximo de separação depende da quarta potência da velocidade periférica a qual, por sua vez, é limita-

da pelas características físicas do material utilizando na construção do cilindro da centrífuga, / 7 /, / 22/, / 70/ .

A separação isotópica pelo método do jato centrífugo, método este que será empregado no Brasil, é efetuada pelo mesmo mecanismo básico da ultra-centrifugação, porém os problemas mecânicos são evitados pois as forças centrífugas são geradas por deflecção de um jato em alta velocidade, de hexafluoreto de urânio misturado a um gás leve auxiliar. O hexafluoreto de urânio misturado com um gás leve expande-se através de uma parede fixa curva. No fim da deflecção em 180°, o fluxo é dividido em uma fração leve e uma fração pesada, por meio de uma lâmina de separação. A unidade de demonstração no Brasil deverá ter uma capacidade de 200.000 UTS por ano. / 11 /, / 70 /

Resíduos Gerados na Unidade de Enriquecimento Isotópico.

No processo de difusão gasosa, os rejeitos gerados são devidos principalmente à limpeza dos equipamentos e a recuperação do urânio . O rejeito líquido é contido em tanques de retenção, onde a maior parte do urânio é coletado no sedimento. Este sedimento é removido periodicamente, embalado e enterrado em local próximo à unidade.

No processo de centrifugação, que segundo algumas estimativas / 69 /, deve produzir 56 vezes mais rejeito que no processo de difusão gasosa, boa parte do rejeito gerado é devido a peças quebradas e materiais em geral inutilizados em

conseqüência das características de operação desta unidade.

O processo do jato centrífugo, por não estar sendo operado comercialmente, além de contar com poucos dados concretos, de pesquisa, não nos oferece presentemente informações sólidas sobre os rejeitos gerados.

Nesta unidade, temos também como rejeito, o urânio empobrecido, que depois de convenientemente acondicionado é levado para um local de estocagem.

2.2.5- Fabricação do Elemento Combustível

O hexafluoreto de urânio enriquecido é transportado para a unidade de fabricação do elemento combustível onde primeiramente será convertido em UO_2 por redução de óxidos superiores de urânio, via seca, com um gás redutor. A preparação do UO_2 pode ser subdividida em dois estágios : o de decomposição de nitrato de uranila ou diuranato de amônia, nesses óxidos superiores, e o de redução propriamente dito. / 80 /.

O dióxido de urânio é então transformado em pastilhas e sinterizado, obedecendo para isto a rigoroso controle da qualidade. Estas pastilhas produzidas são colocadas em tubos de "Zircaloy" que são devidamente selados, formando assim a denominada vareta de combustível.

As varetas quando montadas em grupos, formam o que é comumente denominado de conjunto de elementos combustíveis .

Resíduos Gerados na Fabricação do Elemento Combustível

Os resíduos gasosos são gerados durante a conversão do hexafluoreto de urânio em UO_2 e carregamento nos tubos de "Zircaloy". Assim, os locais onde os processos são levados a cabo, possuem um sistema de exaustão equipados com filtros de alta eficiência para partículas ("HEPA filters") que retêm todo o material em suspensão.

Os rejeitos líquidos do sistema de lavagem e drenagem, bem como da limpeza dos equipamentos, são coletados em tanques de deposição e devidamente tratados. Os radionuclídeos encontrados são principalmente o urânio e o Tório-234.

Os rejeitos sólidos consistem principalmente de CaF_2 obtidos nos sistemas de tratamento do rejeito líquido. O CaF_2 depois de devidamente tratado, é acondicionado, e geralmente enterrado na própria unidade de fabricação.

2.2.6- Irradiação no Reator

Os conjuntos de elementos combustíveis são colocados no reator, sofrendo irradiação a uma determinada taxa de queima, havendo conseqüentemente a necessidade de substituí-los periodicamente. Dependendo das especificações técnicas e do projeto do reator, substitui-se anualmente entre 1/5 e 1/3 destes conjuntos de elementos combustíveis.

Antes de ser levado para tanques especiais de armazenagem, o combustível pode permanecer durante um período de 10 dias, armazenado ainda no interior do reator, sendo após isso retirado. Nestes tanques especiais, o combustível permanece armazenado por 120 a 180 dias, de modo a permitir o decaimento radioativo dos nuclídeos de meia-vida curta e também do calor gerado, possibilitando um manuseio mais seguro.

Dependendo da alternativa de ciclo do combustível adotada, o combustível irradiado deve ser enviado em seguida para a unidade de reprocessamento (alternativas II e III) ou para o repositório final (alternativa I).

Radioatividade no Circuito Primário

A maior parte das substâncias radioativas, em uma usina nuclear, aparecerão no circuito primário. A primeira barreira para a isolação dos produtos de fissão radioativos é o encamisamento do combustível, porém, certos elementos mais voláteis tais como os halogênios e os gases nobres difundem-se através deste encamisamento. Este processo de difusão é acelerado pela alta temperatura reinante, além das fissuras apresentadas pela tensão térmica criada. Em consequência destes fatos, uma certa quantidade de elementos radioativos irão circular no circuito primário, devendo ser retidos, em condições normais, nos sistemas de purificação a ele associados. Os produtos de fissão mais importantes neste caso são o Criptônio, o Iodo e o Xenônio.

Além dos produtos de fissão que se encontram dispersos no circuito primário, devemos citar os produtos de ativação provenientes das reações induzidas pela água e o ar. Estes produtos de ativação são geralmente gases como o Argônio-41, Fluor-18, Nitrogênio-13, Nitrogênio-16 e o Oxigênio-19 que têm meia-vida curta, variando de segundos a poucas horas.

Encontram-se também dispersos no circuito primário, traços de elementos metálicos como resultado da corrosão dos equipamentos, materiais estruturais e bombas. Entre os produtos de corrosão estão: Mn-54, Mn-56, CO-58, Fe-59, Co-60. Para o caso de Angra II, a atividade total devido aos produtos de corrosão mais importantes no sistema primário de refrigeração será aproximadamente igual a 5×10^{-3} Ci/t.

A purificação do circuito primário é levada a cabo, em um sistema denominado Sistema de Controle do Volume, por meio de um trocador iônico e um extrator de gases. Acoplado a este sistema encontramos um sub-sistema de recuperação de boro, que normalmente é adicionado ao circuito primário como um absorvedor de nêutrons.

Resíduos Radioativos Produzidos

Dispersa-se para o meio ambiente alguma radioatividade

gerada no reator , incluindo-se os gases nobres, trítio e menores quantidades de outros isótopos, em concentrações e quantidades limitadas e regulamentadas pelas normas vigentes.

Os processos aplicados no tratamento dos resíduos líquidos do reator são: a filtração, desmineralização (troca iônica), evaporação e centrifugação, além da osmose reversa, sendo que estes dois últimos processos são bastante incomuns. Os resíduos líquidos do reator são coletados e classificados de acordo com a sua radioatividade de modo a combinar os fluxos de rejeito que têm características similares e que assim requerem os mesmos tratamentos.

O fluxo de rejeito líquido, que contém baixa quantidade de sólidos dissolvidos, pode ser purificado diretamente pela desmineralização. Por outro lado, aquele que contém grande quantidade de sólidos dissolvidos são tratados por evaporação, produzindo o sedimento (borra) que é concentrado. Assim, entre os resíduos sólidos produzidos nas usinas nucleares estão as resinas de troca iônica utilizadas nos sistemas de purificação e as substâncias concentradas nos evaporadores.

A substituição e a manutenção dos componentes do reator, como por exemplo, das barras de controle, instrumentos, suportes, guias, etc., produzem, também, rejeitos radioativos sólidos por causa da ativação devida ao uso em regiões de alto fluxo neutrônico do reator.

Os componentes metálicos são em geral suficientemente radioativos para requerer blindagem para a sua disposição e em alguns casos pode requerer o corte ou compactação de modo a permitir o uso de recipientes comuns.

As resinas, depois de retiradas devido a sua atividade, requerem um cuidado especial. Assim, são recolhidas por alguns meses, sendo após este período, devidamente acondicionadas e enviadas a um local apropriado para a sua disposição.

2.2.7- Reprocessamento do Combustível Irrradiado

Nas alternativas I e II, o combustível irradiado retirado do reator é reprocessado para recuperar o material fissionável nele contido e especialmente, o plutônio que é produzido a partir do U-238 durante a irradiação. O urânio recuperado pode ser reciclado e o plutônio por sua vez pode ser estocado ou ainda ser empregado em reatores térmicos que utilizam o óxido misto de urânio e plutônio ($UO_2 + PuO_2$), além de poder ser usado em reatores rápidos.

Para o caso da Alternativa II, o plutônio será tratado como rejeito, naturalmente, tomando-se os cuidados necessários no que se refere a sua toxicidade e problemas referentes à criticalidade.

As operações de reprocessamento iniciam-se na recepção do combustível irradiado e terminam com a formação e acondicionamento para transporte dos diversos rejeitos radioativos produzidos dentro desta unidade, além de PuO_2 e de UF_6 . A tecnologia do reprocessamento do combustível nuclear baseia-se em processo aquoso conhecido como Purex. A Figura 2.7 mostra as etapas do tratamento do combustível irradiado.

Operações Preliminares

Como podemos observar pela Figura 2.8 existem três alternativas para as operações preliminares: o desmantelamento mecânico, o desmantelamento químico e o tratamento simultâneo do revestimento e do núcleo.

As operações preliminares envolvendo o desmantelamento mecânico, empregado para preparar convenientemente o material a ser reprocessado, inclui os seguintes estágios:

- recepção do combustível em cascos blindados;
- armazenamento do combustível por tempo suficiente de modo a permitir um decaimento radioativo a níveis compatíveis as da operação de reprocessamento;
- separação dos elementos combustíveis dos respectivos conjuntos e retalhamento destes elementos em pequenos pedaços;
- lixiviação do combustível, empregando ácido nítrico;

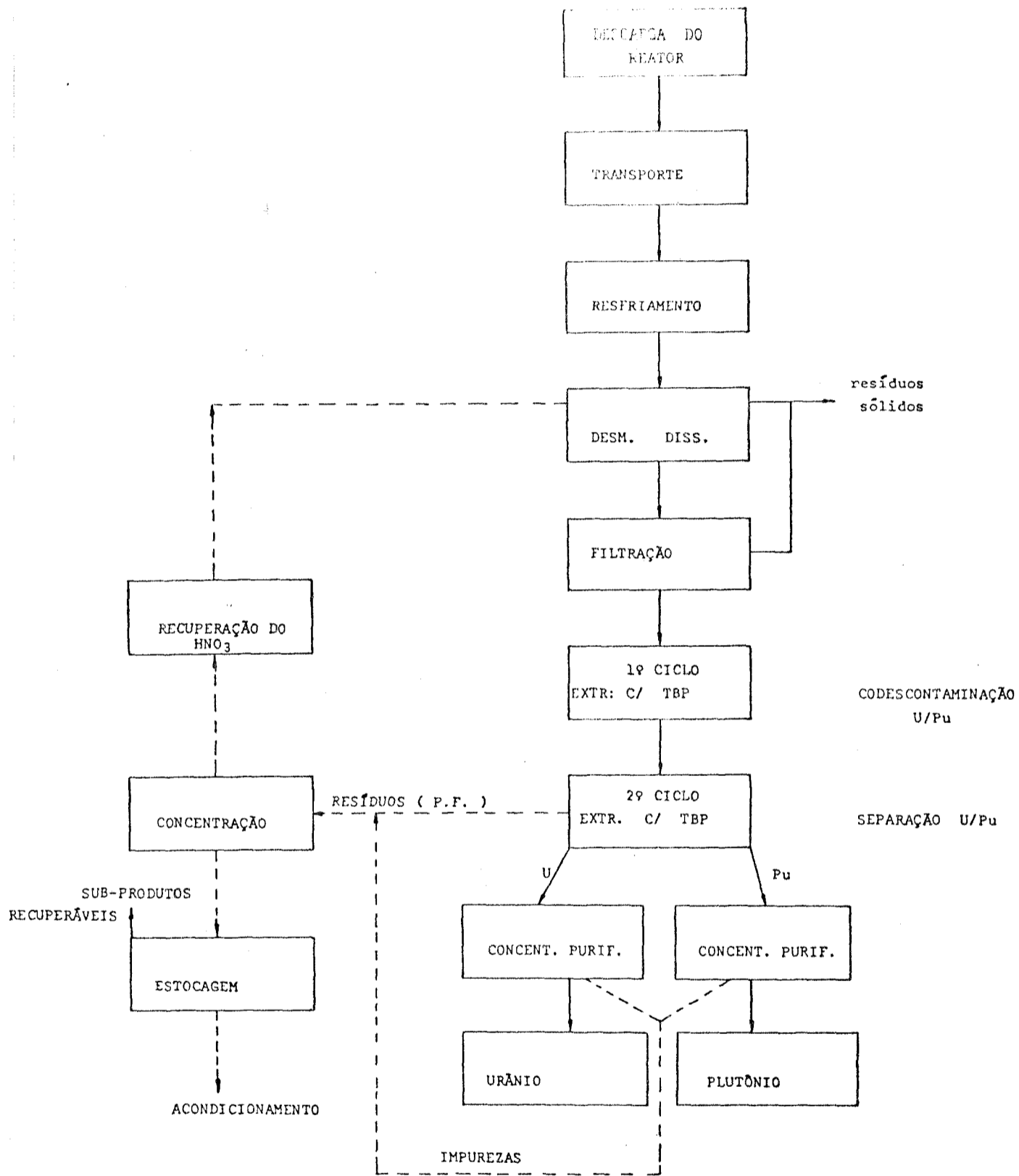


FIGURA 2.7 - Etapas de Tratamento do Combustível Irradiado .

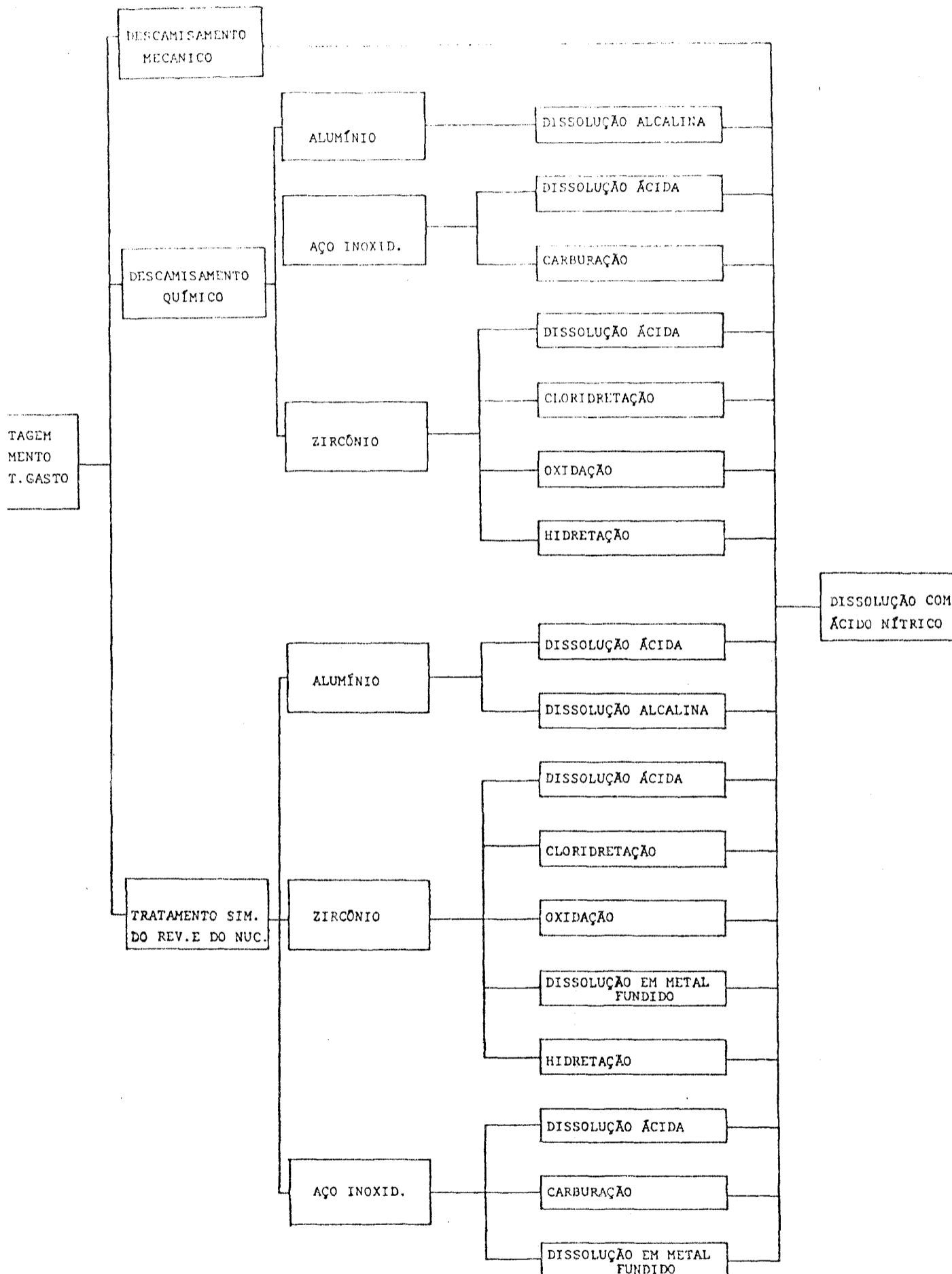


FIGURA 2.8- Alternativas para as Operações Preliminares na Unidade de Reprocessamento.

- preparação da solução ácida alimentadora, para o processo de extração por solvente.

O período entre a descarga do reator e o tratamento, normalmente é de 120 a 180 dias e tem como objetivo o decaimento de produtos de fissão, reduzindo conseqüentemente a atividade do combustível, além de permitir a completa transformação do Np-239 em Pu-239 ou do Pa-233 em U-233. Este período é chamado de período de desativação ou de resfriamento.

A primeira etapa no reprocessamento consiste na separação do encamisamento do combustível. Para isto, simplesmente desmonta-se os revestimentos e peças acessórias externas, ou ainda emprega-se uma das variações de separação dos principais componentes do elemento combustível. A solução empregada deve visar a simplificação da fase de purificação dos constituintes de maior valor.

Os elementos combustíveis são então retalhados em pequenos pedaços de 1 a 10 cm de comprimento por meio de uma máquina, sendo a seguir introduzidos nos lixiviadores, processando-se a dissolução nítrica seletiva dos óxidos sem atacar as peças restantes como, por exemplo, o "Zircaloy", o aço inoxidável e o "Inconel". Durante a dissolução, os gases nobres, os isótopos de Iodo e o Trítio são liberados, recolhidos e tratados pelo sistema de tratamento de resíduos gasosos.

Temos após a dissolução, a filtração ou centrifugação onde a solução resultante constitui-se na fase de alimentação da etapa seguinte. Os sólidos em suspensão removidos, constituem o rejeito desta etapa.

Extração com Solvente

A extração com solvente nos oferece a possibilidade de separar a maioria dos elementos reutilizados na indústria nuclear. A técnica de extração líquido-líquido é muito empregada no tratamento de materiais irradiados.

No processo de extração com solvente, temos primeiramente a transferência do urânio e do plutônio para a fase orgânica, deixando na fase aquosa traços de urânio e plutônio, e quase todos os produtos de fissão. Numa segunda etapa, o urânio é separado do plutônio, produzindo no final os seguintes rejeitos: rejeito de alta atividade, o rejeito gasoso e o rejeito produzido nas operações de limpeza dos solventes.

Temos assim, os seguintes estágios:

- extração por solvente;
- purificação do urânio e do plutônio;
- conversão do urânio em UF_6 e do plutônio em PuO_2 .

Purificação do Urânio e do Plutônio

A solução obtida da operação inicial é bombeada para uma coluna de extração . O solvente utilizado é o fosfato de tri-n-butila (TBP). A extração e a lavagem são efetuadas em vários estágios. Após a extração conjunta, procede-se a reextração dos produtos e do outro lado, o tratamento do solvente . A Figura 2.9 mostra o esquema do processo de extração utilizado para purificar o urânio e o plutônio/27/.

Após ter-se conseguido o urânio e o plutônio suficientemente puros, passa-se a fabricação do UF_6 e PuO_2 respectivamente.

Para o caso do urânio, o rejeito gerado consiste principalmente de gases, filtros e uma miscelânea de sólidos . Já no caso do plutônio temos, basicamente, a geração de rejeito gasoso, com poucos resíduos contaminados.

2.3- Tipos de Materiais Radioativos

Ao analisarmos o ciclo do combustível nuclear, no que se refere a problemas ligados ao transporte de materiais radioativos, devemos separar estes materiais em 3 grupos distintos:

- materiais ou produtos de cada unidade de suporte à fabricação do elemento combustível;
- o combustível irradiado;
- o rejeito radioativo gerado em todas as unidades ligadas a este mesmo ciclo.

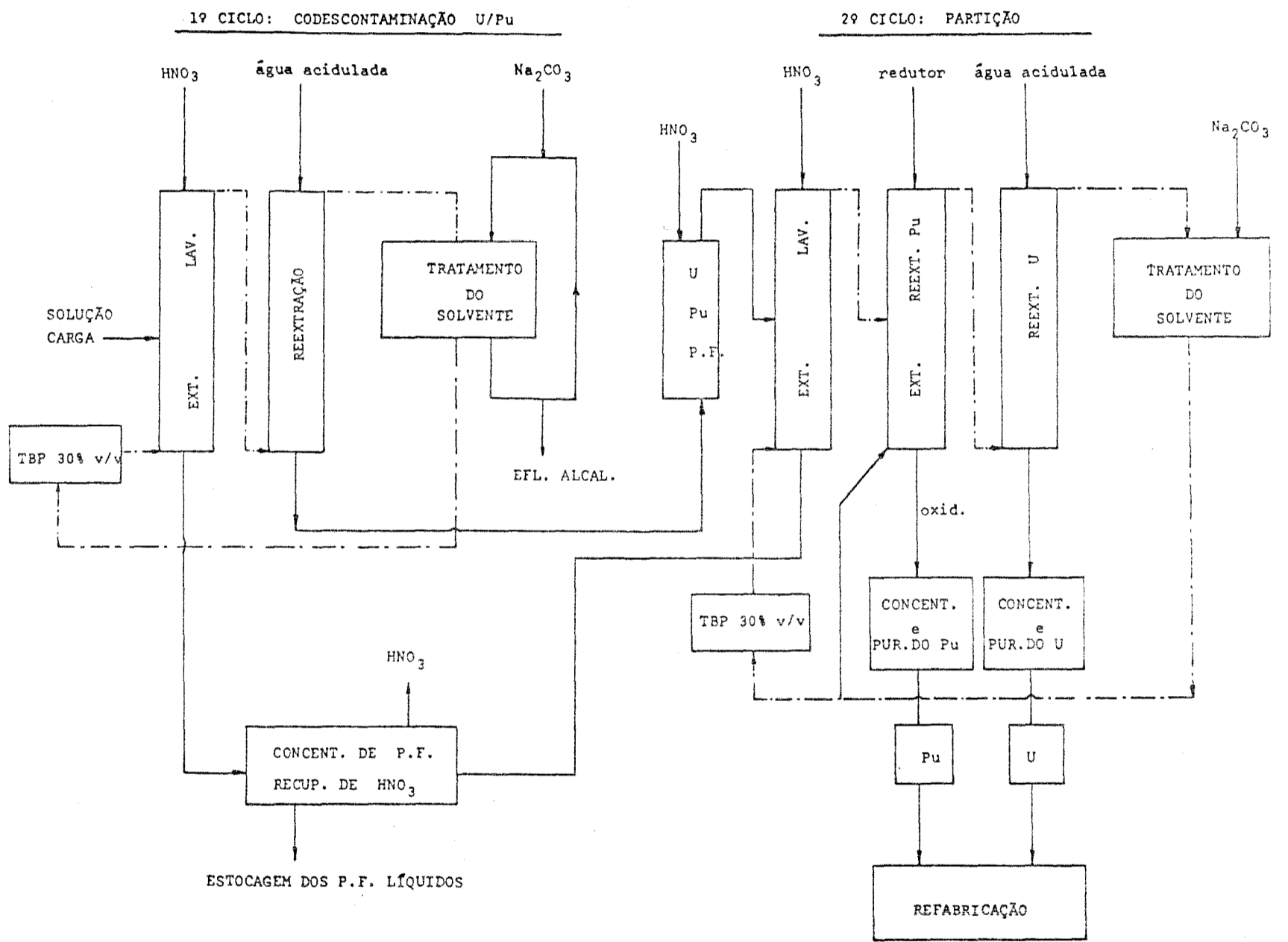


FIGURA 2.9- Esquema de um Processo Típico de Extração utilizado para Purificar o U e o Pu.

Na sua forma inicial, o rejeito radioativo é gerado como material sólido, líquido e gasoso, que são chamados - assim de rejeitos primários. Estes rejeitos podem sofrer tratamento para que estejam na forma adequada, de modo que possam ser dispostos no repositório final. Assim, o rejeito pode ser convertido em sólido, os materiais combustíveis - podem ser incinerados de modo que se obtenha uma redução de volume. Estas operações envolvendo os rejeitos radioativos é conhecido como "tecnologia de tratamento", que possui diversas alternativas considerando-se os tipos de rejeitos a serem tratados.

Podemos dizer que quanto a Alternativa I (operação do ciclo do combustível sem reciclagem), minimiza-se a quantidade de rejeito a ser tratado, porém maximiza-se o inventário de nuclídeos emissores de partículas alfa de meia-vida longa, no rejeito.

2.3.1- Rejeitos Radioativos

Basicamente, os rejeitos radioativos produzidos nas unidades de suporte à fabricação do elemento combustível, são de baixa atividade e não requerem cuidados especiais. Os rejeitos radioativos gerados na unidade de reprocessamento podem ser divididos, segundo critério particulares, em cinco categorias:

a - o rejeito de alta atividade;

- b - o rejeito de atividade intermediária. Este último constitui-se das soluções usadas no sistema de tratamento de gases, além das soluções usadas na descontaminação dos cascos; o líquido gerado na manutenção das operações, e o líquido gerado pelos laboratórios. Devemos observar que, em relação ao rejeito radioativo de atividade intermediária, há uma pequena discrepância de definições. Assim, muitos autores nos dão, para definir esta espécie de rejeito, faixas de atividade distintas, enquanto que outros, não o leva em consideração, preferindo incluí-lo entre os rejeitos de alta atividade;
- c - o rejeito líquido de baixa atividade que consiste do rejeito aquoso gerado no segundo e terceiro ciclo do urânio e do plutônio; do fluxo condensado dos concentradores; do condensado nos vasos do sistema de tratamento de gases;
- d - o rejeito gasoso que é efluente dos sistemas de tratamento de gases.
- e - o rejeito radioativo sólido, no qual incluem-se o material do encamisamento dos elementos combustíveis, além dos espaçadores e outros materiais constituintes dos elementos combustíveis; filtros, equipamentos danificados, zeólita, sílica gel, resinas e rejeitos não combustíveis.

2.3.1.1- Rejeito Radioativo de Alta Atividade

O rejeito radioativo líquido de alta atividade é definido como sendo o rejeito aquoso gerado na operação do 1º ciclo de extração por solvente ou equivalente, e os rejeitos concentrados dos subseqüentes ciclos de extração, ou equivalente, em uma unidade para reprocessamento do combustível irradiado nos reatores. Segundo esta definição, somente o ciclo que emprega o reprocessamento gerará o rejeito radioativo de alta atividade.

O rejeito radioativo de alta atividade contém essencialmente todos os produtos de fissão não voláteis e elementos transurânicos, além de 0,5% de urânio e plutônio que estavam inicialmente no combustível irradiado. A Figura 2.10 mostra os estágios a que é submetido o rejeito de alta atividade.

Existem várias correntes de opinião quanto ao melhor processo de manuseio do rejeito de alta atividade. Uma delas trata do reprocessamento tão logo o combustível irradiado passe do período de resfriamento a que é submetido. Após este período, o combustível seria reprocessado, recuperando-se o urânio e o plutônio, dependendo do ciclo do combustível adotado, enquanto que o rejeito de alta atividade gerado nesta operação ficaria estocado em tanques apropriados durante um prazo de 10 anos, quando então seria solidificado e transportado para o repositório final.

Um outro grupo adota um sistema com uma pequena variação, ou seja, a solidificação e acondicionamento do rejeito -

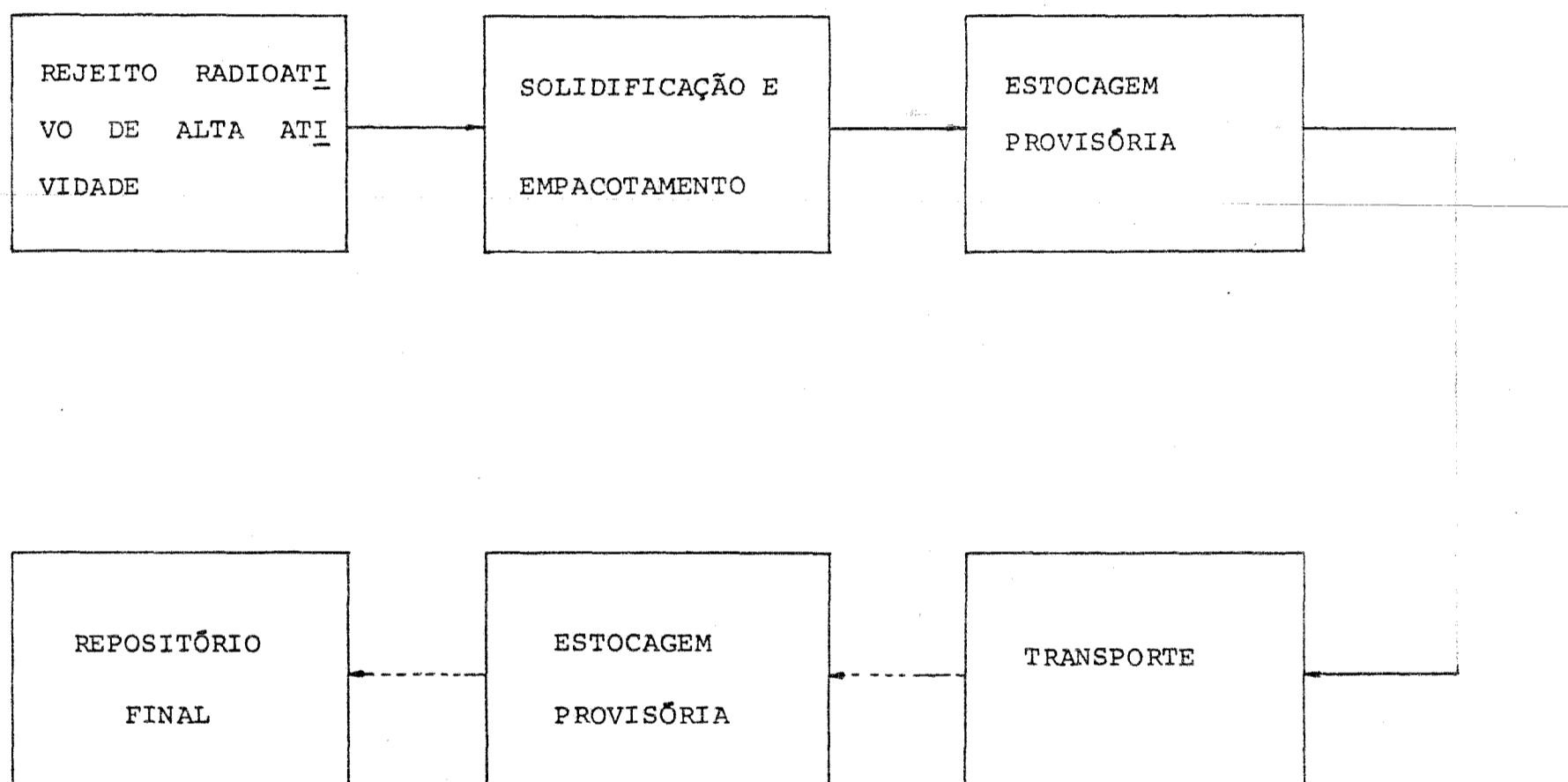


FIGURA 2.10- Estágio de Tratamento do Rejeito de Alta Atividade.

que é mantido líquido durante um período igual a cinco anos e a partir deste ponto mantido em um local de estocagem provisório até que se complete 10 anos desde que o rejeito foi gerado.

Técnicas para a Solidificação do Rejeito de Alta Atividade

A solidificação é um processo desejável por proporcionar proteção contra a dispersão em caso de termos um acidente indesejável envolvendo este tipo de rejeito. Na escolha da tecnologia devem ser levados em consideração detalhes como a estabilidade térmica e química, a insolubilidade e a capacidade de resistir a impactos, onde o melhor processo naturalmente será aquele que melhor atender estes requisitos

O rejeito líquido de alta atividade é gerado numa proporção de 5.000 litros para cada tonelada métrica de urânio reprocessado (TMU). Este total é então reduzido para um valor entre 600 e 1.100 litros por TMU, utilizando-se um processo de concentração, sendo então enviado a um local de estocagem até o momento da solidificação, quando pode ser concentrado novamente atingindo-se uma relação igual a 380 litros por TMU.

Muitos aspectos são comuns a todos os processos de solidificação, incluindo-se os seguintes aspectos:

- preparação do rejeito líquido;
- solidificação;

- acondicionamento do rejeito líquido de alta atividade, solidificado;
- tratamento dos efluentes secundários;

A Figura 2.11 mostra de forma generalizada o processo de solidificação do rejeito líquido de alta atividade.

Basicamente, os processos de solidificação podem ser divididos em três categorias:

- secagem e calcinação;
- vitrificação;
- outros processos de solidificação.

Presentemente, apesar de todo o problema político criado em torno das unidades de reprocessamento, tem-se alguns métodos, pertencentes as duas primeiras categorias, prontas para demonstração.

Secagem e Calcinação

Os produtos provenientes dos "calcinadores", tem muitas propriedades em comum, diferindo principalmente no tamanho das partículas e na densidade. Entre os pontos em comum desses produtos incluem-se a condutividade térmica, o conteúdo volátil, e a lixiviabilidade.

A condutividade térmica do produto de calcinação é geralmente duas a três vezes menor que a do produto solidificado. Por causa da alta taxa de geração de calor no rejeito de alta atividade, o acondicionamento desse produto deve ser realizado em recipientes de pequeno diâmetro ou deve ser providenciado -

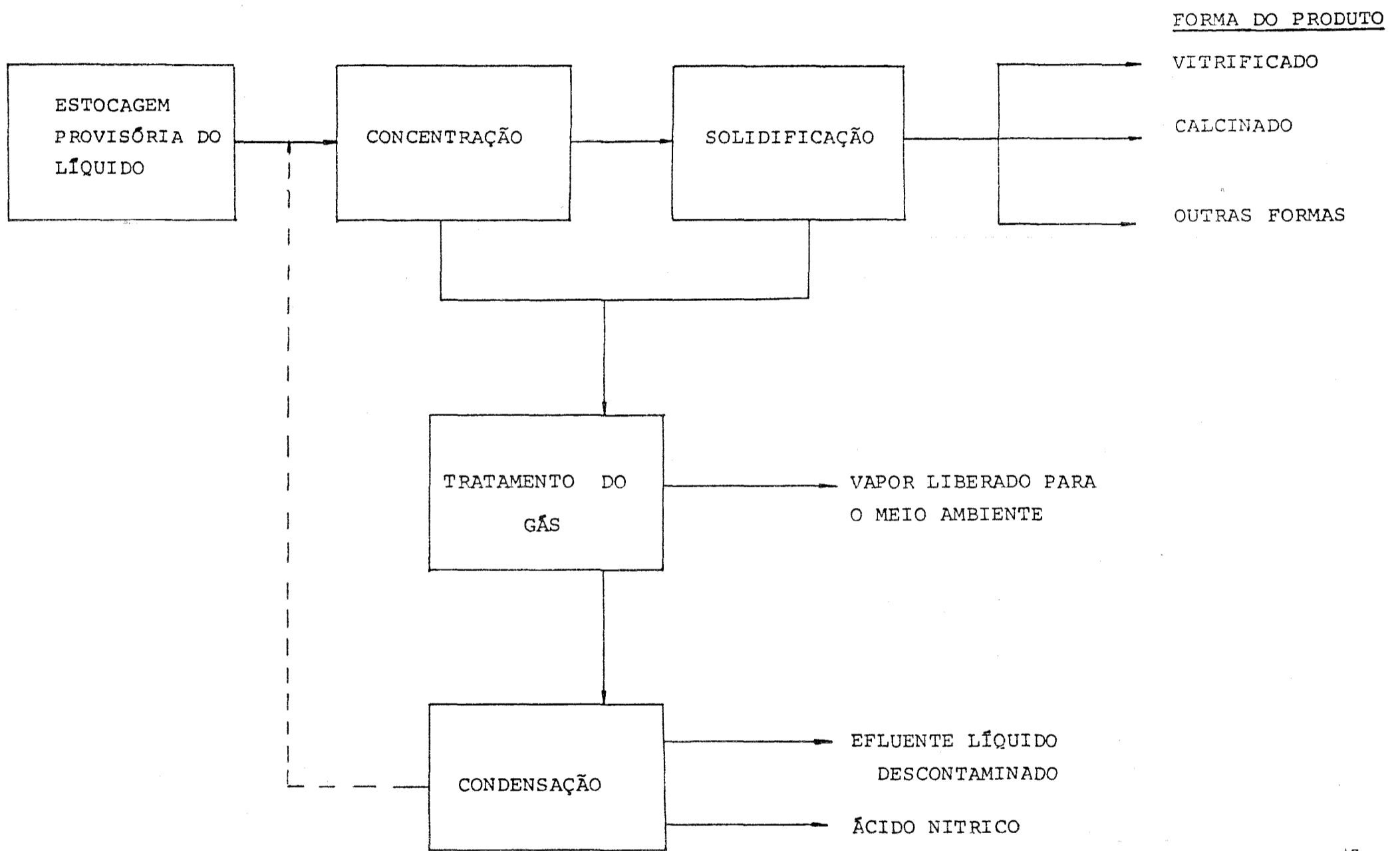


FIGURA 2.11- Processo de Solidificação de Rejeito Líquido de alta atividade.

um sistema de remoção de calor.

Os principais métodos que pertencem a esta categoria são:

- calcinação em leito fluidificado;
- calcinação no recipiente;
- calcinação em forno rotativo;
- calcinação por pulverização.

Vitrificação

Vários programas de desenvolvimento estão hoje voltados para o rejeito de alta atividade solidificado na forma de vidro, ou a ele semelhante. E devido ao progresso alcançado na vitrificação, muitos países estão dando preferência a este método de solidificação, nos seus programas.

A vitrificação proporciona uma baixa lixiviabilidade, alta integridade, baixa viscosidade, boa homogeneidade, porém a sua maior vantagem é a condutividade térmica alta, que permite a inclusão de grandes quantidades de rejeito.

Os principais métodos que empregam a vitrificação são os seguintes:

- fusão no recipiente;
- fusão contínua em forno rotativo;

- fundidor cerâmico contínuo em forno rotativo;
- calcinação por pulverização- fusão metálica contínua.

Outros Processos de Solidificação

Estão sendo investigadas alternativas para a calcinação e vitrificação por causa dos seguintes motivos: redução do custo da solidificação e/ou da estocagem; simplificação operacional, tornando-a um processo mais confiável; produzir formas inertes de rejeitos não compatíveis com a vitrificação.

Os Tanques de Estocagem

O rejeito radioativo sólido de alta atividade, deverá ficar estocado por aproximadamente 10 anos em um local apropriado, de onde será transportado para um repositório. Durante o período de estocagem provisório, o calor gerado pelo decaimento radioativo deverá ser continuamente retirado de modo a manter os recipientes estocados em uma temperatura segura. Com esta finalidade foram projetados diversos sistemas de refrigeração, como a refrigeração por água e por ar.

Os tanques de estocagem são projetados de modo a: a) dar para todas as pessoas envolvidas nesta operação proteção contra a radiação, já que neste caso a água serve como blindagem; b) transferir o calor gerado por um meio de troca de calor (água/água), assim mantendo o tanque dentro daquela faixa de temperatura adequada; c) servir como uma barreira de confinamento para o rejeito sólido que porventura venha a escapar dos recipientes; d) permitir uma supervisão direta dos

recipientes nela contidos. A Figura 2.12 mostra um sistema de remoção de calor do tanque de estocagem provisório.

Os recipientes são estocados em tanques revestidos - com aço inoxidável e cheios de água. O calor gerado devido ao decaimento radioativo é transferido do rejeito para a água do tanque e por meio do uso de um sistema de refrigeração é liberado para a atmosfera. Para aumentar a confiabilidade destes tanques de estocagem, projetou-se também um sistema redundante com bombas, trocadores de calor e sistema de emergência para o fornecimento de água. Para minimizar a corrosão dos recipientes de aço inoxidável e do revestimento dos tanques, durante a estocagem, a água circulada deve passar por um sistema de filtração e desmineralização.

Estocagem Provisória

Em todos os países, como os locais para a dispersão geológica final ainda encontram-se em estudos, está procurando-se desenvolver estudos que determinem locais onde o rejeito solidificado possa ser estocado provisoriamente, até que se encontre uma solução definitiva para os problemas relativos ao repositório geológico final.

Os objetivos principais para esta estocagem são:

- proporcionar uma estocagem segura do rejeito solidificado de alta atividade por um período de 100 anos;

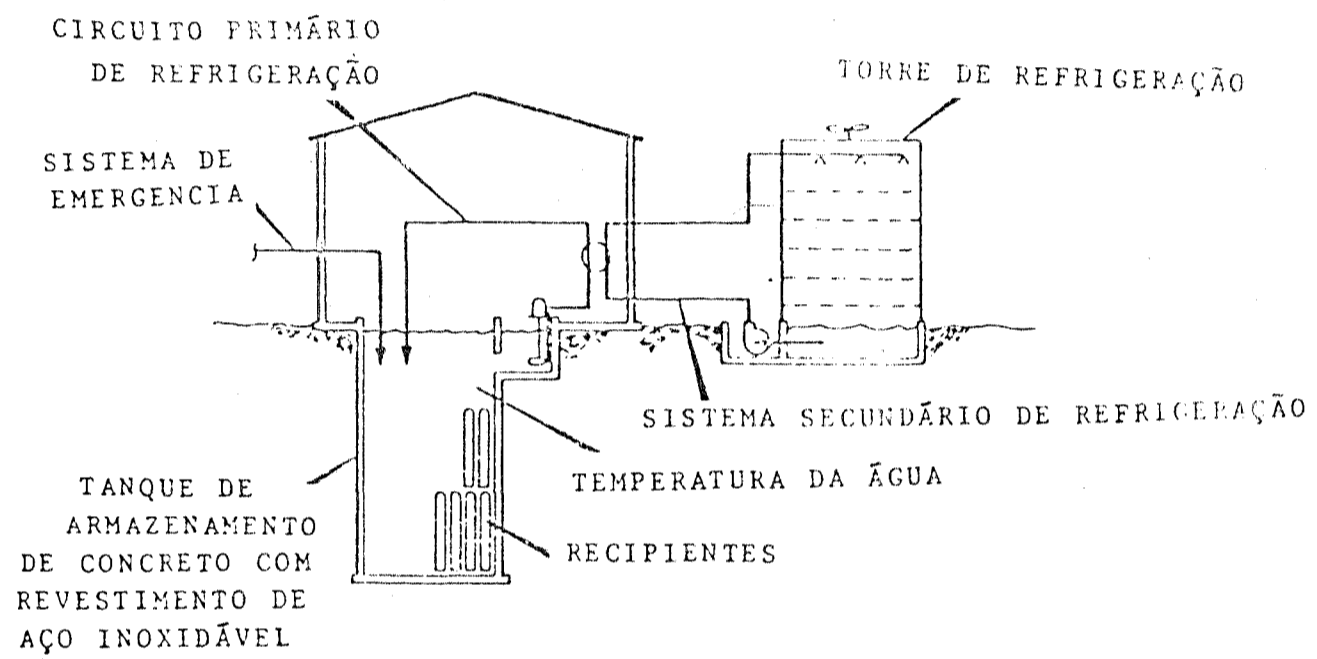


FIGURA 2.12 - Sistema de Remoção de Calor do Tanque de Estocagem Provisória dos recipientes contendo Rejeito Radioativo de Alta Atividade.

- assegurar proteção pública da radiação gerada pelo rejeito sólido;

- assegurar uma operação segura da instalação, além de possibilitar a recuperação do rejeito sob condições normais e de acidente;

- assegurar a proteção do meio ambiente.

O rejeito é recebido em recipientes de aço inox selados dentro de casco de aço-carbono para estocagem. O casco é colocado dentro de uma blindagem de concreto (unidades de estocagem) que são colocados sobre suportes de concreto ao ar livre.

2.3.1.2- Rejeitos Radioativos Contaminados com Elementos Transurânicos

Como no caso de rejeito de alta atividade, os rejeitos sólidos contaminados com elementos transurânicos são derivados da operação da unidade de reprocessamento do combustível. Este tipo de rejeito consiste de líquido solidificado; filtros; materiais provenientes do desencamisamento do elemento combustível e refugos em geral.

Uma parte do rejeito é combustível e, assim, esta propriedade proporciona uma vantagem que é a de podermos reduzir o volume, por outro lado temos a desvantagem do perigo de fogo.

O sistema selecionado para o manuseio do rejeito combustível é baseado no princípio da incineração com ar controlado. Esta técnica proporciona uma redução de volume além de tornar o resíduo, resultante da combustão, quimicamente inerte. As outras alternativas tecnológicas, tais como a compactação, a fixação do rejeito retalhado em concreto, não resultaria em redução de volume e tão pouco eliminaria o problema da combustibilidade do rejeito.

A compactação é a técnica mais empregada na redução de volume, dentro da indústria nuclear, com a qual podemos obter reduções de volume, ordem de 3 a 5 vezes. Porém, enquanto a compactação diminui o volume a ser transportado, não diminui a possibilidade de ter-se fogo. A encapsulação do rejeito retalhado e misturado com um material matriz não combustível, como o cimento, elimina a combustibilidade e reduz a mobilidade dos radioisótopos contidos, porém, a redução de volume é desprezível e a adição do concreto aumentará significativamente a massa total do rejeito a ser manuseado.

Em relação ao rejeito combustível, pode-se dizer que já há uma certa experiência, pois a incineração deste tipo de material vem sendo realizada há mais de 25 anos em vários países. Os diversos métodos empregados tem reduzido o volume de rejeito por um fator de 20 a 50, dependendo do processo, composição do rejeito e sua densidade quando gerado. Existem vários métodos de incineração de rejeitos contaminados com elementos transurânicos e mais um bom número de métodos que se encontram presentemente em desenvolvimento, com boas pers-

pectivas futuras. Atualmente, o método mais empregado é o da incineração com ar controlado e um sistema de tratamento de gases.

O rejeito que não é combustível, inclui o material do desencamisamento dos elementos combustíveis; os materiais em geral anexos com estes mesmos elementos combustíveis e também uma certa quantidade de rejeito impregnado de plutônio proveniente da unidade de reprocessamento e da unidade de fabricação do combustível (dependendo da Alternativa adotada). Assim, temos o "Zircaloy" , pequenas quantidades de aço inoxidável , "Inconell" e outros materiais usados para espaçadores etc.

Dentre os métodos empregados para a imobilização dos materiais do desencamisamento podemos citar aqueles que usam o cimento, betume e a areia como matriz, onde estes materiais devem ser imersos, diminuindo a probabilidade de ocorrer incêndios.

O cimento e o betume tem a vantagem de excluir quase totalmente o oxigênio, bem como imobilizar o rejeito e proporcionar uma boa resistência a lixívia. Existem, também, outros métodos que estão em estudos como, por exemplo , o que empacota o rejeito sem tratamento ; a compactação mecânica ou um sistema que proporciona o aumento da densidade.

Os equipamentos substituídos (por falha ou desativação devido ao tempo de uso) consistem principalmente de rejeitos metálicos como, por exemplo, os manipuladores, agitadores ,

bombas, tubulações etc. As principais alternativas para o tratamento destes equipamentos levam em consideração a descontaminação dos equipamentos, seguindo-se o acondicionamento direto em recipientes especialmente projetados para este fim, ou a redução do volume de modo a utilizar-se de recipientes padrão.

Os filtros que constituem-se em pequena parcela do rejeito total, são aqueles usados nos processos de tratamento de gases, nos dutos de ventilação, para remover os aerossóis dos gases. Estes filtros tem diversos tamanhos, incorporando partes de metal, madeira ou estruturas moldadas, sendo - que esta última parte pode ser retirada e incinerada. Apesar de termos em disponibilidade tecnologia de acondicionamento de filtros sem tratamento prévio, o método mais aconselhável para este caso é aquele que emprega a compactação, oferecendo uma redução de volume igual a aproximadamente 4 vezes.

Devemos ainda nos referir, como rejeito contaminado com elementos transurânicos: os materiais plásticos, roupas protetoras, luvas e pequenos equipamentos, objetos de vidro empregados nos laboratórios, etc. Este tipo de rejeito não possui qualquer tratamento especial, havendo somente uma separação dos combustíveis, que são incinerados e as cinzas - immobilizadas com cimento daqueles não combustíveis que são compactados e tratados juntamente com os filtros ou equipamentos danificados. Os líquidos que podem ser dispersos, como por exemplo, as soluções usadas nos sistemas de tratamen

to de gases, as resinas de troca-iônica e os solventes degradados, devem ser incorporados ao cimento, o que nos dá um aumento de volume da ordem de 25 a 100%, dependendo do conteúdo do líquido. Embora não haja regulamentação específica sobre a solidificação destes líquidos, usa-se solidificá-los pois isto nos garante uma maior segurança no seu manuseio. Assim, este tipo de rejeito é imobilizado com o emprego de cimento Portland. Como forma alternativa de tratamento pode ser citada a evaporação seguido de acondicionamento dos resíduos sólidos. O uso do betume como matriz tem sido desencorajado devido a possibilidade de auto-combustão especialmente quando temos rejeitos compostos a base de nitratos.

2.3.1.3- Rejeito Radioativo de Baixa Atividade

Podemos considerar como rejeito radioativo de baixa atividade todo rejeito que não seja o rejeito de alta atividade e o rejeito contaminado com elementos transurânicos. Este tipo de rejeito será o de maior volume gerado dentro do ciclo do combustível nuclear, porém, será aquele que conterà a menor parcela de radioatividade. Os principais radionuclídeos contidos neste rejeito são o Cobalto-60, Césio-134, Césio-137 e produtos de ativação. Estes isótopos, que possuem meia-vida máxima de aproximadamente 30 anos, decaem para níveis inofensivos em um prazo de dezenas e centenas de anos, mas mesmo assim exige-se uma certa isolação durante este período de decaimento.

O rejeito de baixa atividade é classificado em três ca
tegorias:

- rejeito sólido úmido;
- rejeito seco, que pode ser submetido a compactação;
- rejeito seco, que não pode ser submetido a compactação.

A primeira categoria diz respeito ao rejeito gerado durante o processo de tratamento que mantém a qualidade da água da instalação e redução da concentração de radioatividade nos líquidos efluentes a níveis aceitáveis. No tratamento dos líquidos incluem-se a filtração, evaporação e desmineralização.

Como rejeito úmido são considerados os sedimentos recolhidos dos filtros, resinas esgotadas e soluções regenerantes concentradas. Para o caso de rejeitos sujeitos à compactação incluem-se materiais como: roupas, papéis, trapos, filtros de ventilação, etc.

Entre os rejeitos que não podem ser submetidos à compactação encontramos: pequenos instrumentos, ferramentas descartadas, artigos de vidro empregados nos laboratórios, etc.

2.3.1.4- O Plutônio como Rejeito

Quando adotada a Alternativa II (operação do ciclo do

combustível com reciclagem do urânio) o plutônio produzido nos reatores não é recuperado. Conseqüentemente, o seu valor como combustível nuclear é desperdiçado.

Devido a sua toxicidade e problemas relativos a criticalidade, o plutônio deve receber atenção especial no seu manuseio e tratamento para uma posterior disposição em um repositório.

A Alternativa II requer a operação de uma unidade de reprocessamento de modo a nos permitir a recuperação deste urânio contido no combustível irradiado. Assim sendo podemos manusear o plutônio de várias maneiras, ou seja:

- inserindo-o no fluxo de rejeito de alta atividade;
- isolando-o e tratando-o como fluxo de rejeito independente;
- deixando-o com alguns produtos de fissão;
- levando a cabo a sua separação de modo a atingir-se um alto grau de pureza.

Existem algumas vantagens e desvantagens nas opções citadas acima: inserindo o plutônio no fluxo de rejeito de alta atividade, simplificamos o processo porém complicamos o manuseio, por causa dos requisitos de controle de criticalidade; deixando o plutônio com os produtos de fissão, tornamo-lo menos atrativo como alvo para uso ilícito, porém, requer-se um sistema de controle remoto além de equipamentos altamente blindados; e no caso de optarmos pela purificação

do plutônio, evitamos o uso de equipamentos muito blindados, porém tornamos a massa do plutônio obtida, um verdadeiro alvo para usos ilícitos.

Deve-se ter em mente, todos os problemas que o plutônio pode causar, pelo fato de estar misturado com rejeito de alta atividade como por exemplo, o tanque de estocagem desta mistura que não foi analisado, bem como, os processos de solidificação, já que os métodos a serem empregados, devem agora levar em consideração a presença do plutônio.

2.3.2- O Armazenamento do Combustível Irrradiado

O combustível irradiado, que é retirado do cerne do reator, deve ter um destino pré-estabelecido de acordo com a alternativa de operação do ciclo do combustível adotada. Porém, qualquer que seja esta alternativa, necessitamos de tanques de armazenamento, onde o combustível deve permanecer por um período de resfriamento. Este tanque de armazenamento é localizado próximo ao reator, sendo que as unidades de reprocessamento também possuem tais tanques.

Os tanques de armazenamento, além da estocagem do combustível nos propicia a refrigeração (normalmente pela transferência do calor para o meio ambiente através de um sistema secundário de refrigeração e um trocador de calor) e blindagem; a inspeção e o controle dos materiais radioativos, liberados pelos elementos combustíveis danificados, para a água do tanque.

Um tanque de armazenamento típico localizado nas usinas nucleares (-1000 MWe) tem capacidade de armazenamento de 100 a 250 toneladas de metal pesado, ao passo que na unidade de reprocessamento encontramos tanques com capacidade projetada de acordo com as dimensões da unidade. Assim, encontramos nos EUA, para a usina de Barnwell, um tanque com capacidade estimada em 360 toneladas de metal pesado . Para a usina de Midwest, também nos EUA, o tanque foi projetado com uma capacidade de 90 toneladas de metal pesado.

Rejeitos Gerados

Os rejeitos produzidos na operação dos tanques de armazenamento são devidos principalmente aos elementos combustíveis danificados que introduzem a radioatividade nestes tanques e aos produtos de corrosão ativados que aderem à superfície do encamisamento.

Para manter a água limpa e manter os níveis de radiação suficientemente baixos de modo a permitir uma operação segura, são executadas algumas operações que incluem a filtração e troca-iônica. Estes filtros e resinas, quando esgotados, fazem parte do rejeito total gerado.

Devemos incluir como rejeito gerado na operação que envolve tanques de armazenamento, a água usada na lavagem dos cascos usados no transporte dos elementos combustíveis para a unidade de reprocessamento. Estão também computados , os -

filtros de alta eficiência para partículas ("HEPA filters") empregados na descontaminação do ar que circula nas instalações dos tanques e é usado na secagem dos cascos empregados no transporte.

3. TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS

O transporte de materiais radioativos é um importante elo dentro do ciclo do combustível nuclear, além de ser um fator significativo na determinação do impacto ambiental nas operações da indústria nuclear / 27 /.

O ciclo do combustível nuclear tem 9 passos envolvendo o transporte de materiais radioativos entre as unidades que compõe este ciclo. Assim:

- a - transporte do minério para a unidade de beneficiamento;
- b - transporte do concentrado de urânio ("Yellow cake") para a unidade de conversão em UF_6 ;
- c - transporte do hexafluoreto de urânio natural (UF_6) para a unidade de enriquecimento isotópico;
- d - transporte de UF_6 enriquecido para a unidade de conversão em dióxido de urânio (UO_2), que poderá ou não estar associada à unidade de fabricação do elemento combustível;
- e - transporte do elemento combustível fabricado para os reatores nucleares de potência;
- f - transporte do elemento combustível irradiado para a unidade de reprocessamento, onde temos a recuperação do urânio e do plutônio na forma de nitrato. Estes dois elementos sofrem conversão para UF_6 e PuO_2 , respectivamente, dando-nos mais dois passos no transporte de materiais nucleares;

- g - transporte do UF_6 recuperado para a unidade de enriquecimento isotópico;
- h - transporte do PuO_2 para um local de estocagem, a partir do qual será levado para o aproveitamento do seu valor como combustível nuclear;
- i - transporte dos rejeitos gerados em todo o ciclo do combustível nuclear, sendo que deve-se destacar o rejeito de alta atividade, o material gerado no desencamisamento do elemento combustível ("cladding hulls") que alguns autores consideram como material contaminado com elementos transurânicos, englobando assim diversos tipos de materiais.

De acordo com as normas editadas pela Agência Internacional de Energia Atômica / 52/ no seu parágrafo 121, nos três primeiros itens temos o transporte de material de baixa atividade específica.

Nos cinco primeiros passos que estão ligados, temos a preparação do combustível que deve ser irradiado no reator e como pode se observar não levamos ainda em consideração os rejeitos produzidos nestas operações. Os rejeitos gerados na mineração devem ser deixados no próprio local, não necessitando de transporte, ao passo que o rejeito radioativo gerado nas unidades de enriquecimento isotópico e na fabricação do elemento combustível serão computados quando do cálculo do montante de rejeito gerado em todo o ciclo.

O acondicionamento e transporte destes materiais radioativos são regulamentados internacionalmente pela Agência In -

ternacional de Energia Atômica (IAEA) / 52 /. Estes regulamentos foram elaborados de modo a:

- 1 - assegurar a proteção de todas as pessoas envolvidas no transporte, além do público , contra exposição à radiação devido a presença destes materiais radioativos em condições normais.
- 2 - assegurar que o acondicionamento para materiais radioativos sejam projetados e construídos, de forma que em condições normais e de acidentes, seja improvável a liberação destes materiais para fora dos acondicionamentos.

O primeiro objetivo destes regulamentos é satisfeito impondo-se limitações nos níveis de radiação na superfície externa dos recipientes de contenção dos materiais radioativos obedecendo assim, as normas básicas de segurança daquela Agência.

Levantamentos radiológicos devem ser feitos periodicamente, de modo a assegurar que o nível máximo de exposição para cada pessoa não seja ultrapassado e sempre que houver suspeita de que possam ser atingidos os níveis máximos permitíveis. / 103/.

O segundo objetivo é satisfeito por meio do uso de normas padrão para o projeto das embalagens e programas de qualidade que incluam testes apropriados de modo a garantir a integridade destas embalagens durante a sua vida útil sob condições normais e de acidente. Todas as embalagens devem ser projetadas para impedir que haja liberação de material radioativo, não somente durante as condições normais de transporte,

mas também sob condições anormais postuladas e definidas pelos regulamentos criados.

3.1- Tipos de Transporte

Os principais meios de transporte para os rejeitos radioativos e para os materiais combustíveis dentro do ciclo do combustível nuclear são, sem dúvida, o rodoviário e o ferroviário. Em vasos especiais, podemos ter o transporte realizado por meio de barcos e aviões. O transporte realizado por barcos tem algumas vantagens em potencial como, por exemplo, a possibilidade de transportar grandes volumes de material, além de não sofrer certas restrições encontradas em outros meios de transporte, fato este que está estimulando as investigações para um uso cada vez mais crescente deste meio. O transporte aéreo, atualmente, é mais requisitado para um rápido deslocamento de pequenas quantidades de radioisótopos usados em pesquisas ou com finalidade médica. Ao contrário do que o público pensa, o transporte aéreo não é tão usado quanto o transporte rodoviário ou o transporte ferroviário, não por motivos de segurança, já que a taxa de acidentes para veículos rodoviários de carga nos Estados Unidos é de $1,6 \times 10^{-6}$ acidentes por milha, ao passo que a taxa de acidentes para os aviões de carga é de $5,6 \times 10^{-8}$ acidentes por milha ./107/. Como podemos observar o transporte aéreo é mais seguro que o rodoviário, e apesar de seus acidentes serem mais severos, deve ser levado em consideração que, provavelmente, este acidente deva afetar um menor número de pessoas já que as rotas aéreas atravessam geralmente zonas de baixa densidade po

pulacional em sua maior extensão. Em se tratando do transporte aéreo do combustível nuclear não irradiado, devemos ainda notar que, a população ao longo da rota receberá uma dose de radiação menor, devido a altitude do aparelho. Em relação a segurança (contra sabotagem, terrorismo), o transporte aéreo é menos vulnerável pois exige requisitos de segurança somente nos pontos de embarque e desembarque.

Como desvantagens do transporte aéreo podemos citar: para o combustível nuclear não irradiado constatou-se que o preço de transporte é aproximadamente quatro vezes superior ao do transporte rodoviário, nos Estados Unidos /107/, para um mesmo percurso, tornando-se antieconômico; o combustível irradiado, como exige blindagem e sistemas de dissipação de calor, torna os recipientes demasiadamente pesados de modo que o uso deste meio de transporte é totalmente inadequado para este fim. O transporte aéreo é regulado pela "International Air Transport Association, IATA".

De uma maneira geral, a maior parte dos carregamentos de materiais radioativos são assim levados a cabo mediante o uso do transporte rodoviário, por proporcionar um modo econômico e flexível de transporte para uma extensa variedade de materiais. Estes carregamentos, porém sofrem limitações de peso, devendo obedecer os regulamentos do Departamento Nacional de Estradas de Rodagem (DNER) quando o movimento se der em estradas federais e os regulamentos dos Departamentos Estaduais de Estrada de Rodagem (DER) quando as estradas utilizadas forem controladas por organismos estaduais.

No caso dos rejeitos radioativos de alta atividade e do combustível "queimado", espera-se utilizar o transporte ferroviário, já que este meio, pode suportar cargas de 100 ou mais toneladas, que é requerida para o transporte deste tipo de material nuclear.

3.2- Normas e Requisitos para o Acondicionamento de Materiais Radioativos

O acondicionamento e transporte de materiais radioativos são regulamentados pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), que atualmente baseia suas regras em normas publicadas pela AIEA / 52/, onde encontram-se os critérios a serem seguidos. Em certos aspectos, como as limitações para o peso bruto dos veículos, rota, etc, deverá haver uma cooperação dos Departamentos de Estrada de Rodagem (Nacional e Estadual) ou das Redes Ferroviárias (Federal e Estadual).

Estes critérios apresentados têm por finalidade assegurar que as embalagens projetadas para satisfazer as normas podem ser usadas em todos os meios de transporte e que resistirão às condições eventualmente encontradas durante os acidentes. Encontra-se também incluso na publicação da Agência, uma seção sobre métodos de ensaios que podem ser levados a cabo nos laboratórios e nos campos de prova, usando-se equipamentos e instalações já disponíveis. Segundo a definição encontrada neste regulamento / 52/, no seu parágrafo 129, a embalagem significa o conjunto dos componentes necessários para cumprir o que estabelece este regulamento podendo, em particular, con-

sistir de um ou mais receptáculos, material absorvente, estruturas de espaçamento, blindagem contra radiação e dispositivos para refrigeração, absorção de choques mecânicos e isolamento térmico.

As embalagens devem ser projetadas de modo a proporcionar um elevado grau de confiabilidade, garantindo proteção e segurança para o público e para os materiais transportados sob condições normais de transporte e em severos acidentes. Contudo, o transportador não tem controle sobre a probabilidade de ter o seu carregamento envolvido em acidente o que nos leva a alguns itens básicos que deverão ser observados no seu projeto, a saber:

- 1- o recipiente externo tem como função conter o material radioativo durante o transporte, mesmo que outros recipientes no seu interior apresentem perdas;
- 2- deve possuir blindagem contra radiação;
- 3- deve possuir um sistema de dissipação de calor gerado;
- 4- deve possibilitar tomadas de providências gerais de segurança nuclear.

Devem ser citadas também, outras medidas que, em conjunto com os itens básicos, nos forneçam uma visão geral do procedimento adotado e garantam-nos um sistema redundante de segurança:

- 5- manter métodos de projeto conservativos;
- 6- adotar margens de segurança;
- 7- fornecer condição de vistoria;
- 8- verificar rotineiramente todo o sistema.

Podemos separar os materiais radioativos sólidos, quanto a forma, em dois grupos: os materiais radioativos de forma especial (MRFS), por constituir-se em material radioativo em estado sólido que não se dispersa, ou ainda numa cápsula selada - contendo o material radioativo. A cápsula selada deve ser construída de modo que só possa ser aberta destruindo-se a mesma. O material radioativo de forma especial deve satisfazer as normas especificadas nos parágrafos 726 e 737 da secção VII no regulamento publicado pela Agência, ítems estes que especificam os ensaios a que sujeitar estes materiais. Os ensaios incluem os seguintes tópicos: ensaio de resistência ao choque, ensaio de percussão, ensaio de aquecimento, ensaio de flexão. Após cada ensaio deve ser feita uma verificação de fuga por um método não menos sensível do que o especificado - pela Agência nos parágrafos 736 e 737 / 52 /. O conceito de forma especial, permite a inclusão de maior atividade em uma embalagem [Tipo A]. O segundo grupo é constituído dos materiais radioativos sólidos de "forma normal", que são aqueles não enquadrados como de forma especial (MRFS).

Para uma perfeita compreensão dos regulamentos da Agência e deste trabalho, vamos aqui definir A_1 e A_2 como foi proposto pela Agência: A_1 deve significar a máxima atividade de um material radioativo de forma especial (MRFS) permitida em um embalado do tipo A (ver definição precisa na secção seguinte) A_2 máxima atividade de um material radioativo de "forma normal" permitida em um embalado Tipo A.

Embalados e Embalagens

A embalagem Tipo A é aquela projetada de modo a resistir as condições normais de transporte e deve satisfazer os itens contidos entre os parágrafos 709 e 717 da Seção VII das normas da Agência. Estes itens incluem: ensaio de espargimento de água, ensaio de queda livre, ensaio de compressão e ensaio de penetração. Estão incluídos aqui os parágrafos contendo os testes para líquidos e gases.

O embalado Tipo A deve significar a embalagem Tipo A juntamente com o seu conteúdo radioativo limitado.

A embalagem Tipo B é aquela projetada de modo a resistir aos efeitos das avarias provocadas por um acidente de transporte, satisfazendo para isto os requisitos contidos entre os parágrafos 709 e 721 das normas da Agência / 52 /. Além dos testes a que se deve submeter a embalagem Tipo A, a embalagem do Tipo B deve ainda passar por um ensaio mecânico, ensaio térmico e um ensaio de imersão. O ensaio mecânico consiste em duas quedas sobre um alvo, sendo que a ordem na qual é submetido, deve objetivar o máximo dano possível, após o ensaio térmico que o segue.

As normas abrangem duas espécies de embalados do Tipo B : o Tipo B (U) significando a embalagem do Tipo B em conjunto com o seu conteúdo radioativo, a qual é projetada de modo a satisfazer todos os critérios de projeto a ela referida; o

Tipo B(M) significa a embalagem do Tipo B em conjunto com o seu conteúdo radioativo e onde o seu projeto não satisfaz um ou mais critérios de projeto adotados para o embalado do Tipo B(U). O embalado Tipo B(U) requer aprovação unilateral do país de origem do embalado. O embalado Tipo B(M) requer aprovação de todos os países envolvidos.

Em relação aos embalados, os regulamentos da Agência ainda provêm: (a) requisitos adicionais específicos para os embalados do Tipo A, entre os parágrafos 210 e 226; (b) requisitos adicionais específicos para os embalados do Tipo B(M) entre os parágrafos 242 e 244. A Agência, visando uma melhor compreensão dos seus regulamentos, publicou também o "Advisory Material for the Application of the IAEA Transport Regulations".

Limites de Atividades para os Embalados Tipo A e Tipo B

Nos regulamentos publicados pela Agência em 1961 e 1967 /49 / . /51 / os radionuclídeos estavam classificados em sete grupos, cada qual tendo um limite para a atividade máxima. A edição mais recente porém, apresentou um novo sistema denominado sistema A_1/A_2 , que é o adotado por nós. Este sistema pode ser sumarizado como se segue:

TABELA 3.1- Limite do Conteúdo para o Embalado Tipo A

RADIONUCLÍDEO	LIMITE DO CONTEÚDO (Ci)
em forma especial	A_1
em forma normal	A_2

Os limites de atividade para os embalados Tipo B(U) e Tipo B(M) são aqueles prescritos nos seus certificados de aprovação.

Os métodos adotados para determinar os valores de A_1 e A_2 são apresentados na Seção IV das normas da Agência, onde também podemos encontrar o método de cálculo para a mistura de radionuclídeos, bem como para a cadeia de decaimento radioativo.

3.2.1- Requisitos para os Embalados contendo Materiais Físseis

Como material físsil entende-se o plutônio-239, o plutônio-241, o urânio-233, o urânio-235 ou qualquer material que contenha um dos precedentes. Estes materiais que excedem 15 gramas por volume, ou volumes de soluções homogêneas hidrogenadas ou misturadas, nas quais a quantidade excede 500 gramas de U-233 ou de Pu e ainda no caso de exceder 800 gramas de U-235 por volume, devem satisfazer alguns requisitos de controle no transporte de tal modo que a criticalidade não possa ocorrer em quaisquer condições possíveis.

Os regulamentos da Agência nos fornecem também critérios a serem observados para o combustível nuclear irradiado no qual o material físsil não está especificado; e as precauções específicas a serem tomadas com os embalados físséis - da Classe I, Classe II e Classe III.

Os embalados de materiais físséis, exceto para os casos especificados no parágrafo 601 das normas da Agência, devem ser classificados em uma das três classes:

- a- Classe físsil I : embalado que oferece segurança nuclear, podendo em quaisquer circunstâncias previsíveis, ser transportado em qualquer número e arranjo;
- b- Classe físsil II: embalado que em número limitado, oferece segurança sob o ponto de vista nuclear, podendo em todas as circunstâncias previsíveis ser transportado em qualquer arranjo;
- c- Classe físsil III: embalado que somente dentro de arranjo especial, oferece segurança sob o ponto de vista nuclear.

A segurança nuclear no transporte é observada, certificando-se que o conteúdo de cada embalado onde o material físsil está presente é subcrítico quando entregue ao transportador e que o embalado é projetado de tal maneira que permanecerá subcrítico sob qualquer condição que possa ser encontrada durante o transporte, incluindo-se acidentes . Além disso, o conteúdo deve ser limitado, ou melhor, o número de embalados deve ser tal que, mesmo em caso de um reagrupamento, o veículo ou a área permanecerão subcríticos, considerando-se os casos de acidentes e erros de manuseio. Em particular, devem ser considerados as seguintes contingências:

- a- infiltração de água nos volumes;
- b- a perda da eficiência dos moderadores ou absorvedores de nêutrons;
- c- possíveis reagrupamentos para um arranjo mais reativo - quer dentro dos embalados, quer como resultante da ruptura do embalado;
- d- redução dos espaços entre os embalados ou conteúdos;
- e- imersão dos embalados ou conteúdos;
- f- aumento da reatividade devido a mudanças de temperatura.

Containers
Categorias dos Embalados e Cofres de Carga

O cofre de carga deve significar um equipamento de transporte projetado para facilitar o transporte de mercadorias por meio de um ou mais modos de transporte sem recarregamento intermediário.

Os embalados e cofres de carga devem ser enquadrados em uma das seguintes categorias:

- a) Categoria I - Rótulo Branco : quando a taxa de exposição a radiação originária do embalado não excede 0,5mR/h, em qualquer ponto da superfície externa do embalado, a qualquer momento do transporte e o embalado não pertence a Classe físsil II ou III. Cofre de Carga: quando o cofre de carga contém embalados de materiais radioativos, dos quais nenhum está classificado em categoria diferente da Categoria I - Rótulo Branco.

- b) Categoria II - Rótulo Amarelo : quando o limite de radiação para a Categoria I - Rótulo Branco é excedido, ou quando o embalado pertence a Classe físsil II, e ainda - quando:
- b.i) a taxa de exposição à radiação originária do embalado não excede 50mRem/h em qualquer ponto da superfície externa do embalado, a qualquer momento de transporte e,
 - b.ii) o índice de transporte (número que expressa o máximo nível de radiação em mRem/h a um metro da superfície externa do embalado) não excede 1,0 a qualquer momento de transporte. Cofres de Carga: quando o índice de transporte do cofre de carga não excede 1,0 a qualquer momento de transporte, além de não conter nenhum embalado da Classe físsil III.
- c) Categoria III - Rótulo Amarelo: quando um dos limites de radiação especificado em b.1 é excedido, ou quando o embalado pertence a Classe físsil II ou Classe físsil III ou ainda quando o embalado está sendo transportado sob arranjo especial, e:
- c.i) a taxa de exposição à radiação originária do embalado não exceda 200 mRem/h, em qualquer ponto da superfície do embalado, a qualquer momento do transporte, exceto para transporte como carga completa, sob condições especificadas pelas normas da Agência nos parágrafos 534 (a) e 537 (a), onde são considerados requisitos adicionais relativos

ao transporte ferroviário e rodoviário; a taxa máxima permissível deve ser 1000 mRem/h;

- c.ii) O índice de transporte não deve exceder 10 a qualquer momento do transporte, a menos que o embalado esteja sendo transportado como carga completa. Cofres de Carga: quando o índice de transporte do cofre de carga excede 1,0, a qualquer momento do transporte, ou quando o cofre possui embalados pertencentes a Classe físsil III, ou ainda quando ele está sendo transportado sob condições especiais. No caso do cofre de carga conter embalados da Classe físsil III, o índice de transporte do cofre deve ser assumido como sendo 50.

3.2.2- Métodos de Empacotamento

Dentro do ciclo do combustível nuclear, encontramos materiais sob diversas formas e concentrações e, portanto, haverá necessidade de classificá-los segundo formas de embalagem apropriada para o transporte em segurança.

O Transporte do Minério de Urânio para a Unidade de Beneficiamento Químico

Como a concentração do urânio no minério é baixa, grandes quantidades de minério de urânio são movimentados a partir das minas de modo a obter a quantia de concentrado de urânio desejado. Assim, o local da unidade de beneficiamento químico, onde se dá a concentração química, deve estar próxima das minas de extração do minério.

O minério de urânio é classificado como material de baixa, atividade específica, sendo transportado a granel em caminhões ou vagões ferroviários. Os veículos usados neste tipo de transporte, devem ter grande capacidade de forma a minimizar o número total envolvido, embora, geralmente, as minas estejam localizadas em pontos remotos, onde o público não é diretamente afetado. Nos Estados Unidos, para modelos de transporte, adotou-se veículos rodoviários com capacidade para 27,2 toneladas métricas de minério /102 /.

Concentrado de Urânio para a Unidade de Conversão à UF₆

Da unidade de beneficiamento químico temos um produto cuja consistência varia do granulado ao pó. Este pó é o concentrado de urânio, internacionalmente conhecido como "Yellow cake", que pelos regulamentos da Agência é classificado como sendo material radioativo de baixa atividade específica.

O concentrado de urânio é normalmente acondicionado em tambores de aço de 210 litros que têm uma capacidade de aproximadamente 0,38 toneladas métricas, dependendo da umidade do concentrado.

Em um dos modelos para transporte de material radioativo - nos Estados Unidos, adotou-se um veículo rodoviário com aproximadamente 40 toneladas, o que nos dá um peso líquido de concentrado de urânio igual a 15,2 toneladas métricas. No caso de

utilizarmos o transporte ferroviário, o vagão seria carregado com 100 tambores e em alguns casos especiais com 160 ou 180 - tambores.

Transporte do UF₆ natural para a Unidade de Enriquecimento Isotópico

À temperatura ordinária, o UF₆ mantém-se no estado sólido, enquanto que à temperatura mais altas (acima de 59°C) ele sublima. Sob grande pressão, torna-se líquido que tem, relativamente, um alto coeficiente térmico de expansão, e alta densidade.

De acordo com os regulamentos publicados pela Agência, o UF₆ natural é um material radioativo de baixa atividade específica.

Normalmente, o UF₆ é acondicionado em cilindros com capacidade igual a 12,7 toneladas e peso total igual a 14 toneladas /102/. O meio de transporte mais utilizado para este tipo de material é o transporte rodoviário, onde um caminhão carrega 1 cilindro de cada vez.

Nos casos do ciclo do combustível nuclear com reciclagem do urânio ou, ainda, urânio/plutônio, temos além do urânio empobrecido gerado na unidade de enriquecimento isotópico, qualquer que seja o ciclo adotado, o urânio a ser recuperado e convertido em UF₆ na unidade de reprocessamento. Este UF₆ deve ser transportado nos mesmos moldes indicados para o UF₆ produzido na unidade de conversão.

Transporte do UF₆ Enriquecido para a Unidade de ConversãoUO₂

Ao examinarmos diversos trabalhos apresentados / 91/, /27/ por autores que tratam dos problemas ligados ao transporte de materiais radioativos, notamos que alguns incluem como passo de transporte, o movimento do UF₆ enriquecido para a unidade de fabricação do elemento combustível, onde primeiramente será convertido em UO₂ e, a partir deste ponto, os processos necessários para a fabricação dos elementos prontos para serem utilizados nos reatores nucleares de potência. Outros autores desdobram este movimento em dois. Neste caso, devemos incluir uma unidade de conversão em UO₂ isolada da unidade de fabricação do elemento combustível, o que pode tornar o sistema que envolve o transporte de materiais radioativos mais vulnerável no que diz respeito a problemas de segurança. Adotaremos, então, para este trabalho, a primeira forma de transporte sugerida, ou seja, sem um ponto intermediário entre as unidades de enriquecimento isotópico e fabricação do combustível.

O UF₆ enriquecido é um material físsil e não difere em aparência do UF₆ natural, sendo também transportado como sólido, acondicionado em embalagens do Tipo A, levando-se em consideração o fato de tratar-se de material físsil. Para todo carregamento que contenha U-235 com enriquecimento superior a 1%, adota-se o uso de uma blindagem protetora, que aumenta a segurança do conjunto no caso de ocorrências de algum acidente onde poderíamos ter perda de material ou fogo envolvendo a embalagem.

Pelo fato de se considerar essencial que o UF_6 esteja completamente solidificado antes do transporte, pode-se requerer um período de resfriamento que é de aproximadamente cinco dias para sua total solidificação. No caso do Brasil, dada a temperatura tropical reinante, cuidados especiais deverão ser levados em conta para a manutenção da temperatura abaixo do ponto de sublimação.

O modo de transporte mais empregado é o rodoviário, onde o caminhão é carregado com cinco cilindros de 2,5 toneladas cada, e com uma capacidade individual de 2,2 toneladas métricas de UF_6 , perfazendo um total de 11 toneladas métricas de UF_6 por carregamento. Como devemos usar uma embalagem protetora, cada cilindro terá um peso nominal de 2,9 toneladas.

Transporte dos Elementos Combustíveis não Irrradiados para o Reator Nuclear de Potência

O Combustível de um reator nuclear do tipo Angra I é constituído de cerca de 54 toneladas métricas de UO_2 , e um reator do tipo Angra II (~1300 MWe), de 110 toneladas métricas. O enriquecimento isotópico do urânio varia de aproximadamente 2,8% a 3,2% em peso. O combustível encontra-se na forma de UO_2 depois de ter sido sinterizado e compactado de forma a apresentar alta densidade e resistência. As pastilhas são colocadas em tubos de Zircaloy que têm as extremidades soldadas, formando assim a barra de combustível. Esta barra de combustível é submetida a rigoroso controle de qualidade para estar certos de sua integridade antes de remetê-lo ao reator.

O reator Angra I contém 121 conjuntos de elementos combustíveis. Já para reatores do tipo Angra II, o número é de 193 conjuntos de elementos combustíveis com 4,4 m de comprimento.

Aproximadamente 1/3 do combustível de um reator tipo Angra é substituído por ano, isto é, 40 elementos combustíveis para Angra I ou 64 elementos combustíveis para Angra II.

O projeto da embalagem para o transporte do combustível não irradiado, o seu conteúdo, o índice de transporte a ser assumido para cada embalagem, bem como todos os processos a serem seguidos no carregamento, embarque e desembarque devem ser aprovados pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), que também se encarregará da revisão e aprovação da embalagem antes de ser usada pela primeira vez.

Os elementos combustíveis são geralmente envoltos por um saco plástico e colocado em um recipiente metálico que suporta-os em seu comprimento total, durante o seu transporte. O recipiente metálico típico para o elemento combustível de um reator tipo PWR é um conjunto de armações, constituindo-se de uma trave principal e um conjunto de cavilhas que segura os elementos combustíveis firmemente à trave. A Figura 3.1 nos mostra um recipiente típico para o transporte de elementos combustíveis.

Por tratar-se de um modo de transporte flexível, atualmente o transporte rodoviário é o mais empregado, pois o transporte ferroviário é mais lento, além de não estar a disposi-

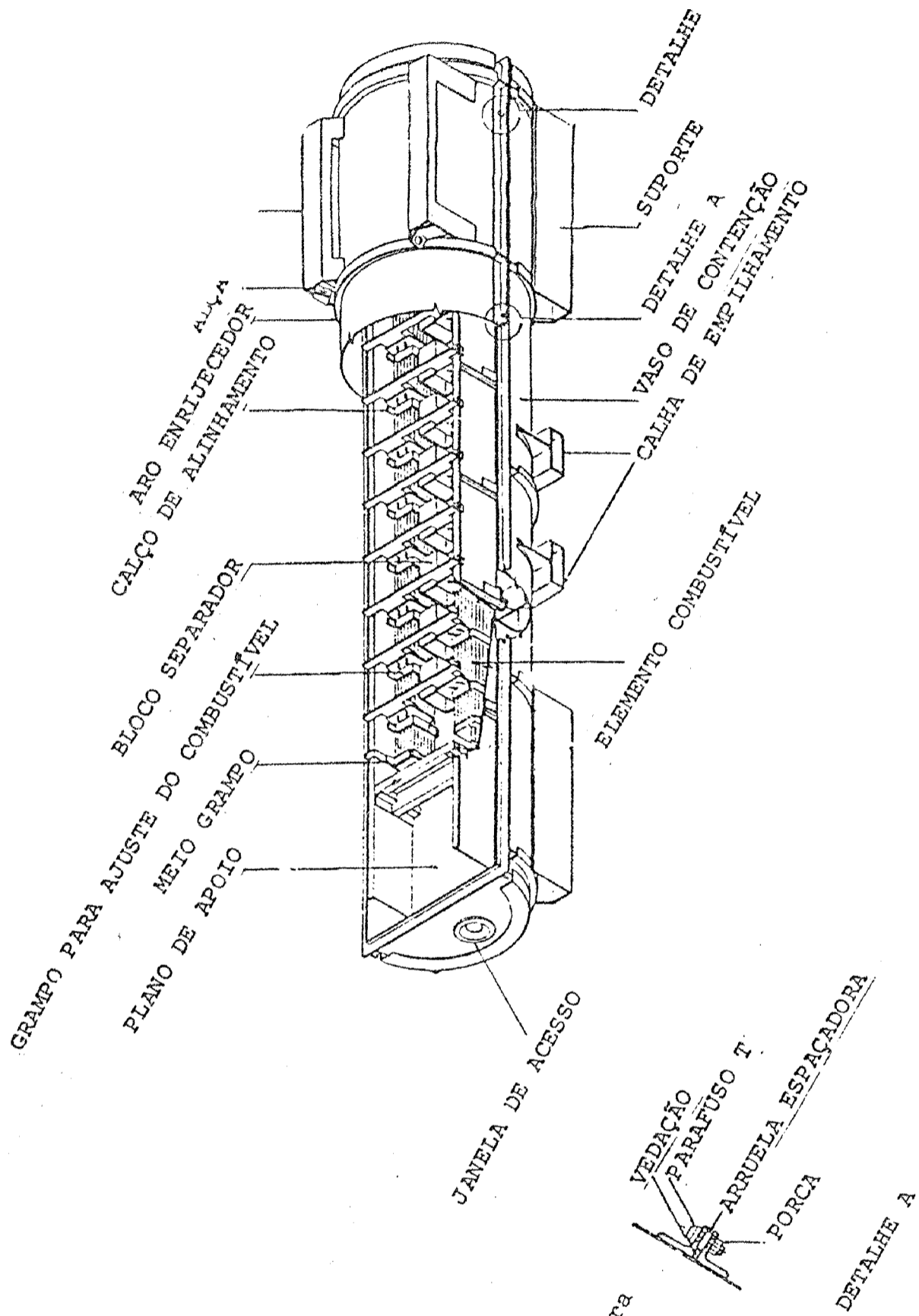


FIG. 3.1.- Recipiente para o Transporte de Elementos Combustíveis não Irradiados.

h / VER

ção de todas as instalações nucleares. O transporte fluvial ou marítimo também apresenta algumas desvantagens em relação ao transporte rodoviário, como por exemplo, o fato de necessitarmos de caminhões como complemento do transporte, já que, quase sempre, não é possível traçar uma rota aquática ligando diretamente as unidades desejadas.

O transporte aéreo, também pode ser usado para este tipo de material, aproveitando-se assim de sua principal característica que é o curto período de tempo necessário para se efetuar o movimento, porém, o custo para esta operação torna-se elevado, além de necessitar o uso de caminhões como complemento do movimento.

Adotando-se o transporte rodoviário, como o mais adequado às necessidades, um veículo rodoviário pode transportar de cada vez, seis embalagens contendo, cada um, um número igual a dois conjuntos de elementos combustíveis, o que perfaz um total de 12 conjuntos de elementos combustíveis por carregamento. /103/.

Transporte do Elemento Combustível Irrradiado

A operação do reator nuclear de potência exige a substituição de 1/3 do seu combustível total para cada recarregamento. O elemento combustível removido do reator tem a mesma aparência que o elemento combustível não irradiado, além de ter uma certa quantidade original do ^{235}U que pode ser recuperado na unidade de reprocessamento.

O combustível em Angra I e II será irradiado acerca de 33.000 Megawatt/ dia por tonelada métrica (MWD/TM). Em consequência desta irradiação e fissão do urânio, o elemento combustível conterà uma certa quantidade de plutônio e de produtos de fissão. Este plutônio produzido, como no caso do urânio que está contido no elemento combustível, pode ser recuperado na unidade de reprocessamento, após um tratamento adequado, podendo assim, o seu potencial como combustível nuclear, ser aproveitado em outros tipos de reatores que deverão entrar em operação nos anos futuros.

Logo após ser retirado do reator, o conjunto de elementos combustíveis irradiados (combustível queimado) deve ser colocado em tanques de estocagem provisória, sob água, onde permanecerá por um período de tempo que vai de 90 a 180 dias, de modo que haja um certo resfriamento, com o decaimento radioativo de certos elementos que têm meia-vida muito pequena. Este resfriamento permite, então, um manuseio mais seguro, quando então é colocado no casco utilizado para o seu transporte que deve ser feito para a unidade de reprocessamento.

A radioatividade do combustível irradiado decresce rapidamente com o tempo, logo após ser descarregado, como podemos ver na Tabela 3.2.

Entre os produtos de fissão predominantes, que estão na forma de gás, devemos citar o Criptônio-85, o Xenônio-131 e o Iodo-131.

TABELA 3.2 - Radioatividade Total do Combustível Irrradiado (Ci)
/ 87/

Tempo anos	Produtos de fissão	Actinídeos	Isótopos dos materiais es- truturais	Total
1	$2,21 \times 10^6$	$1,09 \times 10^5$	$6,27 \times 10^4$	$2,38 \times 10^6$
10	$3,19 \times 10^5$	$6,90 \times 10^4$	$1,11 \times 10^4$	$3,99 \times 10^5$
10^2	$3,48 \times 10^4$	$6,10 \times 10^3$	$6,71 \times 10^3$	$4,16 \times 10^4$
10^3	$2,10 \times 10^1$	$1,50 \times 10^3$	7,10	$1,53 \times 10^3$
10^4	$2,00 \times 10^1$	$4,35 \times 10^2$	5,92	$4,61 \times 10^2$
10^5	$1,54 \times 10^1$	$3,35 \times 10^1$	2,83	$5,17 \times 10^1$
10^6	3,31	$4,49 \times 10^1$	$1,47 \times 10^{-1}$	$1,84 \times 10^1$
10^7	$1,30 \times 10^{-1}$	5,51	$2,57 \times 10^{-3}$	5,64

O combustível irradiado gera calor, que durante o período de resfriamento também decresce como podemos ver na Tabela 3.3 .

Pelo fato de não termos unidades de reprocessamento em operação no mundo (as que foram construídas nos Estados Unidos encontram-se fechadas), o transporte deste tipo de combustível - pode resumir-se ao movimento do combustível irradiado de um tanque de estocagem pertencente a um reator que está repleto, a um outro tanque pertencente a um segundo reator com espaço vago, ou uma instalação especializada em estocagem desse tipo de combustível.

Os cascos usados no transporte do combustível queimado devem satisfazer todos os requisitos exigidos para as embalagens Tipo B. Estes cascos devem manter a integridade de sua blindagem e também não liberar material radioativo, no caso de termos o veículo transportador submetido a acidentes hipotéticos. Assim, estes cascos devem também satisfazer os requisitos dos regulamentos da Agência no tocante aos materiais físséis e fontes de grande atividade, assegurando a segurança nuclear e dissipando o calor gerado no combustível e no casco pelo decaimento radioativo. Normalmente a água é usada na cavidade central do recipiente de contenção, como meio primário de transferência de calor (algumas vezes chamado de refrigerante primário) para transferir o calor devido ao decaimento radioativo, do elemento combustível para o corpo do casco. O calor é normalmente dissipado no ar que passa através das aletas contidas na superfície dos cascos, por processo natural. Em alguns casos especiais onde temos cascos muito grandes, podemos forçar a passagem do ar através destas aletas, por meio de um sistema

TABELA 3.3- Quantidade Total de Calor Gerado no Combustível Irrradiado (Watts) / 87 /

tempo (anos)	Produtos de fissão	Actinídeos	Isótopos dos materiais estruturais	Total
1	$1,03 \times 10^4$	$4,41 \times 10^2$	$4,71 \times 10^{-2}$	$1,12 \times 10^4$
10	$1,05 \times 10^3$	$2,09 \times 10^2$	$1,16 \times 10^2$	$1,38 \times 10^3$
10^2	$1,07 \times 10^2$	$1,71 \times 10^2$	$1,07 \times 10^{-1}$	$2,78 \times 10^2$
10^3	$2,22 \times 10^{-2}$	$4,80 \times 10^2$	$2,70 \times 10^{-4}$	$4,80 \times 10^1$
10^4	$2,05 \times 10^{-2}$	$1,33 \times 10^1$	$1,24 \times 10^{-4}$	$1,33 \times 10^1$
10^5	$1,32 \times 10^{-1}$	$0,15 \times 10^{-1}$	$8,06 \times 10^{-5}$	$9,28 \times 10^{-1}$
10^6	$8,80 \times 10^{-4}$	$3,40 \times 10^{-1}$	$4,00 \times 10^{-5}$	$3,41 \times 10^{-1}$
10^7	$3,92 \times 10^{-5}$	$1,16 \times 10^{-1}$	$4,04 \times 10^{-6}$	$1,16 \times 10^{-1}$

de ar forçado (ventiladores) aumentando a capacidade de resfriamento do conjunto.

Existem também certos cascos, como o "NLI", construído pela "National Lead Industries" que usam o hélio como meio primário de transferência de calor, na sua cavidade, e temos ainda o "TN-8" e o "TN-12", construídos pela "Trans Nucléaire" onde o meio primário de transferência de calor é o ar. / 30/.

Atualmente, a tecnologia que envolve o projeto e construção dos cascos para o transporte do combustível irradiado já é perfeitamente disponível. Estes cascos aceitam o combustível irradiado, após um resfriamento mínimo de 120 dias, podendo ser transportado tanto por rodovia, como por ferrovia. A Tabela 3.4 nos dá uma lista dos cascos que já estão disponíveis ou então em construção na Europa e nos Estados Unidos.

Para uma melhor compreensão do problema que envolve o projeto e construção dos cascos para o transporte do combustível irradiado, vamos descrever as principais características de alguns deles.

Para o movimento que faz uso do transporte rodoviário, apresentamos três cascos que são o NFS-4, construído pela "The Nuclear Fuel Services Incorporation"; o TN-8 construído pela "Transnucléaire" e o NLI, construído pela "The National Lead Industries".

O NFS-4 é um casco onde o meio primário de transferência de calor é a água, sendo empregado para o transporte de um conjunto de elemento combustível de reatores PWR. A aprovação pelo órgão competente nos Estados Unidos, para este casco, foi dada em novembro de 1972. O casco tem uma cavidade interna de 452 cm de comprimento e 34 cm de diâmetro. Circundando esta cavidade central temos a blindagem para a radiação gama e estrutura de resistência, onde temos 168 cm de chumbo e aproximadamente 4 cm de aço inoxidável em várias camadas. A blindagem para os nêutrons é proporcionada por 11,4 cm de uma solução anticongelante de água borada. A capacidade máxima de retirada de calor é de 11,5 KW.

O TN-8 é um casco para ser usado no transporte rodoviário, embora deva haver uma série de restrições para o seu uso neste modo de transporte dado o seu peso, que chega a 40 toneladas, e pode carregar 3 conjuntos de elementos combustíveis de cada vez. Este mesmo casco pode ser usado no transporte ferroviário, que poderia carregar mais de um casco por vez. A licença para este casco foi dada nos Estados Unidos em 1974. Alguns destes cascos estão também em uso na Europa. A cavidade interna deste casco tem 427 cm de comprimento, enquanto que a blindagem para a radiação gama é de 18,5 cm de chumbo, 6 cm de aço em várias camadas como estrutura de resistência e 15cm de uma resina borada sólida como blindagem para os nêutrons. O casco possui ainda uma capacidade de remoção de calor igual a 35,5 KW.

Nas Figuras 3.2 e 3.3 apresentamos um casco para o combustível irradiado e uma montagem deste casco em um vagão ferroviário.

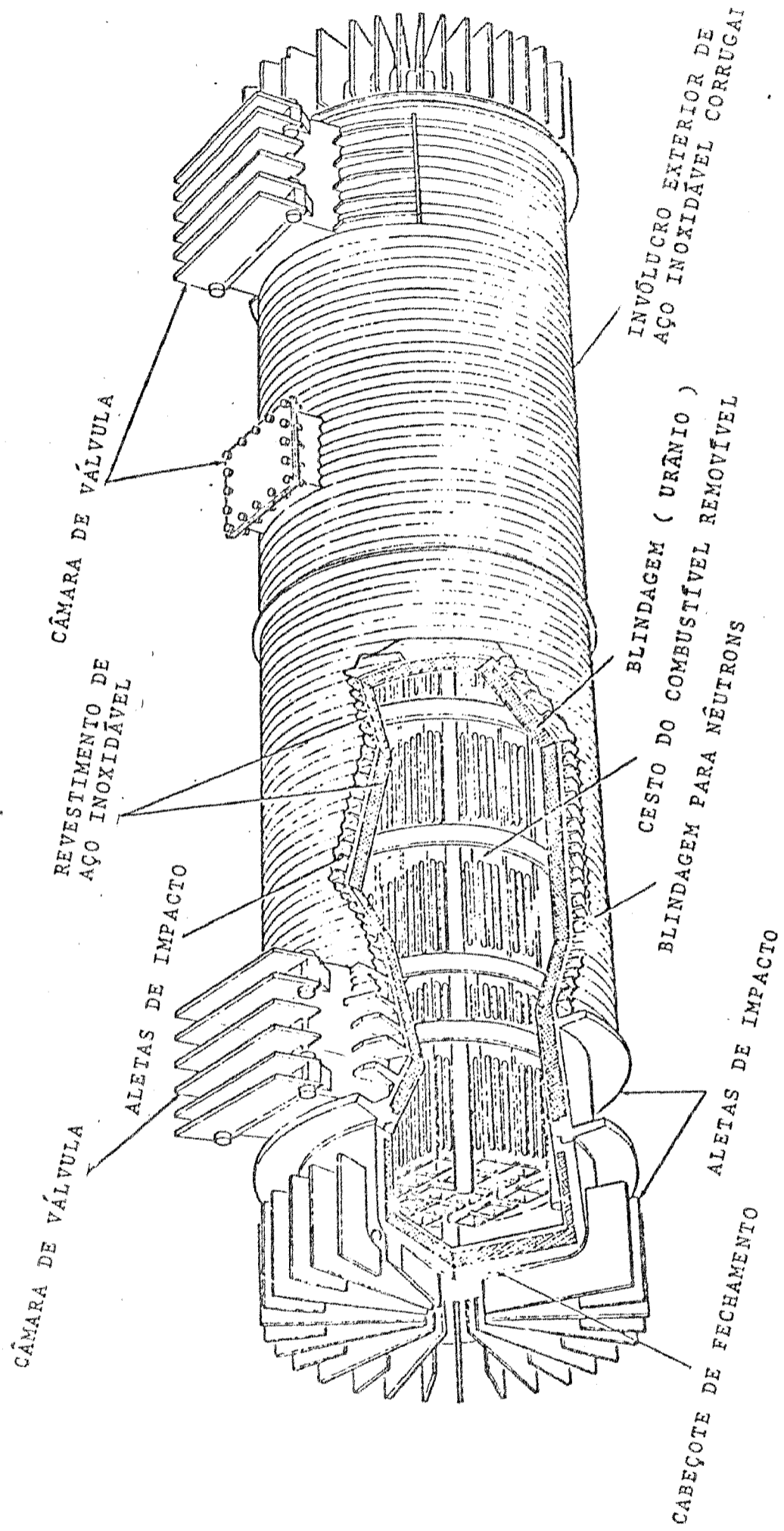
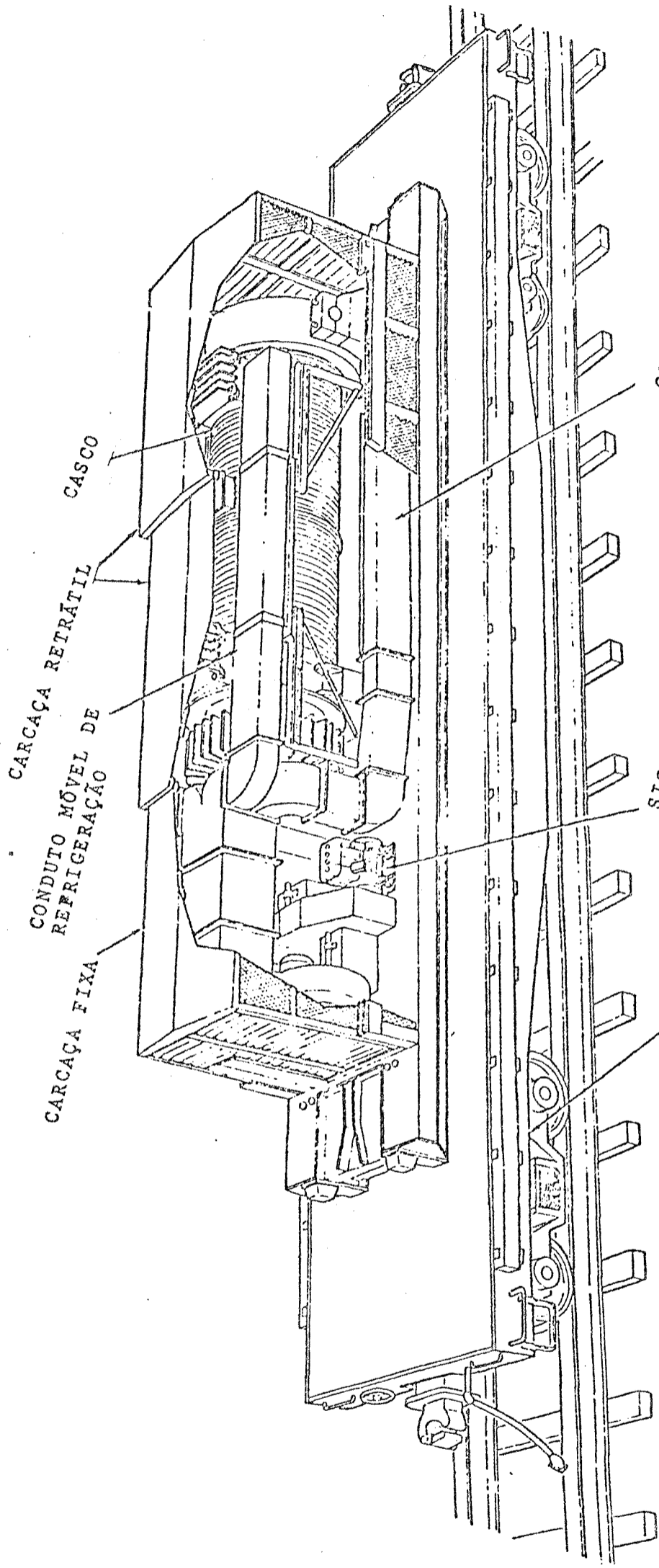


FIG. 3.2- Casco para Embrai.



CONDUTO FIXO DE REFRIGERAÇÃO .

SISTEMA DE VENTILAÇÃO

VAGÃO PLATAFORMA COM CAPACIDADE DE 100 TONELADAS

FIGURA 3.3- Vagão Plataforma acoplado para o Transporte de Cascos contendo Elementos Combustíveis Irradiados.

TABELA 3.4- Cascos para Combustíveis Irrradiados

Nome Comum	Conjuntos PWR/BWR	Blindagem	Capacidade de Remoção de Calor	Peso do casco carregado aproximado (ton.)	Modo de transporte	Disponíveis em construção
NFS-4	1/2	chumbo	11,5	24	Caminhão	6/0
NFS-5	2/4	urânio	20	25	Caminhão	0/0
IF-300	7/18	urânio	76	74	Trem	4/0
TN-8	3/0	chumbo	35,5	36	Caminhão	0/2
TN-9	0/3	chumbo	24,5	36	Caminhão	0/3
TN-12	12/32	aço	95	97	Trem	0/1
NLI-1/2	1/2	chumbo	10,6	22	Caminhão	3/2
NLI-10/24	10/24	chumbo	100	88	Trem	0/12
BCL-6	1/2	chumbo	12,0	22	Caminhão	0/1

O NLI é um casco que usa o Hélio como meio primário de transferência de calor, podendo transportar um conjunto de elemento combustível e tendo um peso total de 24 toneladas. Portanto, um casco projetado para satisfazer as exigências do transporte rodoviário. Foi aprovado pela "Nuclear Regulatory Commission" (NRC), órgão licenciador americano, no ano de 1975. O casco tem uma cavidade interna, com comprimento de 452 cm e um diâmetro de 34cm. A blindagem em torno do corpo do casco é proporcionada por uma camada de 7 cm de urânio empobrecido, 5,4cm de chumbo e 3,8cm de aço (em diversas camadas). A blindagem para os nêutrons é proporcionada por 12,7cm de água. A sua capacidade de remoção de calor é de 10,6 KW.

Entre estes cascos , projetados para o uso no transporte ferroviário do combustível irradiado, podemos citar o "IF-300" construído pela "General Electric Corporation"; o "TN-12", construído pela "Transnucléaire" e o "NLI", construído pela "The National Lead Industries".

O TN-12 é um casco de 107 toneladas, com capacidade para 12 conjuntos de elementos combustíveis. O casco possui uma cavidade interna com 373 cm de comprimento, com possibilidade de ser aumentado para 502 cm e, deste modo, quando totalmente carregado, pesará 116 toneladas. A blindagem para a radiação gama é proporcionada por um corpo de aço inoxidável e a blindagem para os nêutrons é

proporcionada por uma resina boratada sólida. O projeto deste casco foi feito também para uma capacidade de remoção de calor igual a 135 KW.

O NLI é um casco de 97 toneladas, cujo meio primário de transferência de calor é o Hélio, e tem capacidade para transportar 10 conjuntos de elementos combustíveis de reatores PWR. Embora tenha sido autorizado pela "Nuclear Regulatory Commission", em junho de 1976, a "The National Lead Industries" construiu 4 de um total de 15 cascos previstos, em 1976.

A cavidade interna tem 455 cm de comprimento por 114 cm de diâmetro. A blindagem para a radiação gama é proporcionada por 15 cm de chumbo somado a aproximadamente de 5 a 8,6 cm de aço inoxidável, disposto em várias camadas. A blindagem para nêutrons é proporcionada por aproximadamente 23 cm de água. Neste projeto foi também usado o urânio empobrecido como blindagem nas extremidades do casco e em locais estratégicos na parede do casco. A capacidade de remoção do calor é igual a 77 KW, possuindo ainda dois sistemas auxiliares de resfriamento para circular a água através de canais ao longo da cavidade interna.

O IF-300 é um casco de 68 toneladas, cujo meio primário de transferência de calor é a água, e tem capacidade para transportar 7 conjuntos de elementos combustíveis. A blindagem para radiação gama é proporcionada por

10,2 cm de urânio esgotado encamisado com aço inoxidável. Este mesmo método é empregado nas extremidades do casco - mas com 7,6 cm. A blindagem para os nêutrons é proporcionada pela água que se localiza em camada anular, circundando a blindagem para a radiação gama. O calor é removido do combustível para as paredes da cavidade por meio de circulação natural da água contida e transmitida para as paredes e extremidades do casco. A capacidade de remoção do calor é igual a 76,7 KW. Existe também um sistema de ar forçado, que tem a capacidade de movimentar $8,5\text{m}^3/\text{seg. de ar.}$

Este equipamento de resfriamento tem um peso adicional de 13,6 toneladas. Assim, este casco deve ser transportado por vagões ferroviários com capacidade para 100 toneladas.

Como podemos deduzir pelas informações oferecidas a respeito dos cascos para o combustível irradiado, a sua tecnologia já está disponível, de modo a oferecer uma forma de transporte seguro e eficiente. Quanto à escolha do melhor modo de transporte a ser usado, pode-se dizer que dependerá de fatores econômicos e problemas relativos ao peso máximo permissível. Os principais pontos a serem alcançados pela indústria nuclear responsável pela construção dos cascos para o combustível irradiado são :

- desenvolver cascos para uma "taxa de queima" maior;

- desenvolver cascos para um menor período de resfriamento;
- melhorar a capacidade de blindagem aos nêutrons , proporcionando ao mesmo tempo uma redução de peso do casco.

Atualmente, nos Estados Unidos (1978), existem 13 cascos para o uso no transporte rodoviário e 6 cascos para o uso no transporte ferroviário, licenciados e disponíveis. O tempo de projeto, bem como a fabricação do casco dependem da complexidade do casco e organização do projeto. Assim, levando-se em consideração todos os fatores que podem afetar o sucesso da empreitada, chega-se a conclusão que, para fabricar-se um casco para ser transportado por caminhões, uma das poucas companhias com capacidade para tal nos Estados Unidos, levaria um período de tempo que vai de 1,5 a 4 anos.

Transporte do Rejeito de Alta Atividade

O combustível irradiado, após um período de resfriamento em tanques de estocagem provisória é levado para a unidade de reprocessamento, onde é tratado de forma a poder recuperar-se o urânio e o plutônio. Deste tratamento na unidade de reprocessamento, surgem além do urânio e plutônio recuperados, os rejeitos de alta atividade, baixa atividade e os rejeitos contaminados com elementos transurânicos ("cladding hulls").

O rejeito de alta atividade é o subproduto do primeiro ciclo de extração por solvente e os rejeitos concentrados dos ciclos de extração subsequentes, quando o combustível irradiado dos reatores é quimicamente reprocessado. O rejeito de alta atividade contém essencialmente todos os produtos de fissão não voláteis e aproximadamente 0,5% do urânio e do plutônio, além de todos os outros actínidos transurânicos originalmente presentes no combustível irradiado.

O rejeito de alta atividade deve ser solidificado numa usina de tratamento de rejeitos, antes de ser transportado para o repositório final. Esta solidificação normalmente é levada a cabo cinco anos após o combustível ter sido reprocessado, quando então é colocado em tanques especiais onde permanece, até o momento de ser transportado para o repositório final ou para um local de estocagem provisória.

Atualmente, como não definiu-se um local para o repositório final e as unidades de reprocessamento estão fechadas, nos Estados Unidos, decidiu-se manter o rejeito de alta atividade estocado, até que se encontre uma solução para os problemas políticos e técnicos que envolvem esta questão.

No Brasil, como espera-se a entrada da unidade de reprocessamento em operação no entorno de 1995, teremos o combustível irradiado de Angra I em condições de ser reprocessado, tanto quanto dos reatores que entrarem em funcionamento após Angra I.

Com a entrada prevista de Angra II para o ano de 1987, poderemos obter, a partir de 1995, a primeira partida do rejeito de alta atividade, já que como o combustível irradiado destes reatores permanecerá estocado durante 10 anos e, portanto, terá resfriado suficientemente de modo a permitir o reprocessamento seguido da solidificação do rejeito gerado.

O rejeito líquido de alta atividade deverá ser solidificado em recipientes cilíndricos em altas temperaturas e, como resultado, teremos um sólido que é química, térmica e radioliticamente estável. Estes recipientes serão, provavelmente, construídos de aço inoxidável tipo "304 L", devendo satisfazer os requisitos impostos para o manuseio e transporte, pelas normas da Agência.

A maioria dos cascos para este tipo de rejeito deverão ser transportados por vagões ferroviários, pois o transporte rodoviário impõe certas restrições de peso. Os cascos a serem usados pelo transporte ferroviário deverão pesar aproximadamente 100 toneladas e poderão sofrer restrições quanto ao peso no uso dos guindastes que deverão ser utilizados na unidade de reprocessamento. O uso de cascos mais pesados nos dão certas vantagens, como por exemplo o aumento da eficiência do carregamento, a redução no número de manipulações na unidade de reprocessamento, e redução no inventário total de cascos necessários para transportar o rejeito de alta atividade.

Embora, o rejeito de alta atividade não esteja ainda sendo solidificado comercialmente, e conseqüentemente não existem cascos especificamente projetados para o seu transporte, sabe-se que estes cascos serão semelhantes aqueles atualmente disponíveis para o transporte do combustível irradiado por meio de vagões ferroviários. A dissipação de calor gerado e a proteção contra a radiação são as principais considerações a serem observadas tanto no transporte do rejeito de alta atividade, como no do combustível irradiado, o que irá beneficiar os projetistas de cascos para o rejeito de alta atividade, pois ganhou-se bastante experiência com estes cascos já disponíveis para o combustível irradiado.

Os recipientes cilíndricos para os rejeitos de alta atividade provavelmente serão construídos empregando-se o aço inoxidável "304 L", porém, outros materiais estão sendo investigados com esta finalidade. Assim, os prováveis parâmetros do projeto destes recipientes cilíndricos incluirão: diâmetro variando de 16 a 60 cm, comprimento de 3 a 4,5 metros, densidade máxima de calor igual a 2,9KW/metro linear, limites de radiação fixados em 1×10^3 rem/hora para a taxa de dose devido aos nêutrons e 1×10^6 rem/hora para a taxa de dose devido a radiação gama, medidos a 1 metro do eixo do recipiente ./30/.

Na Figura 3.4, vemos um recipiente cilíndrico típico que tem aproximadamente 30 cm de diâmetro e 3m de comprimento, podendo conter aproximadamente $0,2m^3$ de rejeito por 10 anos, período este que serve para o seu resfriamento e solidificação.

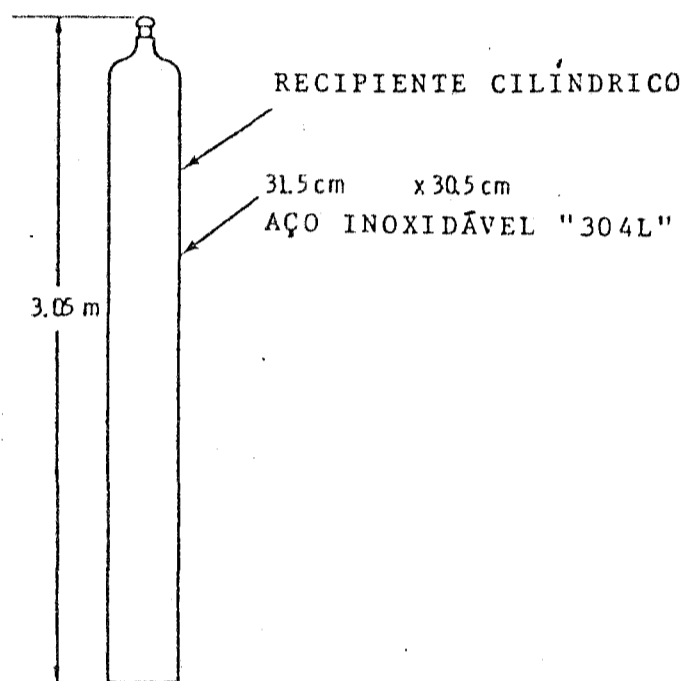


FIGURA 3.4- Recipiente Cilíndrico Típico para o Acondicionamento de Rejeito Radioativo de Alta Atividade.

Uma opção que foi aventada para o acondicionamento do rejeito de alta atividade, é a de selar o recipiente primário, onde o rejeito estaria contido no interior de um segundo recipiente cilíndrico, também de aço inoxidável, que teria a sua parte superior soldada. Existem certas vantagens na aplicação deste sistema como por exemplo, a descontaminação simplificada, já que o segundo recipiente não seria submetido a altas temperaturas e tensões térmico-mecânicas resultantes das operações associadas à solidificação do rejeito.

Este sistema de "duplo acondicionamento", acarretaria certas desvantagens potenciais como um aumento no custo da contenção, um aumento do peso total para a mesma quantidade de rejeito transportada, uma redução da capacidade de dissipação do calor gerado.

Na Figura 3.5, vemos dois cortes de um projeto conceptual do casco, onde os recipientes seriam colocados na cavidade do casco, tendo entre si o aço inserido. O revestimento interior e exterior do casco seriam fabricados de aço carbono, enquanto que o chumbo ou o urânio lingotados com uma espessura de 20 a 30 cm proporcionariam blindagem a radiação gama, requerida para reduzir a taxa de dose externa a níveis compatíveis com os exigidos pelos regulamentos.

A blindagem para os nêutrons seria proporcionada por aproximadamente 10 cm de água borada. As aletas circunferenciais funcionarão como um mecanismo para dissipação do

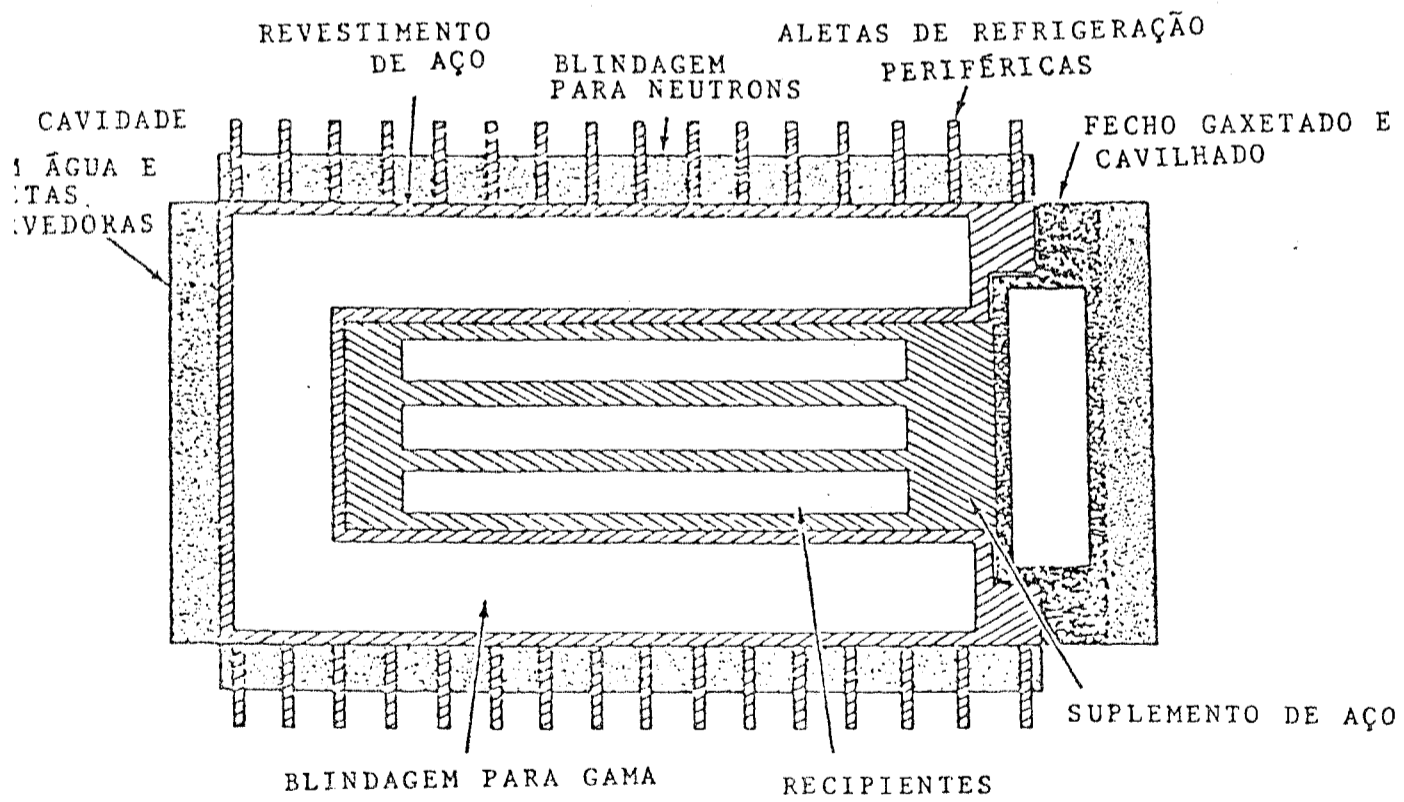
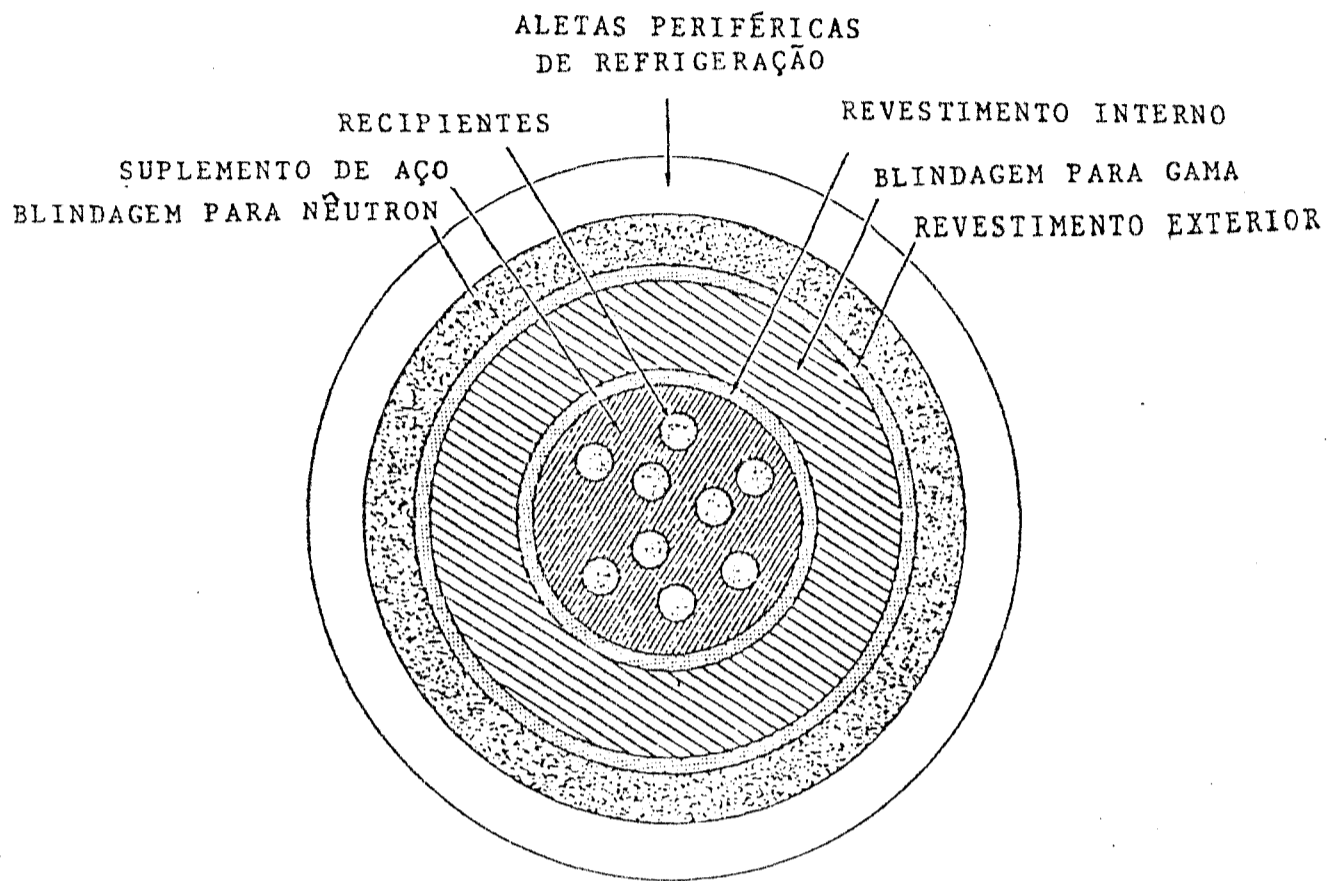


FIGURA 3.5- Corte Longitudinal e Transversal de um Projeto Conceptual de um Casco contendo Recipientes para os Rejeitos de Alta Atividade.

calor, além de servir como absorvedor de energia no caso de acidente envolvendo o casco.

O número de recipientes contendo o rejeito de alta atividade solidificado que pode ser transportado em um casco é motivo de certas limitações. Assim, a temperatura do rejeito não deve exceder a temperatura máxima que alcança quando da solidificação, ou seja, aproximadamente 1000°C ; no caso de utilizarmos cascos de chumbo, devemos levar em consideração que o ponto de fusão do chumbo é de 327°C . Para um casco de 100 toneladas métricas, chegou-se à conclusão que seria viável acomodar 36 recipientes de 15 cm de diâmetro, ou 9 recipientes de 30 cm de diâmetro ou ainda 4 recipientes de 60 cm de diâmetro.

Como no caso dos cascos para o combustível irradiado, os cascos para o rejeito de alta atividade poderão ser transportados por caminhões, trens e barcos. Dentre os meios de transporte disponíveis, sem dúvida alguma é o transporte ferroviário que oferece o maior número de vantagens para o caso de movimentarmos cascos com peso elevado. Existe a possibilidade de se fabricar cascos, com peso tal que permitiria o seu movimento através das estradas de rodagem, mas muito provavelmente torna-se antieconômico ao ser comparado ao transporte ferroviário. Os barcos poderiam ser usados como veículos transportadores, mesmo porque é um meio de transporte que tem certos atrativos econômicos e tem capacidade de transportar grandes cascos. O maior problema relacionado ao uso de barco é exatamente o

fato de nem sempre termos uma via navegável nas proximidades do reator ou das unidades do ciclo do combustível, o que nos obrigaria a usar caminhões como complemento no movimento dos cascos, além da exigência de instalações portuárias especiais, para o carregamento e descarregamento do casco. O uso de aviões para o transporte deste tipo de rejeito é bem improvável, pois tem restrições com respeito ao peso, economicidade e local próximo para pouso.

Transporte do Rejeito Contaminado com Elementos Transurânicos

O rejeito sólido contaminado com elementos transurânicos é gerado na operação da unidade de reprocessamento do combustível. Os conjuntos de elementos combustíveis recebidos por esta unidade são cisalhados de modo a termos pequenos pedaços e sofrem uma lixívia ácida para retirar-se as pastilhas do encamisamento. Os resíduos desta lixívia ácida incluem pequenos pedaços do material de encamisamento com uma certa quantidade residual de combustível, acessórios compactos, grandes suporte do combustível, espaçadores e outros materiais de papel, plástico, borracha.

Para uma melhor compreensão do problema que envolve o transporte deste rejeito, devemos separar o rejeito combustível, que sofre incineração com conseqüente redução de volume, daquele incombustível que sofre um adequado tratamento para ser acondicionado e geralmente não nos possibilita uma redução de volume. Entre os rejeitos contaminados com

elementos transurânicos e que são incombustíveis podemos citar o material de desencamisamento e toda a ferragem usada - os elementos combustíveis, os equipamentos substituídos, os filtros de ventilação, líquidos e sólidos dispersíveis. Estes últimos são incorporados ao cimento, / 69/ enquanto que os filtros de ventilação e os equipamentos substituídos sofrem uma compactação após a qual são acondicionados em recipientes padrões. Dentre todos, sem dúvida alguma a parte - que nos chama mais atenção neste tipo de rejeito, por sua - atividade específica, pela geração de calor e pelo fato de suas propriedades físicas e radiológicas não serem bem conhecidas, é a que trata do material do desencamisamento do elemento combustível e das ferragens usadas para formar o conjunto de elementos combustíveis.

O material de desencamisamento do elemento combustível e as ferragens, antes de serem tratados serão gerados numa proporção de aproximadamente 325 kg para cada tonelada de combustível reprocessado, ocupando um volume de aproximadamente $0,32 \text{ m}^3$. / 69 /.

Os parâmetros mais importantes na seleção ou projeto - de um acondicionamento para transportar estes materiais são as propriedades da radiação e geração de calor. Associada - ao combustível que permanece com os resíduos, aproximadamente 0,05% do combustível inicial, temos uma atividade significativa mesmo considerando-se a lixívia ácida a que foram submetidos. No combustível residual encontramos o ^{242}Cm e o ^{244}Cm que são responsáveis por boa parte da dose

de nêutrons, constituindo-se num fator que é crucial na determinação dos requisitos de blindagem no transporte desses resíduos.

O material do desencamisamento deve ser transportado - em embalagens do Tipo B, com blindagem adequada para satisfazer os requisitos com respeito a dose de radiação. Estas embalagens devem também ter capacidade adequada de remoção de calor. A espessura da blindagem, bem como a capacidade de remoção de calor dependerão da quantidade de material transportado e também do tempo de resfriamento a que este material for submetido. De acordo com cálculos feitos para a determinação da espessura da blindagem, concluiu-se que o material do desencamisamento proveniente dos elementos combustíveis de um reator PWR com alta taxa de queima, e tendo um tempo de resfriamento igual a 6 meses, requer uma blindagem de chumbo com espessura igual a 18cm.

Embora tenhamos uma série de métodos em desenvolvimento, para o tratamento deste tipo de rejeito e outros que ainda estão em nível conceitual, nenhum deles foi aplicado em escala comercial e não se sabe se algum deles será aproveitado neste sentido, já que ainda encontram-se em estágios iniciais de desenvolvimento.

Basicamente, o material do desencamisamento deve ser tratado na própria unidade de reprocessamento, especialmente no caso daqueles países que não possuem uma quantidade grande de reatores e conseqüentemente deverão ter uma única unidade de reprocessamento. Para os países onde serão opera-

das várias unidades de reprocessamento, como por exemplo os Estados Unidos, poderá ser projetada uma unidade central de tratamento do material de desencamisamento onde se exigirá cuidados especiais no projeto das embalagens para este rejeito não tratado.

Pelo fato de termos um grande volume de rejeito não tratado e uma alta atividade devido a presença dos elementos transurânicos e de enfrentarmos problemas relativos a auto-combustão, devemos encontrar um processo de tratamento que venha a minimizar o custo de estocagem, bem como o perigo potencial a este associado. Uma das maneiras propostas para reduzir a atividade associada é a de estocar o material do desencamisamento, na unidade de reprocessamento - por um período de 10 anos, já que a atividade total cai de um fator igual a 10 quando resfriada durante tal período. A taxa de geração de calor também é reduzida aproximadamente na mesma proporção.

A separação e limpeza da superfície do resíduo metálico fazem parte das operações de pré-tratamento, operações - essas que simplificarão o tratamento e estocagem dos rejeitos contaminados com elementos transurânicos. O aço inoxidável e os espaçadores de Inconel podem ser separados mecanicamente e receber um tratamento adequado. Além destes materiais, o zircônio recebe atenção especial pela característica pirofórica, embora a sua taxa de geração de calor decresça rapidamente com o tempo de resfriamento, estabele-

zando-se em aproximadamente 2 anos após ser retirado do reator. A operação de limpeza da superfície, que está incluída dentro das operações de pré-tratamento, reduz a radioatividade já que a maior parte do combustível residual encontrado no material do desencamisamento pode ser removido, e assim, poderemos reduzir a blindagem exigida para os nêutrons. Esta tecnologia tem sido demonstrada em laboratório.

Podemos citar ainda, como opções de tratamento do material do desencamisamento, o aumento da densidade que pode ser obtido do material mecânico ou por fundição. A compactação mecânica aumentaria a densidade do rejeito em um fator de 4 a 5, ao passo que no primeiro caso teríamos uma redução de volume por um fator de 6. Este tipo de tratamento tem como inconveniência o aumento da radioatividade por unidade de volume, conseqüentemente uma maior blindagem. Além deste processo podemos citar aquele em que o rejeito é incorporado em um material que serve de matriz; a conversão química; a volatização e a incineração.

A incorporação do rejeito em uma matriz neutra como a areia, o betume, o concreto e o vidro, provavelmente, reduziriam os efeitos de sua característica pirofórica e também os efeitos de lixíviação, além da blindagem, aumentando a dissipação do calor. As desvantagens deste processo estão no fato de aumentar-se o peso a ser transportado e de termos uma complicada recuperação do metal caso venhamos a desejá-lo.

O processo de conversão química está sendo investigado com detalhes pela "Sandia Laboratories" nos Estados Unidos, mas ainda não há tecnologia disponível. Trata-se de converter o rejeito contaminado com elementos transurânicos em absorvedor de rejeito de alta atividade, e então, seriam transportados com este tipo de rejeito. Sua desvantagem está no fato de não termos uma redução apreciável do volume do rejeito.

No processo que emprega a volatização, o material do desencamisamento é tratado até ter-se formas térmicas e quimicamente estáveis, principalmente do zircônio. Este processo gerará dois grupos de rejeito, que provavelmente, serão: um, em forma sólida não contaminada com os elementos transurânicos de baixa atividade e, o outro, que deverá conter os elementos transurânicos associados a outros materiais radioativos exigindo recipientes com blindagem apropriada e capacidade de dissipação do calor gerado.

Uma outra maneira que está sendo levada em consideração, apesar de não modificar muito os requisitos para o transporte do rejeito é o da incineração do aço inoxidável e das ferragens em geral. Neste caso, o Inconel não queima, sendo manuseado separadamente. Obtem-se, assim, uma certa redução do volume.

Pelo fato de não termos nenhuma unidade de reprocessamento em operação comercial no mundo, e de não ter-se deci-

didado por nenhum processo de tratamento, as ferragens e o material do desencamisamento conseqüentemente não tiveram nenhuma embalagem especialmente projetada para transportá-los. Assim, adota-se a embalagem Tipo B, que encontra-se disponível. Como as embalagens para este tipo de rejeito - devem satisfazer certos requisitos exigidos no seu manuseio e estocagem, provavelmente necessitarão passar por algumas modificações . A Tabela 3.5 nos dá uma lista de cascos que podem ser usados no transporte das ferragens e do material do desencamisamento. Deve-se notar que estas embalagens não foram projetadas para o transporte de rejeito não tratado, podendo ocasionalmente ter adequada blindagem e capacidade de dissipação do calor gerado mas, apresentando como desvantagem, o pequeno volume interno, o que certamente eleva o custo do transporte a níveis que tornam o tratamento do rejeito economicamente inviável. Devemos conciliar os dois fatores a serem observados para o transporte deste tipo de rejeito, ou seja, a embalagem deve satisfazer todos os requisitos para que haja segurança, tendo adequada blindagem e capacidade de dissipação de calor. Por outro lado, o cumprimento destas exigências eleva o peso total das embalagens e conseqüentemente o seu custo.

A escolha do meio de transporte dependerá das características do casco a ser usado, bem como de diversas considerações econômicas, mas, basicamente, deverão ser o rodoviário e o ferroviário.

TABELA 3.5- Principais Embalagens Tipo B que podem ser usadas no Transporte do Material de Desencamisamento

NOME	Cavidade (m ³)	Blindagem	Capacidade de remoção de ca- lor (Watts)	Peso apro- ximado (ton.)	Modo de transporte
ATMX-600 Ferrov.	111	Nenhuma	500	49 (liq)	Caminhão
Super Tiger	16,3	Nenhuma	235	13,6 (liq)	Trem, Cam.
ORNL Model III	85	23cm aço	440	19,1	Trem
SRO ⁶⁰ Co	0,22	22cm chumbo	4200	14,3	Caminhão
BMI	0,16	20cm chumbo	1500	10,7	Caminhão
Paducah Demonstra- -tion Cask	0,19	15cm de U.	10500	13,6	Caminhão
NCL 6502	0,3	25cm chumbo	7300	Descorhec.	Caminhão
CE IF200E140	0,4	21cm chumbo	5800	25,4	Caminhão
GE IF100X137	0,3	21cm chumbo	5800	20,4	Caminhão
GE IF100E129	0,28	21cm chumbo	13000	20,0	Caminhão
NECO D3-1	0,37	15cm chumbo	Desconhecido	9,3	Caminhão
ATCOR LL-50-100	3,71	11,4cm chumbo	Desconhecido	24,0	Caminhão
ATCOR LL-57-65	1,93	17,8cm chumbo	Desconhecido	25,8	Caminhão
ATCOR BC-48-220	6,04	17,8cm concreto e 6,4cm aço	Desconhecido	21,8	Caminhão

São várias as razões pelas quais torna-se interessante projetar um recipiente que venha a atender o caso específico das ferragens e do material do desencamisamento como, por exemplo, o fato de podermos projetar o casco, otimizando-se a espessura da blindagem e as dimensões da cavidade, obtendo-se melhor relação entre a carga útil e o peso total; o projeto garantiria característica adequada de remoção de calor; as dimensões do casco seriam tais que se adaptariam aos equipamentos já desenhados para o manuseio do rejeito, dentro da unidade de reprocessamento; não haveria qualquer tipo de problema no que se refere a disponibilidade dos cascos, já que eles seriam projetados com a finalidade única de transportar este tipo de rejeito. Atualmente, a tecnologia necessária para tais projetos, já está disponível, só não sendo colocada em prática pelo fato de não se ter determinado os exatos parâmetros que dependem da descrição do rejeito, do tratamento usado e, além do mais, requer um apropriado programa de testes que venha a satisfazer as exigências impostas pelo órgão regulador do país.

Nos Estados Unidos, a "Allied General Nuclear Services" está desenvolvendo estudos para projetar um casco que transportaria o material do desencamisamento não tratado. O rejeito propriamente dito seria colocado em uma embalagem com 1,1m de diâmetro por 2,4m de comprimento, embalagem construída de aço inoxidável com 0,3 cm. O fundo da embalagem é reforçada e abaulada, sendo colocada no interior do casco cilíndrico com um revestimento exterior de

aço de 5 cm. / 30/. O casco pesaria aproximadamente 100 toneladas, obedecendo certos parâmetros e condições particulares.

O Transporte do Plutônio

O plutônio gerado durante a operação do reator nuclear de potência, será tratado de acordo com a opção do ciclo do combustível nuclear adotada. Assim, quando temos a operação do ciclo sem reciclagem do urânio e plutônio, o combustível irradiado é retirado do reator e estocado, perdendo-se, pelo menos temporariamente, o urânio e o plutônio que poderiam ser usados como combustível. No caso de termos a reciclagem só do urânio, perderemos conseqüentemente o plutônio. Nestes dois casos, deveremos levar em consideração, quando estivermos manuseando o rejeito radioativo, a presença do plutônio que exigirá medidas especiais com respeito a criticalidade. A terceira opção que temos é aquela em que o plutônio e o urânio são reciclados. Assim, o urânio purificado é levado para a unidade de enriquecimento isotópico e o plutônio purificado é estocado, aguardando a época propícia para ser usado.

O plutônio é separado do combustível irradiado e purificado na unidade de reprocessamento. É transportado na forma de óxido (PuO_2) sólido, usando recipientes que devem receber um certificado de aprovação da Comissão Nacional de Energia Nuclear. Estes recipientes devem evitar a

perda ou dispersão do seu conteúdo , manter a eficiência da blindagem e garantir segurança de criticalidade nuclear, além de proporcionar uma adequada dissipação do calor sob condições normais e hipotéticas de acidentes . O meio de transporte mais usado no transporte do plutônio é o rodoviário, sendo que o ferroviário, marítimo ou fluvial também podem ser usados, já que existe uma proibição (no caso dos Estados Unidos) só no uso de aviões.

Durante a irradiação do combustível, em um reator PWR, o principal isótopo produzido é o Pu-239, embora tenhamos quantidades significativas de Pu-238, Pu-240 , - Pu-241 e Pu-242 que também são produzidos pela irradiação a que são submetidas as barras de combustível. A Tabela 3.6 nos dá algumas propriedades destes isótopos do plutônio e também do Américio-241 (meia vida igual a 433 anos) , por ser produto do decaimento radioativo do Pu-241 que tem uma meia vida pequena (15 anos).

Além das medidas a serem tomadas com problemas como a criticalidade e taxa de dose radioativa, devemos observar a taxa de calor gerado que dependerá principalmente da quantidade de Pu-238 e do balanço entre o Pu-241 e Am-241, em menor extensão, como podemos observar na Tabela 3.6 dada.

Por ser um material físsil, as embalagens para o plutônio devem satisfazer todas as exigências feitas para embalagens especificamente projetadas para o transporte deste

TABELA 3.6- Propriedade dos Isótopos do Pu e ^{241}Am / 30/

Isótopo	Modo de decaimento	Meia vida	Energia do Decaimento (W/g)	Atividade Específica (Ci/g)
^{238}Pu	α	87,8 a	$5,70 \times 10^{-1}$	$1,75 \times 10^1$
^{239}Pu	α	24.290 a	$1,88 \times 10^{-3}$	$6,14 \times 10^{-2}$
^{240}Pu	α	6.540 a	$6,96 \times 10^{-3}$	$2,27 \times 10^{-1}$
^{241}Pu	β	15 a	$3,35 \times 10^{-3}$	$1,13 \times 10^2$
^{242}Pu	α	387.000 a	$1,13 \times 10^{-4}$	$3,90 \times 10^{-3}$
^{241}Am	α	433 a	$1,06 \times 10^{-1}$	$3,24 \times 10^0$

tipo de material. Como exemplo de embalagem, podemos citar a "6M" por tratar-se de uma embalagem metálica bem conhecida e já aprovada nos Estados Unidos. Esta embalagem, seguindo a nova orientação dada para o transporte do plutônio, foi projetada para abrigar somente o material radioativo no estado sólido. Outras embalagens Tipo B poderão ser empregadas para o transporte de materiais físséis, desde que satisfaçam os requisitos apresentados pela Agência.

Na Figura 3.6 vemos a embalagem "6M" que pode transportar 4,5 kg de plutônio metálico, em liga ou composto, ou ainda 13,5 kg de U-239 metálico ou em liga.

Diversos fatores limitam o número e o arranjo dos recipientes de plutônio que podem ser transportados em um único carregamento. O número de recipientes pode ser limitado, dependendo da classificação do material físsil, de modo que possamos evitar um acidente de criticalidade durante o transporte destes recipientes. Para os carregamentos que envolvem materiais físséis da Classe II, o número de embalagens em um único veículo é limitado a um índice de transporte de 50.

Os limites de dose de radiação durante o transporte podem também constituir-se em um fator limitante quando são empregados recipientes sem blindagem.

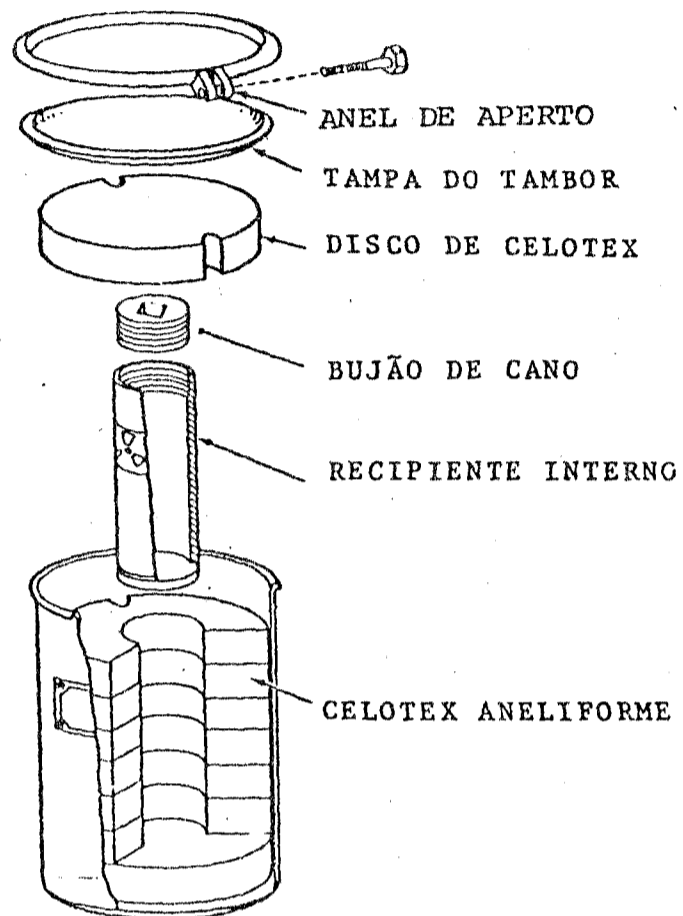


FIGURA 3.6 - Embalagem "6M" para o Transporte de Urânio ou Plutônio Metálico

Pelo fato das embalagens acima terem sido projetadas com pequena capacidade de transporte, baixa capacidade de dissipação de calor e não ter blindagem, procura-se desenvolver uma embalagem que venha a suprir estas falhas de modo a atender as necessidades futuras no transporte do plutônio. Uma embalagem que tem capacidade de transportar 32 kg de óxido de plutônio está sendo desenvolvido pela "Allied-General Nuclear Services" e "Battelle-Columbus Laboratories", baseado em uma composição isotópica em peso onde temos: 50% de Pu-239, 25% de Pu-240, 15% de Pu-241, 7,5% de Pu-242 e 2,5% de Pu-238, diferindo bastante de outros projetos onde tínhamos de 90 a 95% de Pu-239 e até 10% de Pu-240 / 30 /.

Como sabemos, o Pu-238 é o responsável em 80% pela energia devida ao decaimento radioativo e, em boa parte, pela fonte de nêutrons rápidos. Estes 32 kg de plutônio irão gerar 640W de energia devido ao decaimento radioativo, sendo que esta quantidade de plutônio deverá estar dividida em 4 recipientes com 8 kg cada um. As Figuras 3.7 e 3.8 nos mostram a disposição destes recipientes, que são colocados no interior de um recipiente maior, de pressão, que por sua vez é colocado no interior de um outro vaso protetor.

O Transporte do Rejeito de Baixa Atividade

O rejeito de baixa atividade gerado em todo o ciclo do combustível nuclear pode ser dividido em três categorias: o rejeito sólido úmido, o rejeito seco que pode ser submetido a compactação e o rejeito seco que não nos oferece condições de compactação.

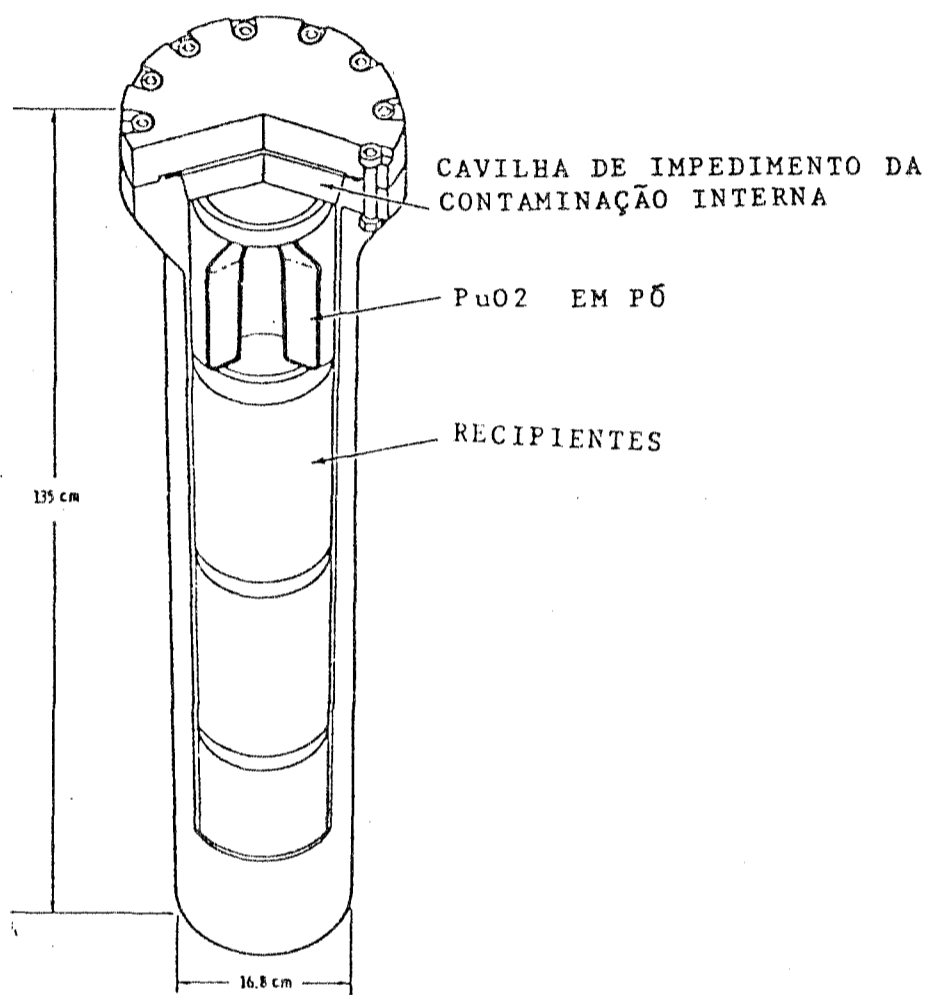


FIGURA 3.7- Vaso de Pressão com Recipientes contendo PuO₂ em Pó.

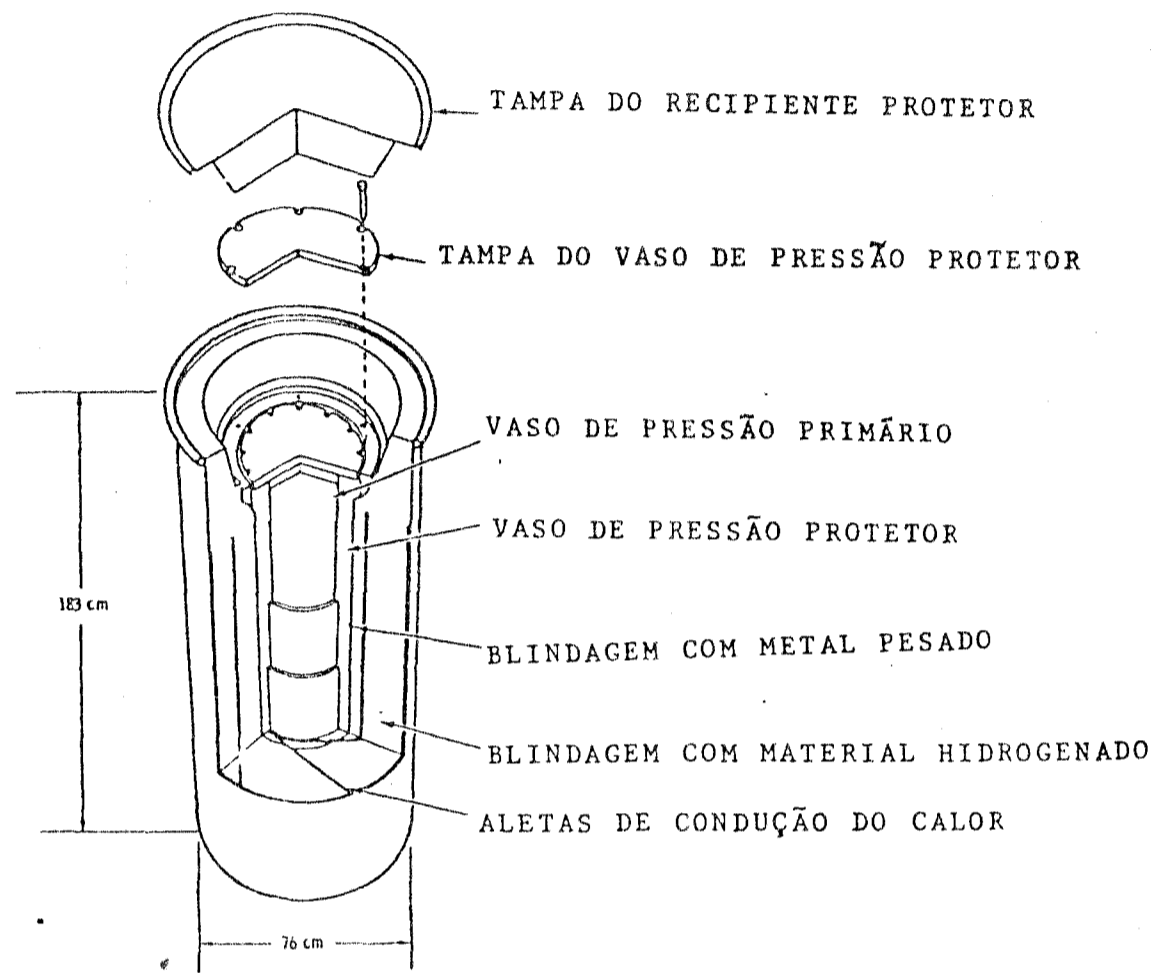


FIGURA 3.8- Recipiente Protetor contendo um Vaso de Pressão utilizado no Transporte de Plutônio.

Alguns autores incluem certos materiais contaminados com elementos transurânicos, denominando o conjunto como sendo o rejeito que "não possui alta atividade". Estão incluídos, também neste conjunto, os rejeitos de atividade intermediária. Esta diferença na classificação nos vários países que tratam do rejeito radioativo deve-se como será demonstrado no Apêndice B deste trabalho, à falta de uniformização nas definições adotadas.

A maior parte do rejeito gerado dentro do ciclo do combustível nuclear é de baixa atividade, tendo como principais radionuclídeos o Co-60, o Cs-134 e o Cs-137, que são isótopos com meia-vida de aproximadamente 30 anos, caindo para níveis desprezíveis em algumas dezenas ou centenas de anos, e requerendo, em alguns casos, isolamento durante este período de tempo.

Para o rejeito de baixa atividade, temos a disponibilidade uma série de tratamentos que podem ser aplicados antes do acondicionamento, tratamentos estes que podem alterar significativamente os requisitos exigidos para o transporte.

O rejeito de baixa atividade gerado no reator é devido principalmente ao uso de sistemas de tratamento da água, sendo que as características deste rejeito irão variar de acordo com o tipo do reator e o sistema de remoção empregado. Como rejeitos de baixa atividade gerados no reator encontramos as resinas contaminadas, os cartuchos de filtros utilizados nos sistemas de tratamento da água, equipamentos desativados, roupas, etc.

Como em todos os outros casos, o rejeito de baixa atividade deve ser transportado de acordo com os regulamentos da Agência.

Alguns carregamentos classificados como material de baixa atividade específica requerem embalagens industriais compactas e resistentes. Outros exigem embalagens do Tipo A, e ainda poderemos ter casos onde seja necessário o uso de embalagens do Tipo B.

Os processos de tratamento que estão em uso ou desenvolvimento, tem por finalidade principal reduzir o volume a ser transportado, além de dar uma forma química e fisicamente menos perigosa. Podemos citar entre os processos adotados, a incineração ou digestão química, a compactação mecânica e a solidificação ou imobilização.

Na incineração temos a conversão do rejeito em cinzas e resíduos contaminados retidos no sistema de tratamento de gases, fato este que resulta em uma significativa redução de volume, porém pode requerer uma melhora nas características de blindagem da embalagem a ser utilizada.

Na compactação mecânica, embora tenhamos uma redução de volume inferior àquela obtida na incineração, temos também um aumento na atividade por unidade de volume do rejeito, o que exige maiores cuidados com os requisitos referentes à blindagem.

A solidificação ou processo de imobilização provoca um aumento do volume e peso do rejeito que acarreta em maiores gastos com o seu transporte, porém, com a consequente redução da atividade específica tem-se menores necessidades de blindagem nas embalagens.

Sistemas de Transporte

O rejeito radioativo de baixa atividade nos é apresentado em diversas formas físicas e conteúdos radioativos, forçando-nos a uma criteriosa escolha da embalagem, que pode ser um recipiente industrial ou mesmo um cilindro de aço cujo volume pode variar de $1,4\text{m}^3$ a $5,7\text{m}^3$. O rejeito que é acondicionado nesta última forma será levado para os locais de estocagem em cascos blindados, apropriadamente.

Os tambores de aço, que são largamente utilizados para o transporte de material radioativo e não exigem blindagem, têm um volume que varia de 20 a 210 litros com peso máximo variando de 3 a 400 kg. Estes tambores de aço têm um custo relativamente baixo além de serem facilmente manuseados para carga e transporte em veículos rodoviários e ferroviários. Devem também ser citados outros tipos de recipientes empregados como por exemplo os cascos blindados de diversos volumes, as caixas de aço, as caixas de madeira e de concreto.

Como sabemos que a maior parte do rejeito radioativo de baixa atividade deve ser transportado para um local onde deverá permanecer estocado ou disposto por um longo período de tempo, e as embalagens do Tipo B são geralmente dispendiosas já que devem satisfazer os critérios -

adotados para os testes de acidentes hipotéticos, a solução mais viável para o caso de transporte de grandes quantidades deste tipo de rejeito, é o de acondicioná-lo em tambores, ou ainda, em caixas apropriadas e transportá-los no interior de recipientes protetores Tipo B, que podem ser re-usados. Os tambores, ou caixas usadas, devem satisfazer as exigências impostas para a estocagem nos locais determinados para este fim, porém, não necessitam cumprir todas as exigências impostas aos recipientes de material radioativo no transporte dos mesmos.

Atualmente, podemos encontrar em disponibilidade, em diversos países do mundo, principalmente nos Estados Unidos, uma série de recipientes protetores blindados e não blindados sendo que, os blindados, devido as limitações de peso total impostas aos veículos rodoviários, bem como aos veículos ferroviários, possuem um volume interno menor que os não blindados.

Dentre os recipientes protetores não blindados, podemos citar o "ATMX-600", usado nos Estados Unidos, projetado para ser transportado por veículo ferroviário e possuindo as seguintes dimensões 2,74m x 2,74m x 15,25m e onde a carga útil chega a 45.800 kg. Outro recipiente protetor bastante conhecido é o "Super Tiger" construído pela "Protective Packaging Inc., Louisville, KY - Estados Unidos", que constitui em um recipiente com parede dupla de aço, separadas por 25 cm de poliuretano que serve como isolante térmico além de proteger a carga, absorvendo o

choque em caso de colisão. As dimensões internas deste recipiente são: 1,93m x 1,93m x 4,36 m, podendo transportar 42 tambores de aço, cada qual com um volume igual a 210 litros, ou seja, uma carga útil de 13.600 kg.

De um modo geral, a tecnologia disponível satisfaz todos os requisitos necessários para a construção das embalagens usadas no transporte dos rejeitos de baixa e média atividade, ao passo que para aquelas formas de rejeito que até hoje não têm sido transportadas, como por exemplo os gases, iremos necessitar de um maior período de tempo para o desenvolvimento de uma tecnologia adequada a este fim, embora saibamos que esta tecnologia estará apoiada naquela já existente.

Dentre os recipientes que têm sido desenvolvidos, podemos citar aquele que tem por finalidade o transporte de ^{85}Kr . O cilindro que contém o gás a uma pressão de 34 atmosferas é colocado no interior de um casco coberto por uma blindagem com 5 cm de chumbo. A quantidade total do ^{85}Kr a ser transportada, porém, deve ser limitada de tal forma que tenhamos no máximo 74.000 Ci no interior do casco, por causa dos problemas criados com a remoção do calor gerado. Para os gases nobres, estudos têm sido desenvolvidos em que se supõe que os gases serão coletados em cilindros com capacidade de 50 litros, a uma pressão de 150 atmosferas. Estes cilindros seriam, então, colocados no interior de cascos cheios de água, que serviriam como blindagem e meio de transferência de calor. A Figura 3.9 nos apresenta um recipiente para o ^{85}Kr . Um veículo fer-

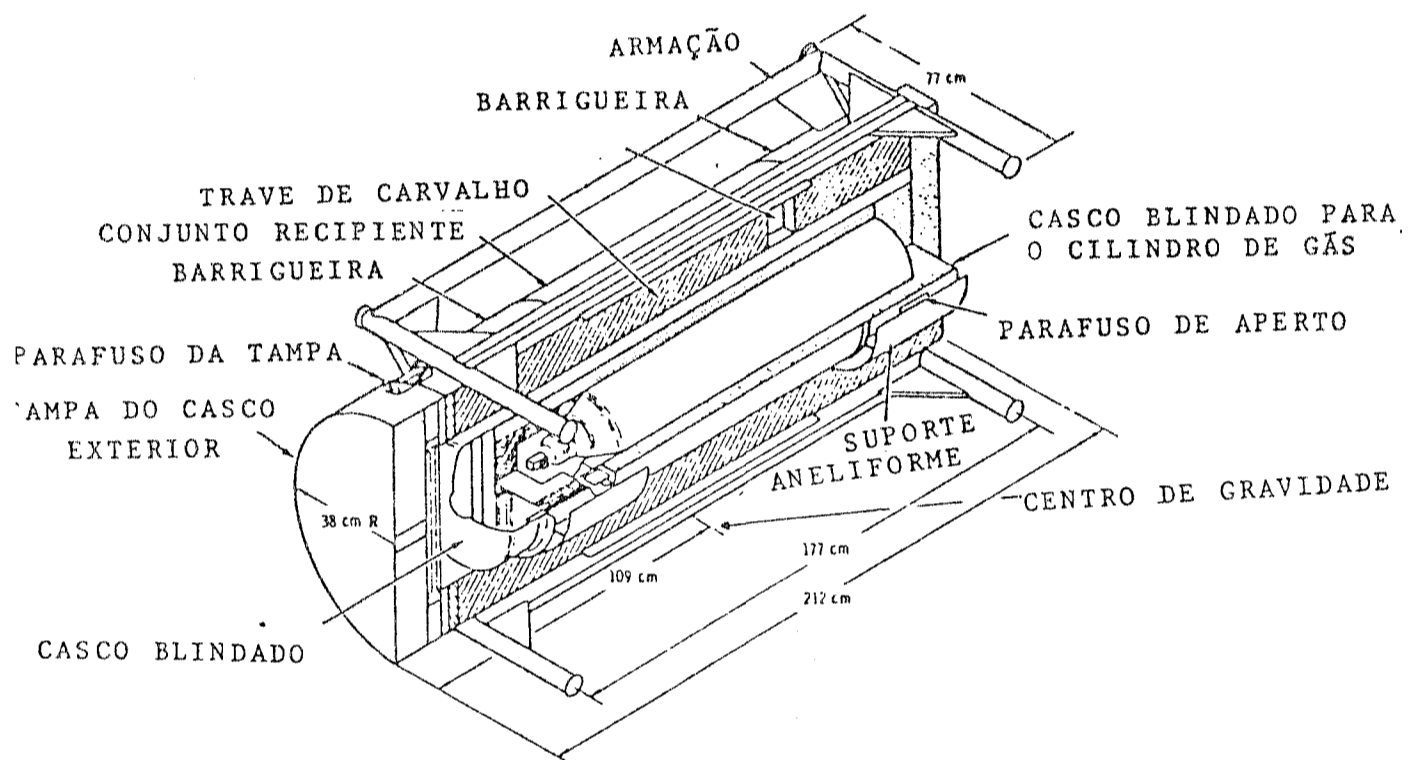


FIGURA 3.9- Recipiente Típico para o Transporte do ^{85}Kr .

roviário poderia transportar 6 cascos, cada qual pesando aproximadamente 6,4 toneladas para o local designado para a sua estocagem.

3.3- Aspectos de Segurança

Ao iniciarmos um estudo sobre os problemas que envolvem a segurança do material radioativo transportado, de vemos observar dois aspectos: um é aquele que diz respeito aos programas desenvolvidos com a finalidade de nos fornecer embalagens que possam suportar acidentes hipotéticos que as envolvam, sem conseqüências nocivas às pessoas que por ventura estiverem nas imediações do local deste acidente, bem como as pessoas diretamente envolvidas com o transporte; o segundo aspecto a ser considerado é o da sabotagem. Por causa da dificuldade que temos em quantificar a probabilidade de uma sabotagem, é necessário criar medidas que venham a proteger os meios de transporte contra eventuais tentativas nesse sentido.

Na avaliação do risco no transporte de materiais radioativos devemos levar em consideração os seguintes aspectos:

- a - o número e as características de segurança dos carregamentos de materiais radioativos;
- b - a exposição à radiação em condições normais de transporte, considerando-se o número de pessoas e condições sob as quais vários grupos estarão expostos;

- c- a probabilidade, frequência e características dos acidentes de transporte;
- d- a resistência das embalagens nas quais o material radioativo é transportado;
- e- a probabilidade, forma e quantidade de material radioativo que pode ser liberado em vários tipos de acidentes;
- f- a capacidade de dispersão do material liberado;
- g- a densidade populacional na área afetada;
- h- a ingestão e inalação dos materiais pelas pessoas expostas;
- i- os efeitos no indivíduo e na população.

A imprecisão no fornecimento de qualquer um destes elementos pode levar a uma falsa avaliação do risco. Assim, torna-se necessário uma perfeita compreensão destes elementos de segurança no transporte de materiais radioativos, de modo que possamos planificar e regular todas as atividades.

Vários métodos têm sido desenvolvidos para avaliar estes aspectos de transporte, tanto em condições normais - quanto em condições de acidentes. No caso de exposição à radiação, por exemplo, observa-se que, em condições normais de transporte, esta exposição à radiação é função de:

- a- nível de radiação na superfície externa do veículo transportador;
- b- características de radiação;
- c- distância do veículo;

e- tempo de exposição.

O conceito de risco é usado para determinar a segurança sob o ponto de vista de uma liberação acidental de material radioativo durante o transporte. Assim, o risco é definido como sendo a probabilidade de uma liberação acidental, multiplicada pelas conseqüências potenciais, se esta liberação ocorresse.

Tendo em vista todas as conseqüências negativas - de um ato de sabotagem, as características físicas das em-lagens são projetadas, não só para ir de encontro às necessidades de blindagem e contenção do material radioativo , mas também para proteger estes materiais contra atos premeditados e ilegais.

Outras medidas adicionais, como a inclusão de escolta e sistema de comunicação, são medidas que devem ser adotadas para a proteção do material transportado.

Como é extremamente difícil estimar a probabilidade de um ataque a um veículo, cuja carga é de material radioativo, vamos então expor o problema somente sob forma qualitativa.

3.3.1- Salvaguardas Contra Atos de Sabotagem

A sabotagem dentro do contexto da indústria nuclear significa qualquer ato deliberado que pode, direta ou indiretamente, por em perigo a segurança e saúde pública , pela exposição à radiação. /69 /.

Todas as unidades do ciclo do combustível estão sujeitas a ataques por grupos organizados, inclusive os locais de estocagem e também os veículos que transportam materiais radioativos. Assim, certas medidas preventivas têm que ser tomadas especificamente para dissuadir aqueles que pretendem impetrar atos de sabotagem. A eficácia destas medidas não podem ser facilmente testadas já que somente no caso delas falharem, é que teremos os dados documentados.

Embora não possa ser considerada fácil, a solução para o problema da segurança que envolve os veículos de transporte pode ser encontrada com menor facilidade do que para proteção física das usinas do ciclo do combustível.

No caso do transporte, podemos analisar, por exemplo, a rota determinada e assim especificar os locais onde o veículo estaria vulnerável a um ataque; poderíamos especificar o tipo de veículo baseando-se no tipo e quantidade de material radioativo transportado. Depois de determinada as características gerais do transporte a ser realizado, analisaríamos as possíveis falhas nas medidas de segurança adotadas, mediante observação sistemática e exame das condições existentes. / 57/.

As medidas tomadas para evitar-se a liberação de material radioativo nas condições de acidentes mais severas, servem também para proteção contra a liberação deste mesmo material, devido a uma sabotagem nas embalagens utilizadas para o transporte. As normas exigem que as embalagens sejam projetadas de modo a satisfazer todos os re -

quisitos relativos a blindagem, contenção, transferência de calor e criticalidade nuclear. Quanto maior o conteúdo radioativo, mais pesada deve ser a embalagem e, assim, de modo geral, quanto mais pesada for a embalagem maior será a dificuldade de danificá-la com explosivos. O peso da embalagem serve, deste modo, para dissuadir aqueles que tentam efetivar uma sabotagem, bem como para minimizar as suas conseqüências.

A operação de abertura de cascos usados no transporte do combustível irradiado, exigiria um plano bem elaborado, um razoável período de tempo e uma instalação para o seu manuseio, já que o "invólucro protetor" não pode ser removido a mão, devido ao seu volume e peso. Guindastes aéreos teriam que ser empregados e a remoção teria que ser feita à distância, geralmente sob água, por causa da radiação quando tem-se o casco aberto. Mesmo que se tenha estas instalações à disposição, requer-se um certo período de tempo para remover-se a tampa. A abertura de um casco transportado por trens ou caminhões exige a sua colocação em posição vertical, fora do veículo para a efetivação do processo.

As embalagens utilizadas requerem o mínimo manuseio dentro do sistema de transporte. Assim, naqueles locais onde são levadas a cabo as operações necessárias, deve-se ter um plano que resguarde toda a área contra qualquer tentativa de sabotagem. Para isto, esta área deve estar toda cercada, possuir guardas treinados, além de um sistema de alarme contra intrusos.

Para que se possa efetuar uma viagem segura, o veículo transportador deve ser projetado de forma a oferecer obstáculos físicos ao sabotador, bem como ter um eficiente sistema de comunicação. Dependendo da radioatividade do conteúdo, a embalagem pode ter paredes suficientemente espessas e maciça para resistir aos efeitos das munições e explosivos que eventualmente podem ser usados pelo sabotador.

Como podemos notar, um ato que resultaria na dispersão de radioatividade, parece estar limitado ao uso de grandes quantidades de explosivos pelo sabotador que, além disso, precisaria de grande liberdade de ação, fato este que torna bastante improvável o êxito da ação.

As embalagens que contêm as maiores quantidades de radioatividade são os cascos empregados para o rejeito de alta atividade e para o combustível irradiado. Estes conteúdos além de serem transportados em cascos pesados, estão em forma sólida, o que dificulta a sua dispersão. A sabotagem das embalagens contendo o rejeito contaminado com elementos transurânicos ou rejeito de baixa atividade trariam menores problemas em caso de sucesso, já que o seu conteúdo é menos radioativo.

A ruptura de um casco é um evento considerado como sendo muito improvável, porém, uma pequena fissura é um fato concebível. Baseado nesta possibilidade, foram realizados cálculos de previsão de liberação usando-se para a fração de conteúdo radioativo, cálculos estes que indica-

ram , como melhor solução , o uso de cascos transportados por trens, tanto no caso do rejeito de alta atividade como no caso do combustível irradiado . / 69 /.

O Veículo de Carga para Material Nuclear Especial

Segundo a filosofia adotada para o transporte com segurança dos materiais nucleares especiais, devemos adotar como medida preventiva uma das seguintes soluções : uma escolta armada ou um projeto especial de veículo seguro que garanta a integridade da carga ou uma mistura das duas soluções. Tendo em vista o projeto de um veículo seguro que garanta a segurança do motorista e seu acompanhante, pois basicamente a confiabilidade do sistema depende destes homens, além da garantia da integridade da carga , devemos definir certos parâmetros de estudo e projeto. / 78 /.

Vamos partir do pressuposto que o motorista e seu acompanhante sejam pessoas selecionadas e treinadas de modo a terem condições de tomar providências necessárias - em casos de tentativa de roubo ou desvio da carga.

Num projeto desenvolvido pela "Sandia Laboratories" foram considerados, em relação ao veículo, a imobilização, os meios que possam evitar o acesso ao veículo , a proteção do motorista e um sistema de comunicação.

Imobilização

A concepção de um sistema de imobilização envolve duas operações distintas: a parada do veículo, ou seja, o ato de interromper a marcha do veículo e, uma vez parado ,

um meio de evitar-se que ele volte a locomover-se.

Recomenda-se neste caso, a adoção de um sistema normal de frenação, assim o motorista do veículo, estando protegido, tem a opção de tentar escapar ao ataque.

A imobilidade do veículo seria acompanhada por um dos seguintes métodos: o travamento das rodas, o incapacitamento do motor ou cabo de transmissão, o acionamento do sistema de controle de direção para uma posição voltada todo à direita e mantendo-a nesta posição. O sistema de travamento das rodas bloquearia as rodas com os eixos e seria compatível com os sistemas normais de frenagem. O sistema de incapacitamento do motor e/ou cabo de transmissão, seria posto em ação como um sistema de frenagem, com a diferença que, neste caso, o objetivo seria alcançado - agindo-se no sistema de injeção do combustível do motor - para veículos movimentados por motor diesel, ou ainda, no sistema de ignição para um veículo cujo motor fosse alimentado a gasolina. O sistema de controle da direção estaria acoplado a um mecanismo de travamento mecânico, garantindo-se que a posição adotada seja assim mantida.

Levando-se em conta a segurança, o custo e a confiabilidade, o sistema que apresenta melhores resultados é o travamento das rodas.

Rejeição no Acesso ao Veículo

A rejeição no acesso ao veículo pode ser dividido

em duas categorias amplas: a que garante a rejeição do acesso de pessoas não autorizadas no compartimento de cargas , e a que impõe penalidade física na intrusão.

O sistema de rejeição deve apresentar um alto grau de dificuldade às pessoas não autorizadas que pretendam ter acesso ao compartimento de carga por meio de força, entrando através das portas ou cortando as paredes do compartimento. Os meios adotados para evitar-se tais fatos não devem interferir na operação normal do veículo ou ainda afetar os circunstâncias. O sistema que causaria penalidades aos intrusos , afetaria os sentidos, tornando difícil ou impossível a eles operarem sem o uso de esquemas de proteção.

Proteção do Motorista

A cabine do caminhão deve ser blindada de modo a assegurar total proteção ao motorista e ao acompanhante , seja qual for a caracterização do ataque ao veículo, deste modo não haja necessidade de armá-los para a sua proteção.

O nível de blindagem a ser imposto à cabine do caminhão seria influenciado pelos seguintes fatores: a natureza da ameaça , a compatibilidade com veículos comerciais normais e o custo.

Estimativa de Custo

O caminhão escolhido como base para os cálculos de

custo, é um veículo diesel com uma capacidade de transporte igual a 6.800 kg em um espaço igual a 26 m³.

Este estudo, realizado nos Estados Unidos em 1973, não levou em consideração o custo do sistema de comunicações que também deve ser incorporado ao veículo. Assim, o veículo básico foi orçado em US\$28.000 dólares e as modificações necessárias, como a blindagem da cabine, o sistema de imobilização e todo o conjunto necessário para a rejeição ao acesso foram orçados em US\$37.000, perfazendo um total igual a US\$ 65.000.

Sistema de Comunicação

O conhecimento da localização exata do veículo é vital para a segurança global do sistema de transporte. Assim, faz-se necessário estudar um meio de comunicação eficiente entre o veículo e uma estação central controladora de todo o sistema. Este meio de comunicação deve ser projetado levando-se em consideração a extensão territorial e a facilidade no manuseio do equipamento, sendo que uma única estação central controladora seria adotada, tendo em vista o alto custo de operação, / 66 / no caso de centrais múltiplas.

Dentre os sistemas que podem satisfazer as exigências no campo das comunicações estão: o radiotelefone, sistema de rádio empregando frequências altas, ou ainda um sistema de rádio empregando frequência muito alta ("VHF - Very High Frequency"), ou, finalmente, frequência ultra alta ("UHF - Ultra High Frequency") acoplado a um sistema que

emprega satélites.

Radiotelefone

O radiotelefone é um sistema que nos proporciona um serviço móvel de telefone podendo ser operado facilmente sem a necessidade de pessoal altamente especializado. De uma maneira geral, ele conecta o veículo a uma central telefônica local, já que basicamente serve para entrar - em contacto com veículos que estão dentro de um círculo de aproximadamente 30 km de raio, tendo-se a estação principal no centro deste círculo. Para podermos aplicar este serviço ao transporte de material radioativo, devemos ter, então, diversos serviços locais, contínuos e sobretudo compatíveis. A Figura 3.10 nos apresenta um sistema generalizado de comunicação.

Os contatos entre a tripulação do veículo e o expedidor, tendo-se a central controladora entre os dois, podem ser feitos utilizando-se um sistema de dois canais de voz ou ainda um sistema codificado de mensagens.

Sistema de Rádio

Uma das desvantagens do serviço de radiotelefone é exatamente o fato de não podermos utilizá-lo em sistemas - que envolvem grande extensão territorial, como será o caso do Brasil, a não ser que sejam satisfeitas certas condições especiais, como foi exposto acima. Neste caso, podemos uti-

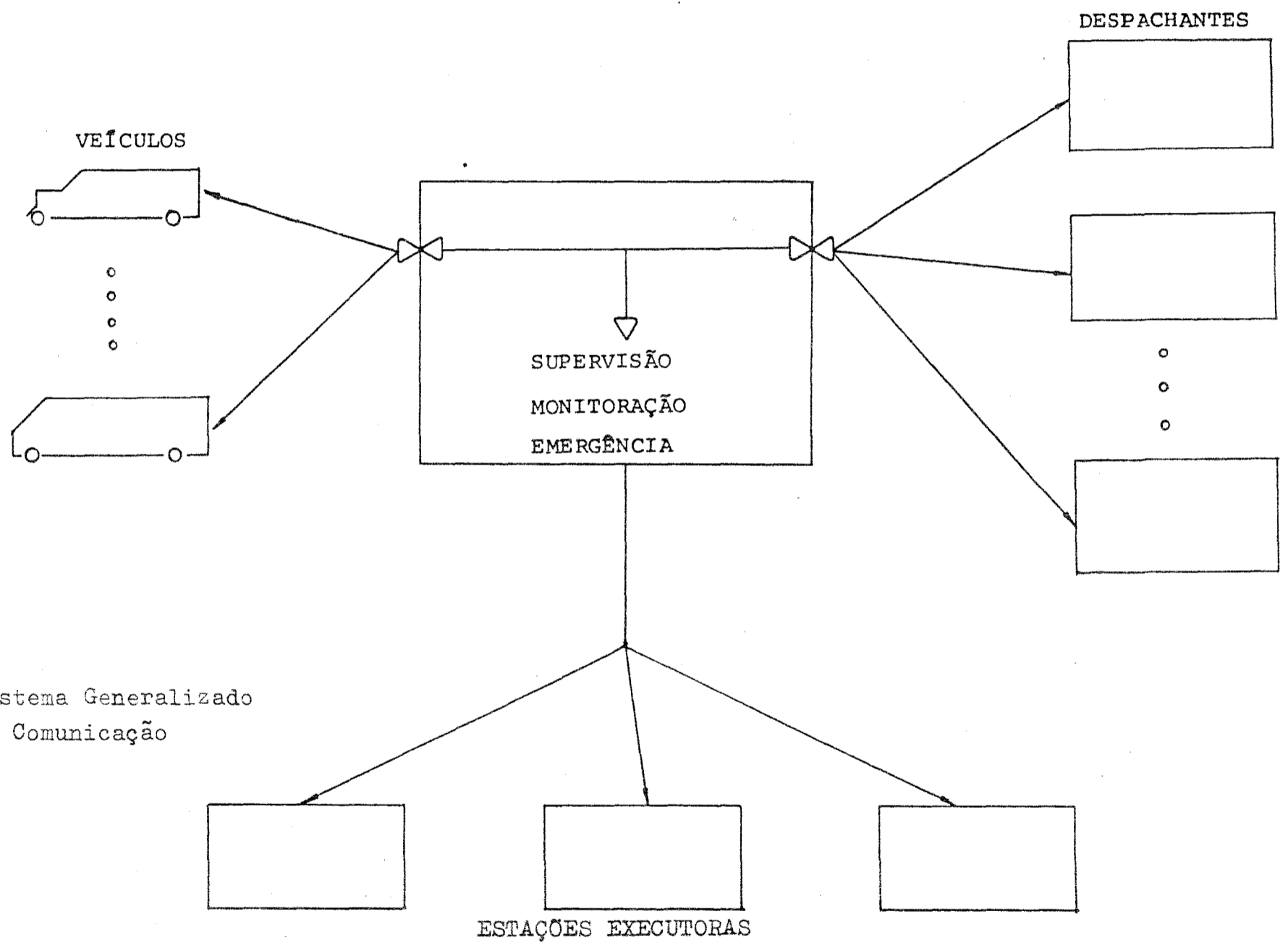


FIG.3.10- Sistema Generalizado de Comunicação

lizar um sistema de rádio que emprega frequências altas (3 - 30 MHz) ou frequências muito altas (VHF/UHF) estando acima desta faixa de frequência.

Podemos empregar o sistema de rádio com frequência entre 3 e 30 MHz para distâncias que vão além de 150km observando-se, porém que, devido a problemas relacionados com condições atmosféricas, período do dia, e a atividade solar, devem ser empregados diversos canais com frequências variando dentro daquela faixa dada. A Figura 3.11 - nos apresenta um sistema utilizando rádio com frequências altas.

O sistema que emprega o satélite com frequência muito altas, só seria empregado no caso de ter-se uma demanda de veículos muito alta abrangendo grande extensão territorial de modo a justificar os altos gastos necessários.

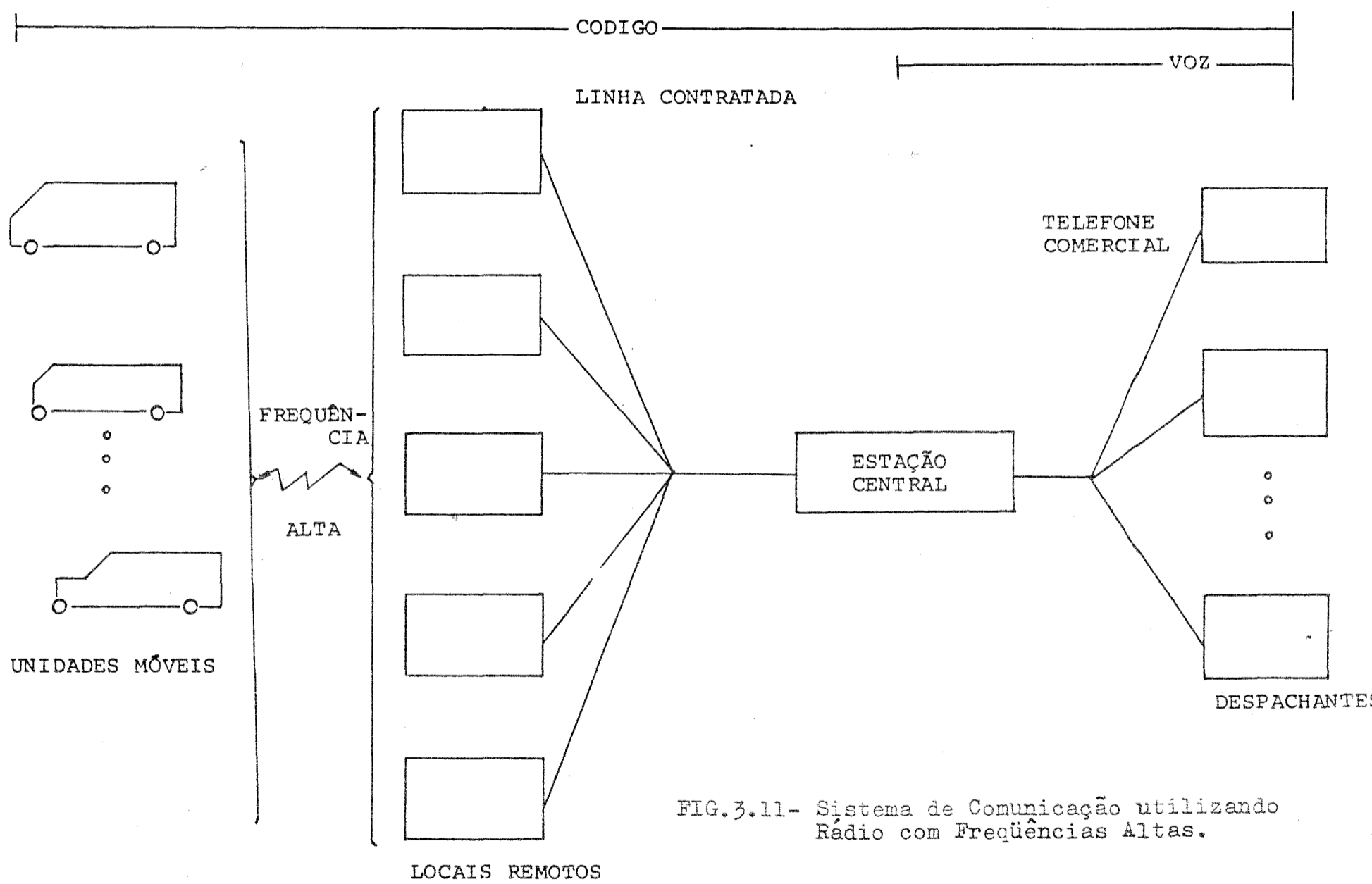


FIG.3.11- Sistema de Comunicação utilizando Rádio com Frequências Altas.

4. PREVISÃO DA DEMANDA DE TRANSPORTE

Ao iniciarmos um estudo visando obter um quadro geral do problema que engloba o transporte de materiais radioativos, devemos ter em mãos um certo número de informações como, por exemplo, o volume do rejeito gerado, os métodos de redução do volume adotados, as espécies de embalagens com as respectivas capacidades, etc.

Em um programa destinado ao controle e administração do material radioativo que inclua tanto o rejeito quanto o combustível nuclear, torna-se essencial uma definição exata de todos os parâmetros dentro do ciclo do combustível nuclear adotado para que, desta maneira, seja determinado o montante do material a ser transportado. Como consequência, podemos deduzir o dimensionamento de toda uma indústria que deve suprir as necessidades, bem como obter dados para a estruturação do problema que envolve a estocagem do rejeito radioativo gerado.

Neste Capítulo, apresentamos uma previsão da demanda de transporte para os materiais radioativos produzidos nas diversas unidades do ciclo do combustível até o ano 2010 baseado em informações disponíveis sobre o ciclo que deve ser instalado no Brasil e em dados obtidos a partir da experiência adquirida por outros países.

ses que já operam diversas unidades nucleares.

Levando-se em consideração que partimos de hipóteses que podem sofrer alterações sensíveis no futuro e que podem influir na quantidade do rejeito gerado, bem como no rejeito tratado, pois este depende fundamentalmente da tecnologia selecionada e empregada, devemos analisar os resultados obtidos sob a ótica dos parâmetros adotados, e que são fornecidos abaixo.

Embora saibamos que até o ano 2010, devemos provavelmente ter em operação outros tipos de reatores como os FBR (Fast Breeder Reactor) e HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor), vamos nos basear apenas no ciclo do combustível de reatores do tipo PWR, que serão a grande maioria mesmo na eventualidade da operação dos FBR e HTGR. Deste modo, todos os parâmetros adotados são referentes ao ciclo do PWR, que deverão ser ponderados para uma avaliação precisa das necessidades de transporte.

4.1- Hipóteses e Parâmetros Adotados

O programa Nuclear Brasileiro para a geração de energia elétrica foi idealizado, tomando-se como base o fato de termos recursos hidráulicos limitados. O combustível fóssil de petróleo é insuficiente para atender

as nossas necessidades energéticas , já que a reserva brasileira de petróleo é insuficiente quando comparada à demanda , fato este que se repete quando analisamos a nossa posição quanto as reservas de carvão, com a agravante de ser de baixa qualidade, o que nos obriga a importá-lo em larga quantidade. Por outro lado, espera-se utilizar a reserva brasileira de folhelho pirobetuminoso para fins mais nobres que para a geração de energia elétrica.

O potencial hidroelétrico brasileiro, segundo a Eletrobras, é de aproximadamente 209.000 MWe, valor este que equivale a demanda prevista para o ano no entorno de 2000, já que a geração de energia elétrica no país tem crescido com uma taxa maior que 10% por ano. Esta taxa de crescimento nos tem garantido um crescimento econômico que vai de 6 a 11% por ano.

Na curva da demanda, elaborada pela Nuclebras, que vamos tomar como base para nossos cálculos, notamos que a taxa de crescimento anual da capacidade nuclear a ser instalada supera 18% tendo como objetivo manter o nosso crescimento econômico, pela sustentação da demanda de energia elétrica total.

A partir do ano 2004, na falta de outros dados, adotamos um valor de 8% para a taxa de crescimento para a geração de eletricidade, de modo a garantir um crescimento econômico nunca inferior a 6% . (Ver Fig. 4.2).

A Figura 4.1 nos mostra a curva da Nuclebrás (segundo previsão feita em 1974) até o ano 2000, quando teríamos uma capacidade nuclear instalada de aproximadamente 73.000 MWe.

Para obter-se o número de centrais nucleares que entrarão em operação a cada ano, dividimos a curva em intervalos discretos de 1300 MWe, que correspondem à capacidade de cada usina nuclear padrão adotada no Brasil. A Tabela 4.1 mostra o resultado alcançado com o uso deste método.

As características básicas da usina nuclear, tomada como modelo para cálculos que nos fornece o volume do rejeito gerado, estão apresentadas na Tabela 4.2.

Devemos observar que, para efeito de cálculo, foi considerada a potência do primeiro reator, que deverá entrar em operação em Angra dos Reis, como sendo 626 MWe.

A Figura 4.1 tem sido refeita nos últimos anos e apresenta grandes incertezas quanto a sua realização no decorrer dos anos. Dada essas incertezas, resolvemos permanecer fiéis às originais da Nuclebrás, feitas em 1974, uma vez que, os resultados obtidos neste estudo não perderão a sua validade quando realizarmos uma translação no tempo de acordo com o atraso da entrada em operação das unidades nucleares previstas. É obvio que, nos primeiros anos, os cálculos de rejeitos tornar-se-ão imprecisos dado as bruscas variações na capacidade nuclear instalada causadas pelo porte das usinas e seu pequeno número. Contudo, de qualquer forma, as previsões do acúmulo dos rejeitos radioa -

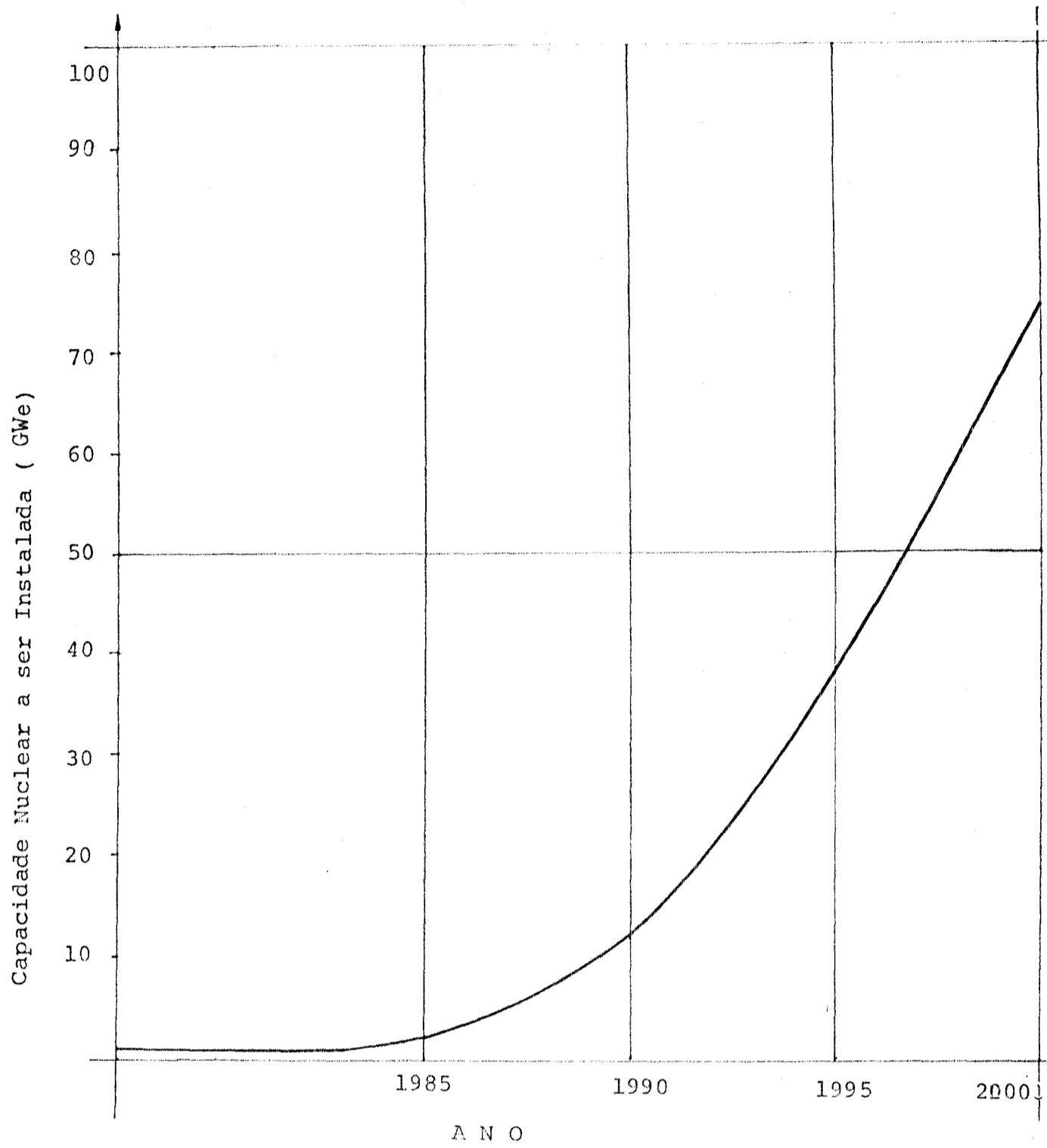


FIGURA 4.1- Previsão da Capacidade Nuclear a ser Instalada no Brasil até o ano 2.000 (Fonte: NUCLEBRÁS).

TABELA 4.1- Relação entre o Número de Reatores e a Capacidade Nuclear a ser Instalada.

Ano	Número de Centrais	Número total de Centrais	Potência/ano (MWe)	Potencia Total - (MWe)
1981	1	1	626	626
1982	-	1	-	626
1983	-	1	-	626
1984	-	1	-	626
1985	-	1	-	626
1986	-	1	-	626
1987	1	2	1300	1926
1988	-	2	-	1926
1989	1	3	1300	3226
1990	1	4	1300	4526
1991	1	5	1300	5826
1992	1	6	1300	7126
1993	2	8	2600	9726
1994	2	10	2600	12326
1995	4	14	5200	17526
1996	5	19	6500	24026
1997	5	24	6500	30526
1998	5	29	6500	37026
1999	5	34	6500	43526
2000	5	39	6500	50026
2001	5	44	6500	56526
2002	6	50	7800	64326
2003	6	56	7800	72126
2004	4	61	6500	78626
2005	5	66	6500	85126
2006	5	71	6500	91626
2007	5	76	6500	98126
2008	6	82	7800	105926
2009	6	88	7800	113726
2010	7	95	9100	122826

tivos somente serão válidas após um determinado período inicial quando então, a capacidade unitária das usinas for relativamente pequena quando comparada à capacidade total instalada ($\leq 5\%$).

As previsões correntes, obtidas de informações esporádicas que aparecem na imprensa é que a primeira usina nuclear brasileira deverá entrar em operação comercial em 1981 e as unidades de 1.300 MWe começarão a ser inseridas na rede elétrica no entorno do ano de 1987. Portanto, as previsões de cálculo dos rejeitos em verdade, deverão ser trasladados em 4 anos, supondo-se no entanto, a manutenção do ritmo de aumento da capacidade nuclear segundo a Figura 4.1, em período pós- 1987.

A Figura 4.2 nos mostra a curva da previsão da capacidade nuclear a ser instalada no Brasil até o ano 2010, segundo as hipóteses e parâmetros adotados.

Os valores da Tabela 4.3 abaixo são referentes a uma média na vida útil de um reator nuclear, sendo calculado a partir de um reator modelo de 1000 MWe /102 / e o número de elementos combustíveis para uma recarga baseado nos reatores Angra I e II.

Quanto ao rejeito nas diversas unidades do ciclo do combustível, tomamos como base os valores publicados na literatura especializada / 69 /, / 28 / e que são apresentadas na Tabela 4.4.

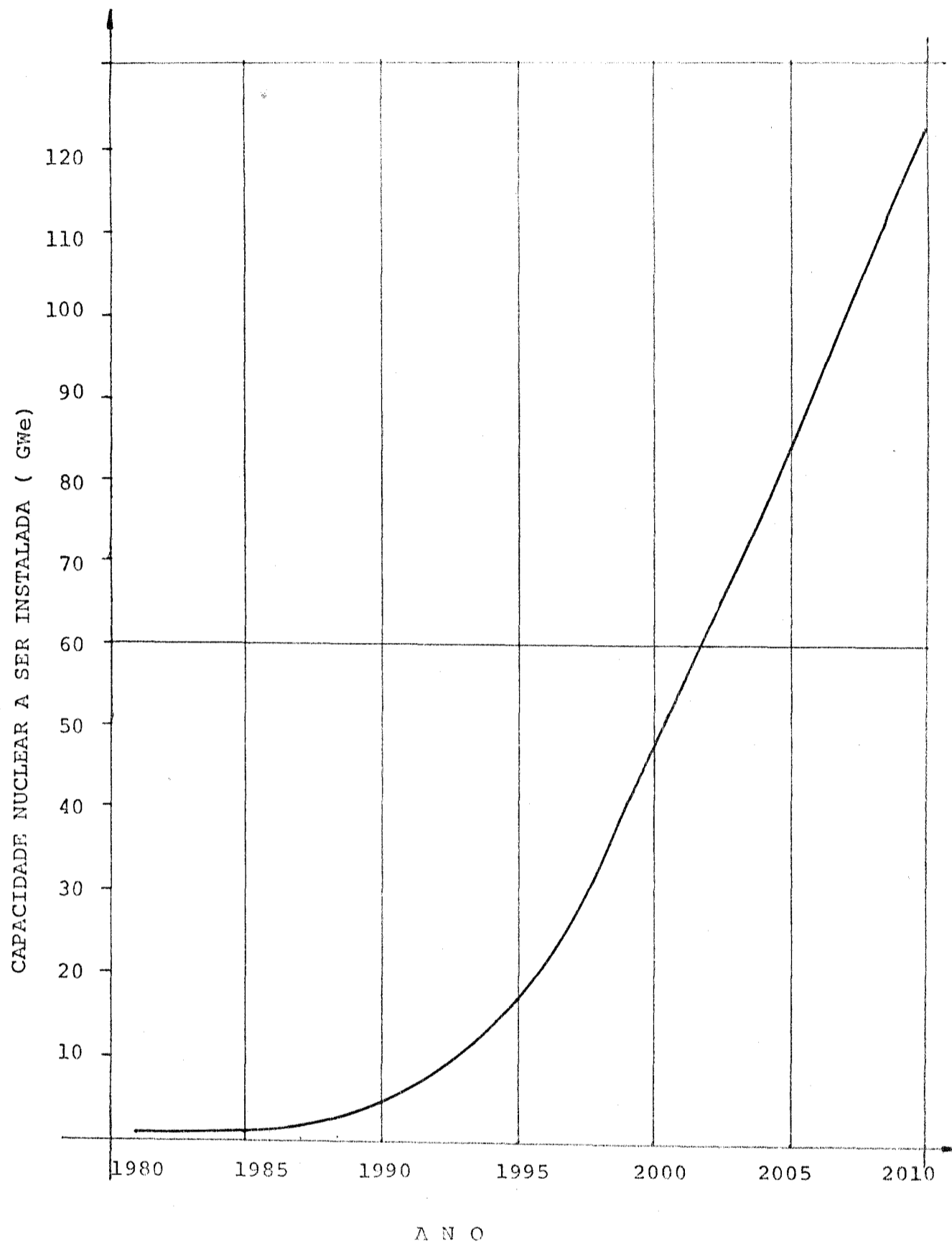


FIGURA 4.2 - Previsão da Capacidade Nuclear a ser Instalada no Brasil até o Ano 2010 , segundo as Hipóteses e Parâmetros adotados.

TABELA 4.2- Características da Usina Nuclear

Tipo do Reator.....	PWR-"Pressurized Water Reactor"
Potência.....	1.300 MWe
Queima de Combustível.....	33.000 MWD/T
Enriquecimento.....	5%
Fator de Carga.....	80%

TABELA 4.3- Requisitos do Ciclo do Combustível

	<u>626 MWe</u>	<u>1300 MWe</u>
Concentrado de Urânio (ton/a)	113,9	236,6
UF ₆ natural (ton./a)	169	351
UF ₆ enriquecido (ton/a)	32,5	67,6
Número de elementos combustíveis para uma recarga	40	64

Antes de entrarmos em maiores detalhes no que se refere ao cálculo do volume do material radioativo e do número de veículos necessários para o seu transporte, devemos fazer algumas observações a respeito dos parâmetros adotados, de modo a ter-se uma base firme para uma análise posterior.

Como sabemos, o Programa Nuclear Brasileiro prevê a construção não só de centrais nucleares, mas também de todas as unidades que formam a indústria de base que deve garantir o perfeito funcionamento do complexo. Assim deveremos ter unidades de conversão do concentrado de urânio (U_3O_8) em hexafluoreto de urânio (UF_6); de enriquecimento isotópico; de fabricação do elemento combustível, e de reprocessamento.

Devido ao ponto em que se encontra o desenvolvimento deste Programa Nuclear no que diz respeito a instalação destas unidades no Brasil, ainda não temos todas as características técnicas que, somado ao fato da indefinição quanto aos métodos e sistemas de tratamento do rejeito radioativo, naturalmente nos levarão à imprecisões na quantidade de resíduos a ser gerada e, conseqüentemente, no dimensionamento do transporte.

Já que diversos fatores podem alterar o cronograma da entrada em operação das diversas unidades do ciclo do combustível, vamos admitir certas datas como ponto de partida, para efeito de cálculo e coerência com determinados trabalhos que estão sendo desenvolvidos neste Instituto, na mesma área. /87 /

TABELA 4.4- Constantes para o Rejeito Gerado nas Unidades do Ciclo do Combustível

Unidade	Tipo do Rejeito	Volume Anual (m ³)	
		626MWe	1300 MWe
Conversão em UF ₆			
Processo I ("seco")	Baixa atividade	57,6	119,6
Processo II ("úmido")	Baixa atividade	25,7	53,3
Enriquecimento Isotópico			
	Baixa atividade	0,15	0,31
Fabricação do elemento combustível			
	Baixa atividade	18,1	37,7
Usina nuclear			
	Baixa atividade	274	570,7
	** combustível irradiado	40 conj.	64 conj.
Reprocessamento			
	Contaminado com elemento transurânicos	18,2	37,7
	Baixa atividade	4,4	9,1
	* plutônio	169 kg	351 kg
	Alta atividade	5	10,4

* com uma queima de 35.000 MWD/T

** Baseado no número de elementos combustíveis dos reatores Angra I e II.

Escolhemos, então, 1989 como o ano do início das operações de diversas unidades, como das instalações de conversão do concentrado de urânio (U_3O_8) em Hexafluoreto de urânio (UF_6), das unidades de enriquecimento isotópico e fabricação dos elementos combustíveis. Quaisquer ajustes posteriores, na data de início de operação deve ser concomitante com o desenvolvimento da capacidade nuclear instalada.

A escolha desta data implica no reconhecimento da necessidade de importação das primeiras recargas para Angra I e II que deverão entrar em operação antes desta data, segundo previsões da Nuclebrás.

Em recente trabalho publicado (set., 1978) /100/, vemos que a unidade piloto de Enriquecimento Isotópico já se encontra projetada para uma capacidade de 200 t de unidades de trabalho separativo, devendo ter sua construção iniciada em breve.

Quanto a unidade de reprocessamento, a data escolhida é 1995, por tratar-se de uma unidade que envolve maiores problemas tecnológicos e ambientais.

Com a finalidade de deixar bem claro o método que nos levou a obtenção dos resultados aqui calculados, abordaremos novamente certas considerações no tocante a cada unidade do ciclo do combustível.

Mineração e Beneficiamento Químico do Minério - Atualmente, não é empregado nenhum tipo de tratamento especial para os resíduos produzidos nestas duas unidades, devido a baixa atividade, sendo normalmente deixados no próprio local de produção.

Quanto ao modo de transporte, pode-se afirmar que o problema é de fácil resolução, já que a distância entre o ponto de mineração e o de beneficiamento químico do minério deve ser pequena, devido ao grande volume que estará em movimento. A movimentação deste volume poderá ser feita, mediante o uso de caminhões de grande capacidade ou então de vagões ferroviários.

As preocupações a serem tomadas são mínimas, supondo-se que a operação deva ser levada a cabo em local de baixa densidade populacional e sabendo-se que, em se tratando do minério natural, a sua atividade é baixa.

O concentrado de urânio (U_3O_8) tipicamente, deverá ser transportado em tambores de aço com capacidade para 0,38 toneladas cada um. Nos nossos cálculos, vamos usar como constante um valor total igual a 15,2 toneladas que representa a capacidade líquida aproximada de um veículo de capacidade total líquida de 40 toneladas.

Conversão em UF_6 - Esta unidade do ciclo do combustível pode empregar dois processos, internacionalmente conhecidos como Método de Extração por Solvente Úmido (Wet Solvent Extraction Method) e Processo Hidrofluor a Seco ("Dry Hydrofluor Process"). Os volumes devidos a estes dois processos são cal

culados separadamente em razão da diferença apresentada entre ambos, porém empregando o mesmo tipo de embalagem para o seu transporte, com capacidade líquida igual a 12,7 toneladas por unidade de transporte. Este valor será usado como constante, devido ao fato de ser transportado apenas um destes cilindros de cada vez em um veículo rodoviário. O rejeito proveniente desta instalação é de baixa atividade, sendo transportado em tambores de aço com capacidade de transporte de $0,209 \text{ m}^3$, admitindo-se que um veículo carregue 64 destes tambores de cada vez, empregamos este valor como constante, e no caso de ser utilizado um vagão ferroviário, adotamos como capacidade de transporte um valor igual a 140 tambores que passa a ser constante neste caso.

Enriquecimento Isotópico - Os dados referentes ao rejeito produzido em unidades de enriquecimento pelo processo de jato-centrifugação foram tomadas como sendo iguais àquelas obtidos em um outro processo que é o do enriquecimento empregado a difusão gasosa. Esta solução se deve ao fato de não termos nenhuma unidade de enriquecimento que empregue a jato-centrifugação em operação comercial no mundo e portanto, de inexistir qualquer dado real de geração de rejeitos radioativos neste processo. A similaridade entre jato-centrífugo e difusão gasosa não provém tanto do arranjo entre cascatas para os dois casos, mas sim da sua maior similaridade que outro processo comercial disponível que é a ultra centrifugação. Este processo possui características bastante distintas entre as quais pode ser citado o grande

número de compressores e válvulas pequenas o que resulta em um volume de rejeito 56 vezes maior quando comparado ao processo de difusão gasosa / 69/.

Quanto ao produto final desta unidade, que é o hexafluoreto de urânio enriquecido, sabemos que é normalmente transportado em embalagens do tipo A, possuindo a forma cilíndrica e com capacidade para 2,2 toneladas. Cada veículo rodoviário transporta cinco destes cilindros de cada vez, por fazendo 11 toneladas, valor este que passa a ser constante para os nossos cálculos.

O rejeito produzido, como em todos os casos onde temos rejeito de baixa atividade, obedece ao mesmo sistema de transporte empregado nas outras unidades do ciclo do combustível.

Fabricação do Elemento Combustível - O rejeito produzido nesta unidade é embalado e transportado da mesma maneira, como descrito acima, quando temos rejeito de baixa atividade.

Os elementos combustíveis fabricados, são acondicionados, dois a dois, sendo que um veículo rodoviário transporta 6 destas embalagens de cada vez, totalizando 12 conjuntos de elementos combustíveis.

Central Nuclear - A exceção dos elementos de combustível irradiado, o rejeito produzido nesta unidade, em decorrência

da classificação adotada, foi considerado como sendo todo de baixa atividade, obedecendo assim aquele processo de acondicionamento e transporte devido a esta categoria de rejeito.

Como podemos observar, no Apêndice B deste trabalho, vários países consideram que boa parte do rejeito produzido em uma central nuclear deveria estar classificado como pertencente a uma categoria que se situaria entre a de baixa e alta atividade, recebendo assim um tratamento especial.

O elemento combustível irradiado, poderá ser transportado em cascos especialmente construídos para esta finalidade, que tem uma capacidade variável, de acordo com o fabricante. Em nosso caso adotamos um casco com capacidade para 7 elementos combustíveis. Maiores detalhes foram descritos no Capítulo 3 deste trabalho, onde foi apresentada uma lista contendo diversos cascos que estão disponíveis.

Reprocessamento - Nesta unidade nós temos como rejeito gerado, o de baixa atividade, o de alta atividade e o contaminado com elementos transurânicos. Incluímos também como produto de um estágio de purificação desta unidade, o plutônio que deve merecer atenção especial, pelo papel que representará em futuros programas que incluam reatores alimentados com este tipo de combustível.

O rejeito de baixa atividade, como nas outras unidades, será acondicionado e transportado como nos casos anteriores citados acima.

O volume de rejeito de alta atividade preparado para o acondicionamento, foi suposto ser submetido a um processo de solidificação empregando a vitrificação, segundo dados americanos. Este volume solidificado é então acondicionado em recipientes cilíndricos com um volume interno igual a $0,2\text{m}^3$. Como podemos observar em várias figuras apresentadas no Capítulo 3, estes cilindros são colocados no interior de cascos, que não diferem muito daqueles empregados para o transporte dos elementos combustíveis irradiados. O número destes cilindros transportados em cada casco, pode variar, dependendo do diâmetro e comprimento dos mesmos e que, para efeito de cálculo, foi fixado em 12.

Um dos pontos críticos para o transporte de rejeitos radioativos é aquele que envolve o rejeito contaminado com elementos transurânicos. Este fato pode ser observado quando, pesquisando a literatura especializada, notamos que pouco se sabe a respeito das características daquele material resultante do desencamisamento dos elementos combustíveis ("Cladding Hulls"). Como consequência deste fato não desenvolveu-se qualquer tipo de acondicionamento apropriado para esta espécie de rejeito, limitando-se a adaptar embalagens do tipo B.

Como foi citado no Capítulo 3, dividimos o rejeito contaminado com elementos transurânicos em dois grupos, um que inclui todas as ferragens do material do desencamisamento e o outro que inclui os filtros e materiais que não exigem cuidados especiais.

O primeiro grupo, onde encontram-se as ferragens, deve passar por um período de resfriamento e ser incorporado em um material matriz, enquanto que o segundo, devido as suas características de baixa atividade, deve ser submetido a um processo de redução de volume. Considerando-se o cronograma para reprocessamento no Programa Nuclear Brasileiro, bem como a dificuldade que envolve o projeto na escolha de um tipo de acondicionamento especial para as ferragens e de quantificar os dois grupos em separado para efeito de dimensionamento de transporte, consideramos somente o volume total envolvido contendo os dois grupos referidos, após ser submetido a um processo de redução.

O casco tipicamente utilizado para o transporte deste rejeito, é resultado de um projeto levado a cabo pela "Allied General Nuclear Services" que teve como objetivo o desenvolvimento de um casco para o transporte das ferragens, possuindo um volume interno aproximado de $1,62\text{m}^3$. Deve-se notar que, no caso de considerarmos os dois grupos separadamente, poderíamos empregar recipientes com um volume interno muito maior para o transporte do rejeito do grupo dois, e assim diminuir sensivelmente o número de veículos necessários.

O embalado escolhido para o transporte do plutônio pode ser aquele que está sendo também desenvolvido pela "Allied General Nuclear Services", que pode transportar até 32 kg de PuO_2 , obedecendo a composição isotópica pré-determinada. Maiores detalhes sobre este embalado foram mostrados em figuras do Capítulo 3.

4.2- Obtenção dos Resultados

O cálculo do volume do rejeito radioativo gerado e do dimensionamento do transporte é uma tarefa fácil, que não requer o uso de nenhum sistema de computação complexo. Realmente, a base de todo o estudo que tem por objetivo a administração do rejeito radioativo é a perfeita caracterização de todas as unidades componentes do ciclo do combustível nuclear, dos sistemas empregados e também da obediência a um cronograma pré-estabelecido.

Em decorrência do atual estágio na implantação das unidades nucleares no Brasil, poucos dados estão disponíveis, o que nos força a adotar o cálculo utilizando meios indiretos. Assim, tendo em mãos a capacidade nuclear a ser instalada, os dados obtidos na literatura especializada, e fazendo-se uso de um pequeno programa em linguagem BASIC, pudemos chegar aos resultados desejados.

O primeiro passo tomado, foi o de separar o ciclo do combustível nuclear em duas partes, ou seja, todas as unidades nucleares que servem de apoio na fabricação dos elementos combustíveis (mineração, beneficiamento químico do minério, conversão do concentrado de urânio em hexafluoreto de urânio, enriquecimento isotópico e fabricação dos elementos combustíveis) de um lado, e do outro, ficariam o reator e a unidade de reprocessamento.

Para o primeiro grupo, tanto para o material combustível, quanto para o rejeito radioativo gerado, empregam-se as seguintes fórmulas:

$$Z = \left[X + \left(\frac{Y - 1}{3} \right) \right]$$

$$G = 3CZ + T$$

$$W = G \div U$$

$$V = W \div P$$

onde:

- X: é o número de reatores que vão entrar em operação em um determinado ano e que necessitam de cargas completas de combustível;
- Y: é o número de reatores que já se encontram em operação e necessitam de 1/3 de carga total, como regarga;
- Z: número de reatores equivalentes para o suprimento de material ou rejeito produzido;
- C: constante referente ao suprimento de material ou rejeito produzido, tendo-se como base uma central de 1300 MWe (As Tabelas 4.3 e 4.4 dão os valores referentes a cada regarga);
- T: constante referente ao suprimento de material ou rejeito produzido, tendo-se como base uma central de 626 MWe;
- G: volume total de material combustível, ou rejeito radioativo;

U: constante que representa o volume do recipiente onde será transportado o material combustível ou o rejeito;

W: número total de recipientes exigidos;

P: constante que representa a capacidade do veículo rodoviário ou ferroviário;

V: número de veículos exigidos.

Para o segundo grupo, há uma simplificação, pois já não nos interessa se temos um reator novo requisitando uma carga completa ou um reator requisitando uma recarga, pois tratamos unicamente do rejeito produzido. Assim temos:

$$Z = S - 1$$

$$G = T + CZ$$

$$W = G \div U$$

$$V = W \div P$$

onde:

S: é o número de reatores do ano em questão.

Os valores para X, Y e S são dados pela Tabela 4.1, ao passo que os valores para T e C são encontrados nas Tabelas 4.3 e 4.4.

Como, infelizmente, a grande maioria dos dados encontrados na literatura são referentes a reatores modelo de 1000 MWe, adotamos valores 30% maiores para o primeiro caso por tratar-se de reatores de 1300 MWe, e 37% menores para o segundo caso (de 626 MWe), sendo que a proporcionalidade deixa de ser válida quando tratamos do número de elementos combustíveis que é tomado de modo compatível com os empregados em Angra I e II.

4.3- Resultados Obtidos

Nesta seção apresentamos quatorze gráficos, como resultado dos cálculos efetuados onde, considerando-se todas as hipóteses expostas na Seção 4.1, chegou-se ao número de veículos necessários para o transporte do material combustível e do rejeito gerado até o ano 2010.

O Apêndice A nos apresenta as tabelas correspondentes às curvas traçadas nos gráficos aqui expostos.

Vamos aqui relacionar as figuras com as respectivas tabelas de modo a simplificar qualquer consulta:

Figura 4.3- } Número de veículos necessários para o transporte
de concentrado de urânio.
Tabela A.1 }

Figura 4.4- } Número de veículos necessários para o transporte
do hexafluoreto de urânio natural
Tabela A.2 }

- Figura 4.5- T Número de veículos necessários para o transporte
do hexafluoreto de urânio enriquecido
Tabela A.3 ↓
- Figura 4.6- T Número de veículos necessários para o transporte
dos conjuntos de elementos combustíveis fabrica-
dos.
Tabela A.4 ↓
- Figura 4.7- T Número de veículos necessários para o transporte
do rejeito gerado na unidade de conversão do con-
centrado de urânio em hexafluoreto de urânio, pe-
lo processo a seco.
Tabela A.5 ↓
- Figura 4.8- T Número de veículos necessários para o transporte
do rejeito gerado na unidade de conversão do con-
centrado de urânio em hexafluoreto de urânio , -
pelo processo úmido.
Tabela A.6 ↓
- Figura 4.9- T Número de veículos necessários para o transporte
do rejeito gerado na unidade de enriquecimento -
isotópico.
Tabela A.7 ↓
- Figura 4.10 T Número de veículos necessários para o transporte
do rejeito gerado na unidade de fabricação dos
elementos combustíveis.
Tabela A.8 ↓
- Figura 4.11 T Número de cascos necessários para o transporte -
dos conjuntos de elementos combustíveis irradiar-
dos.
Tabela A.9 ↓
- Figura 4.12 T Número de veículos rodoviários , ou ferroviários,
necessários para o transporte de rejeito gerado
na central nuclear.
Tabela A.10 ↓

- Figura 4.13 } Número de veículos necessários para o transporte
Tabela A.11 } do rejeito de baixa atividade gerado na unidade
de reprocessamento.
- Figura 4.14 } Número de cascos necessários para o transporte do
Tabela A.12 } rejeito de alta atividade gerado na unidade de
reprocessamento.
- Figura 4.15 } Número de cascos necessários para o transporte do
Tabela A.13 } rejeito contaminado com elementos transurânicos -
gerado na unidade de reprocessamento.
- Figura 4.16 } Número de recipientes necessários para o transpor-
Tabela A.14 } te de Plutônio.

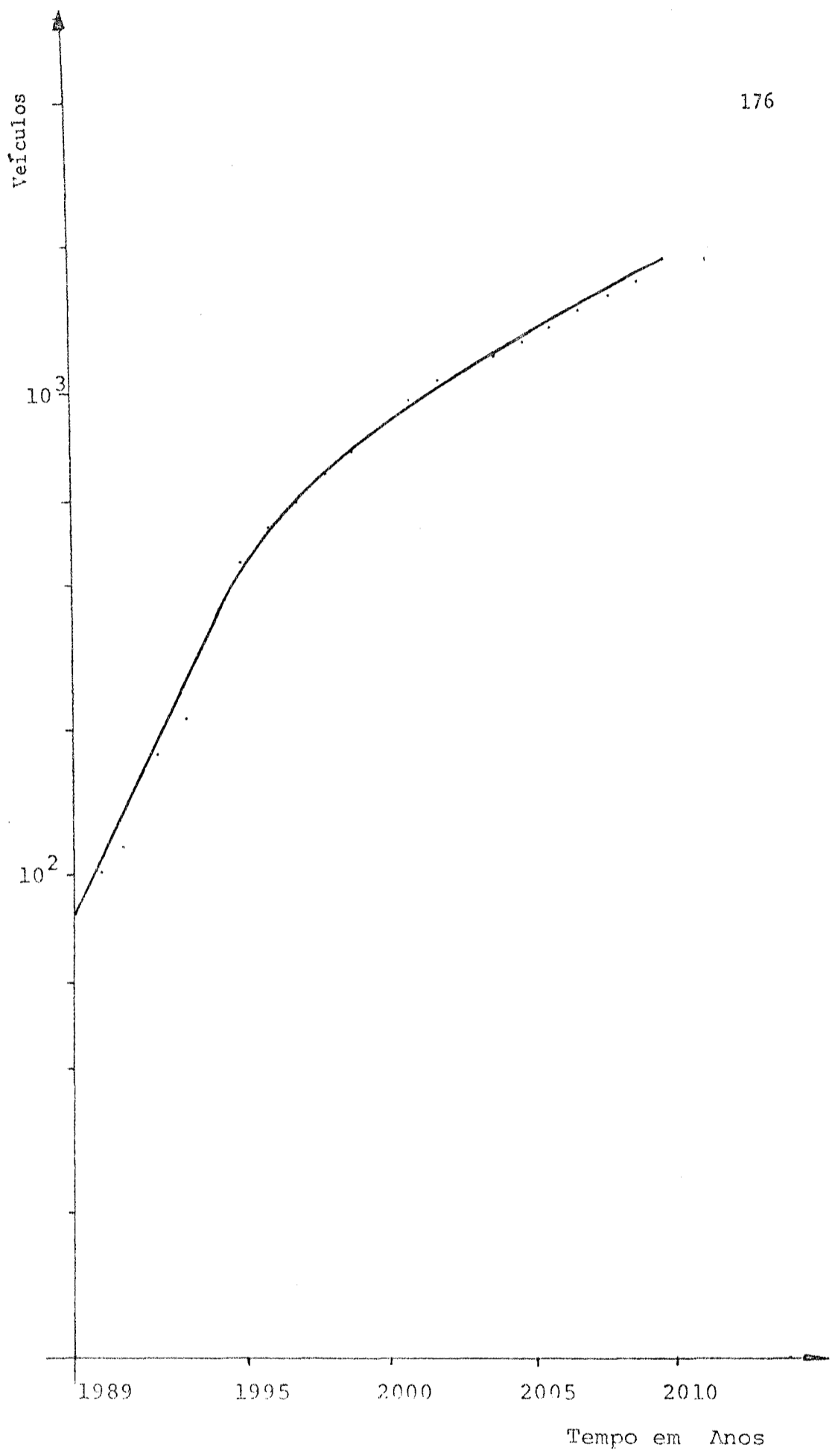


FIGURA 4.3- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Concentrado de Urânio.

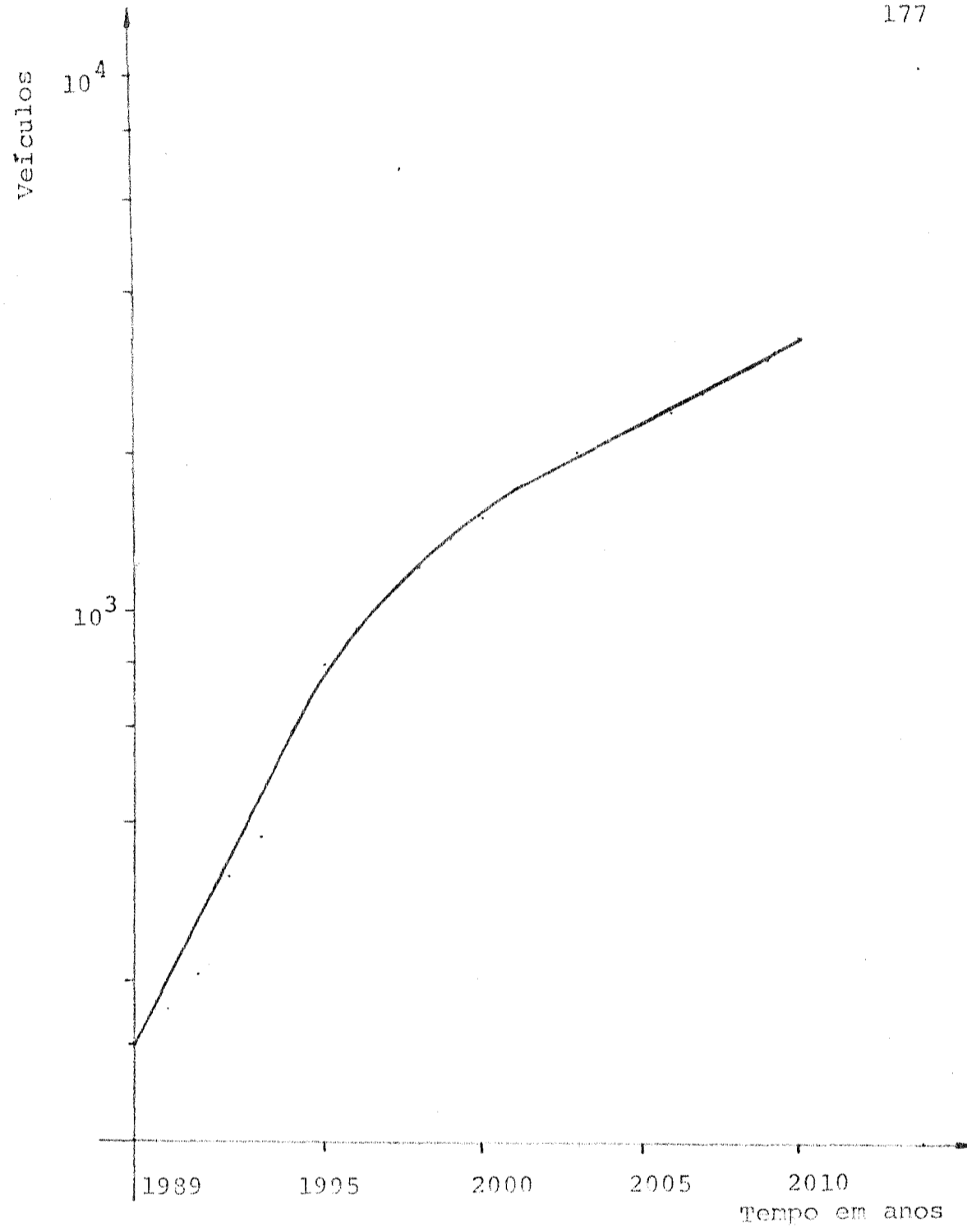


FIGURA 4.4- Número de Veículos Necessários para o Transporte do UF_6 Natural .

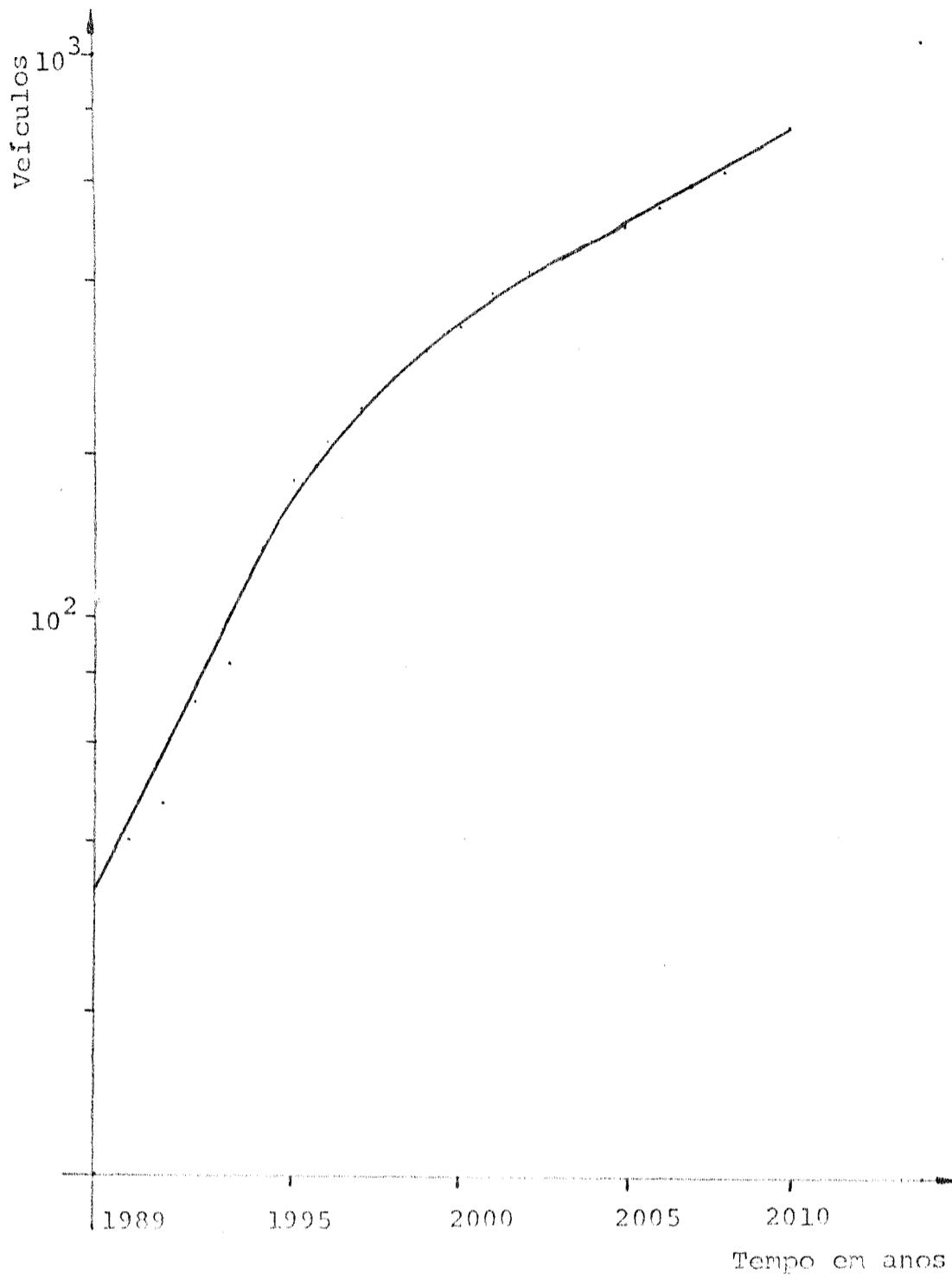


FIGURA 4.5- Número de Veículos Necessários para o Transporte do UF₆ Enriquecido.

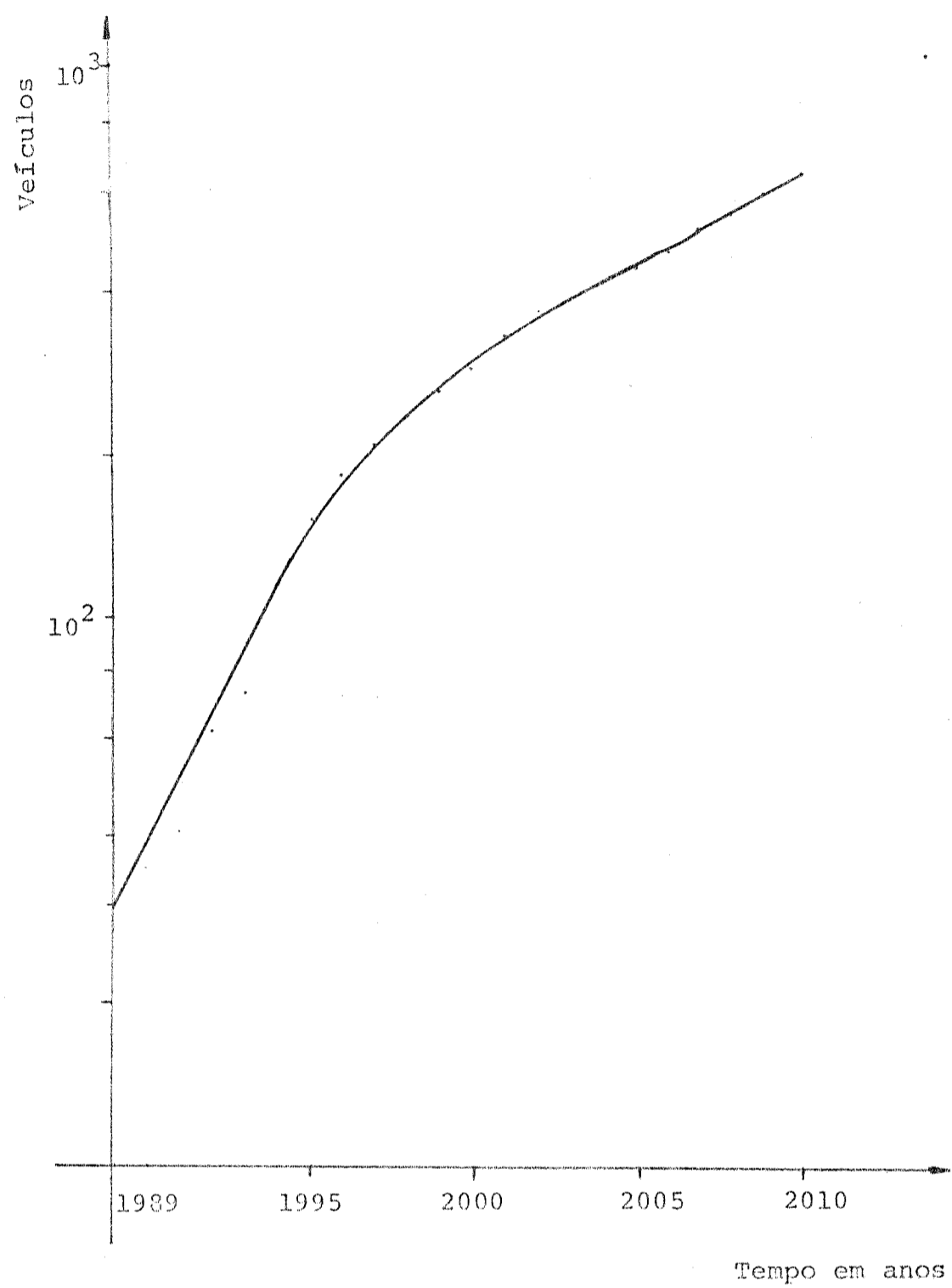


FIGURA 4.6- Número de Veículos Necessários para o Transporte dos Conjuntos dos Elementos Combustíveis Fabricados.

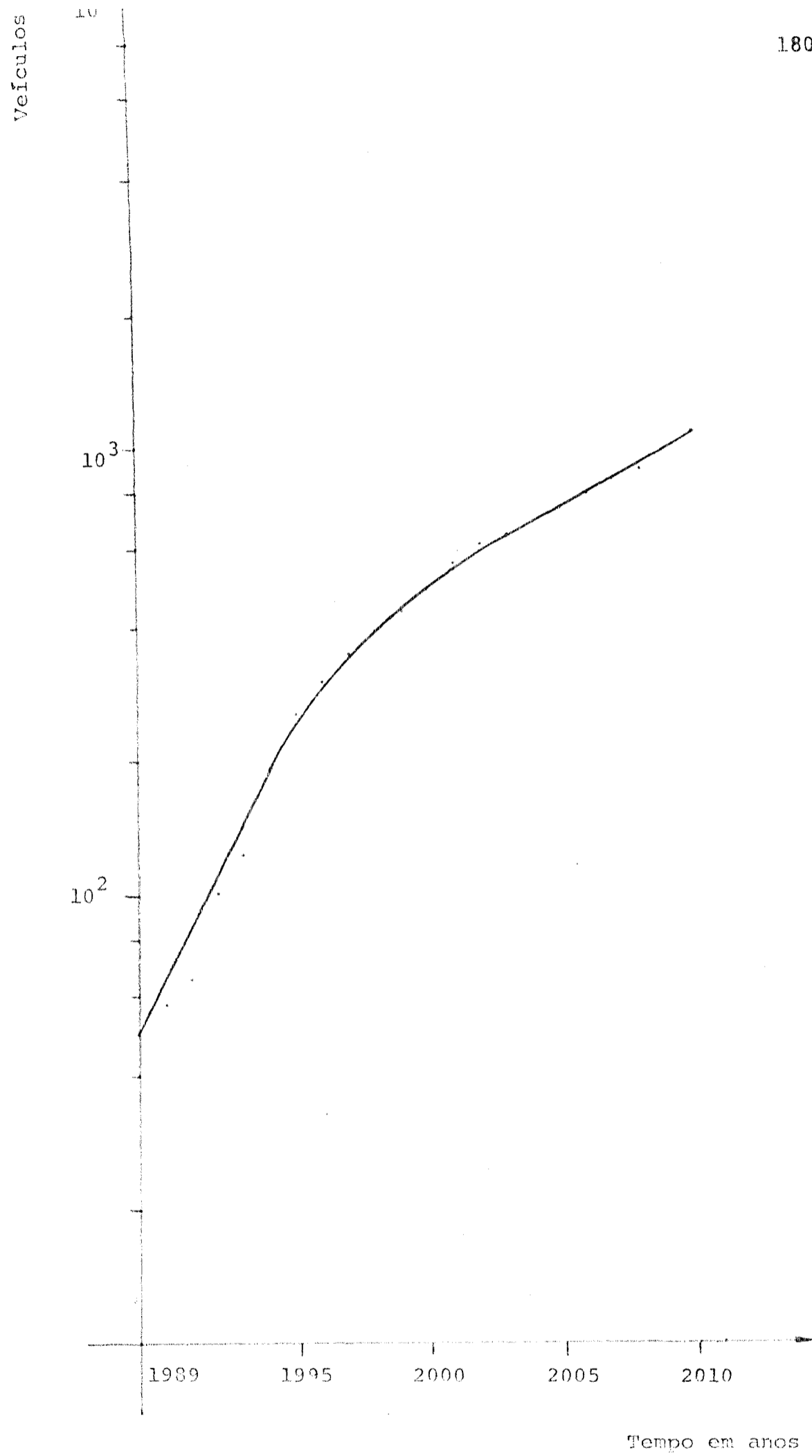


FIGURA 4.7- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Conversão em UF_6 pelo Processo

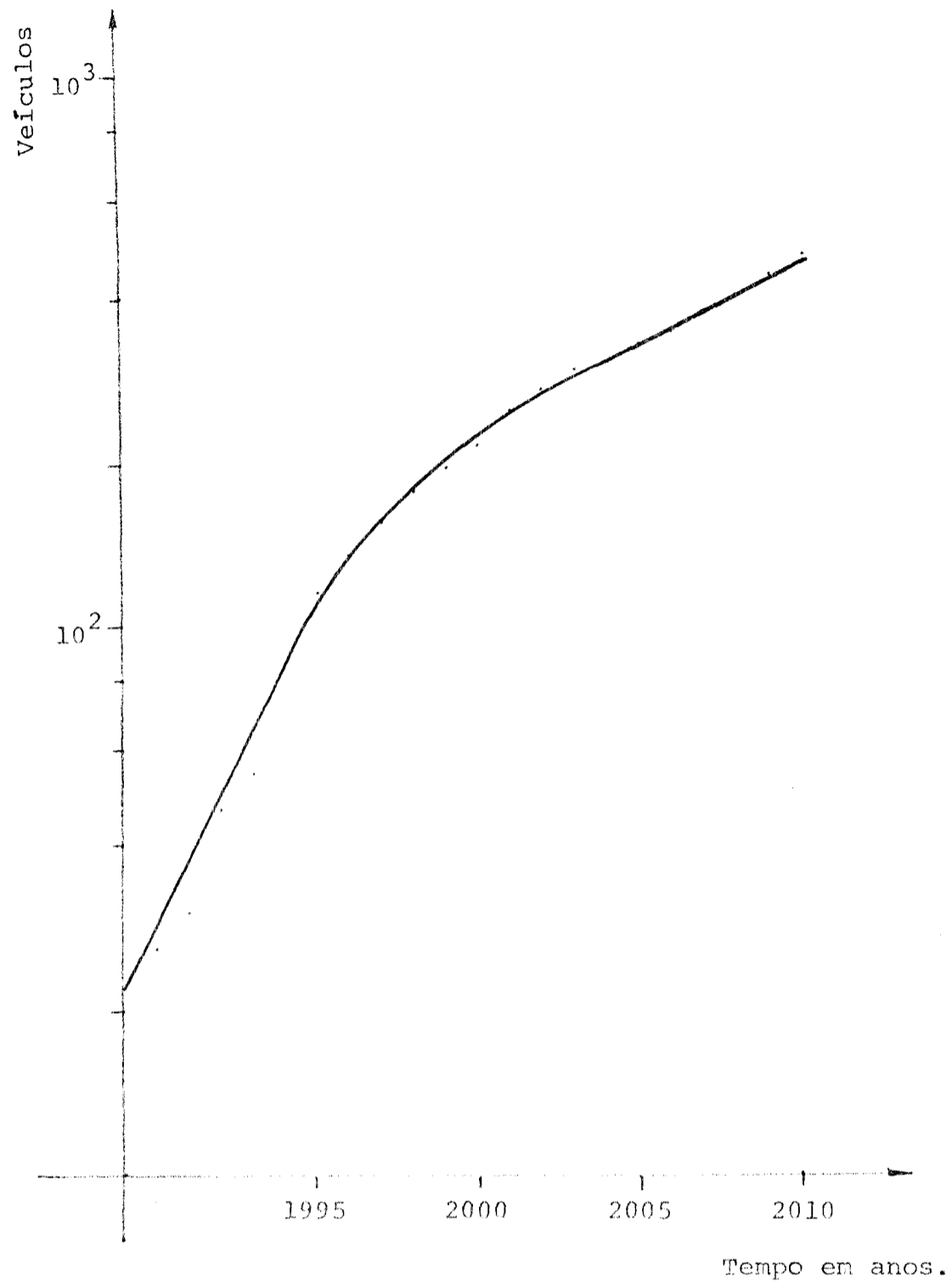


FIGURA 4.3- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito gerado na Unidade de Conversão em UF_6 pelo Processo Úmido.

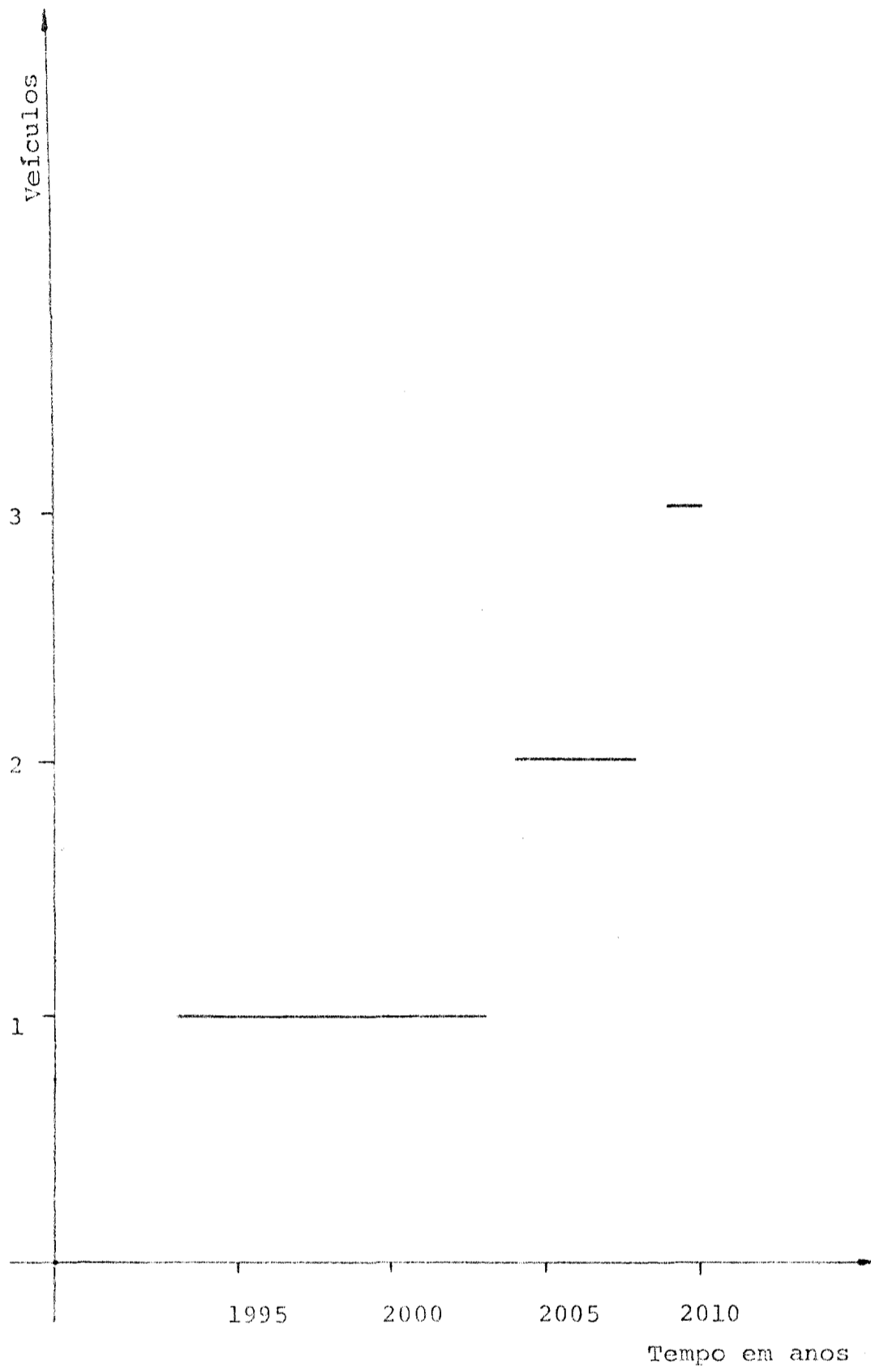


FIGURA 4.9- Número de Veículos Necessário para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Enriquecimento Isotópico.

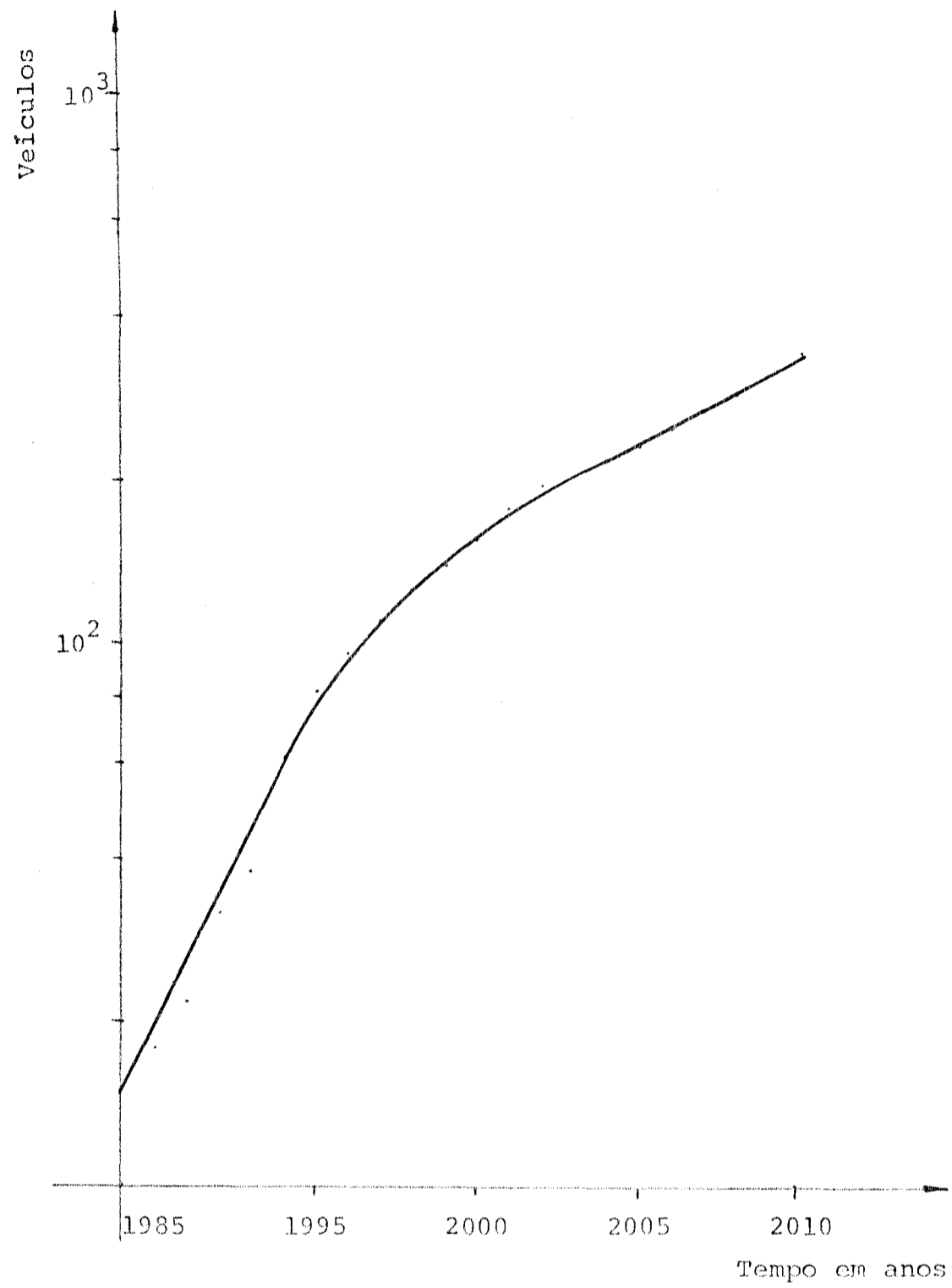


FIGURA 4.10- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Cerado na Unidade de Fabricação dos Elementos Combustíveis.

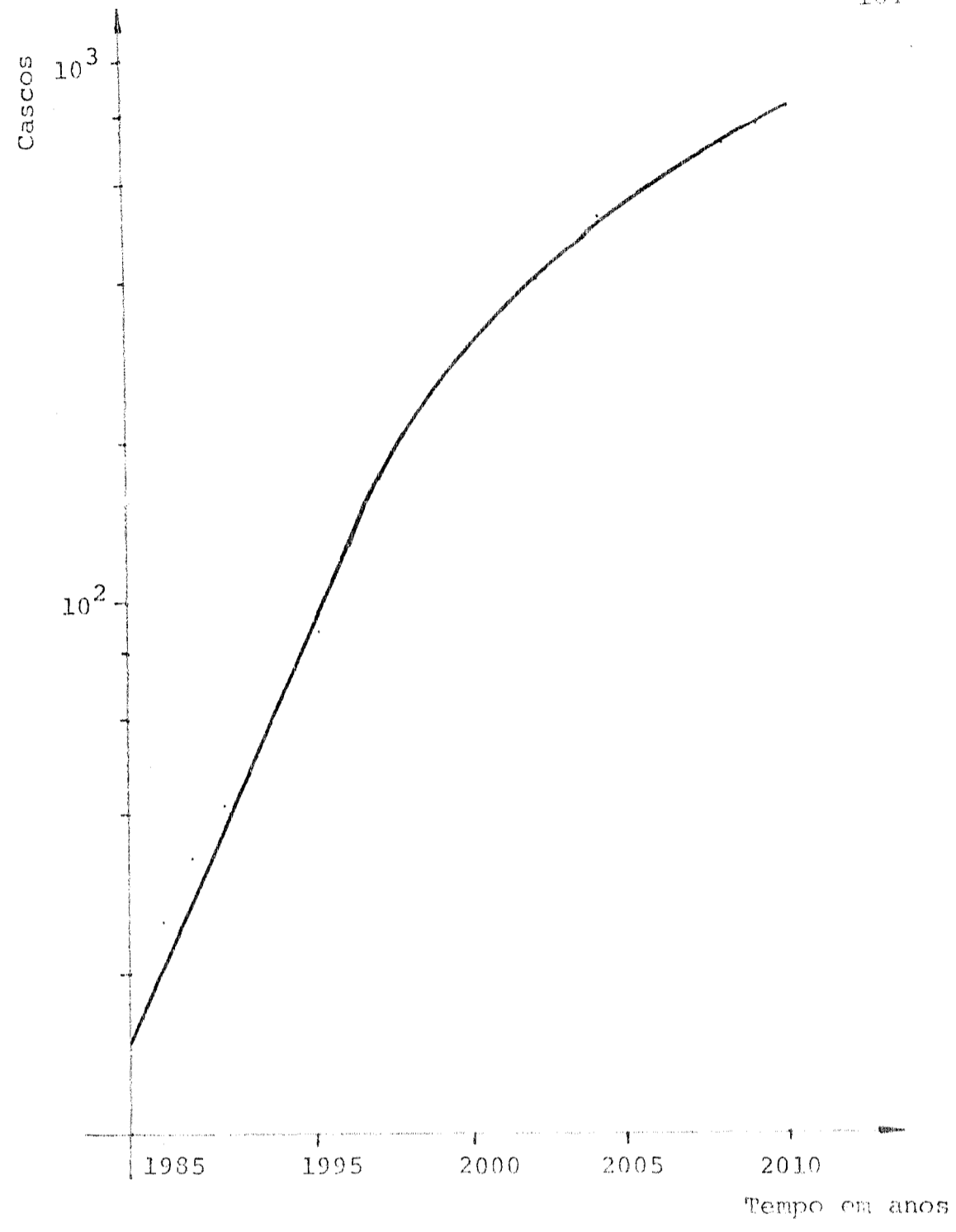


FIGURA 4.11- Número de Cascos Necessários para o Transporte dos Conjuntos de Elementos Combustíveis Irrradiados.

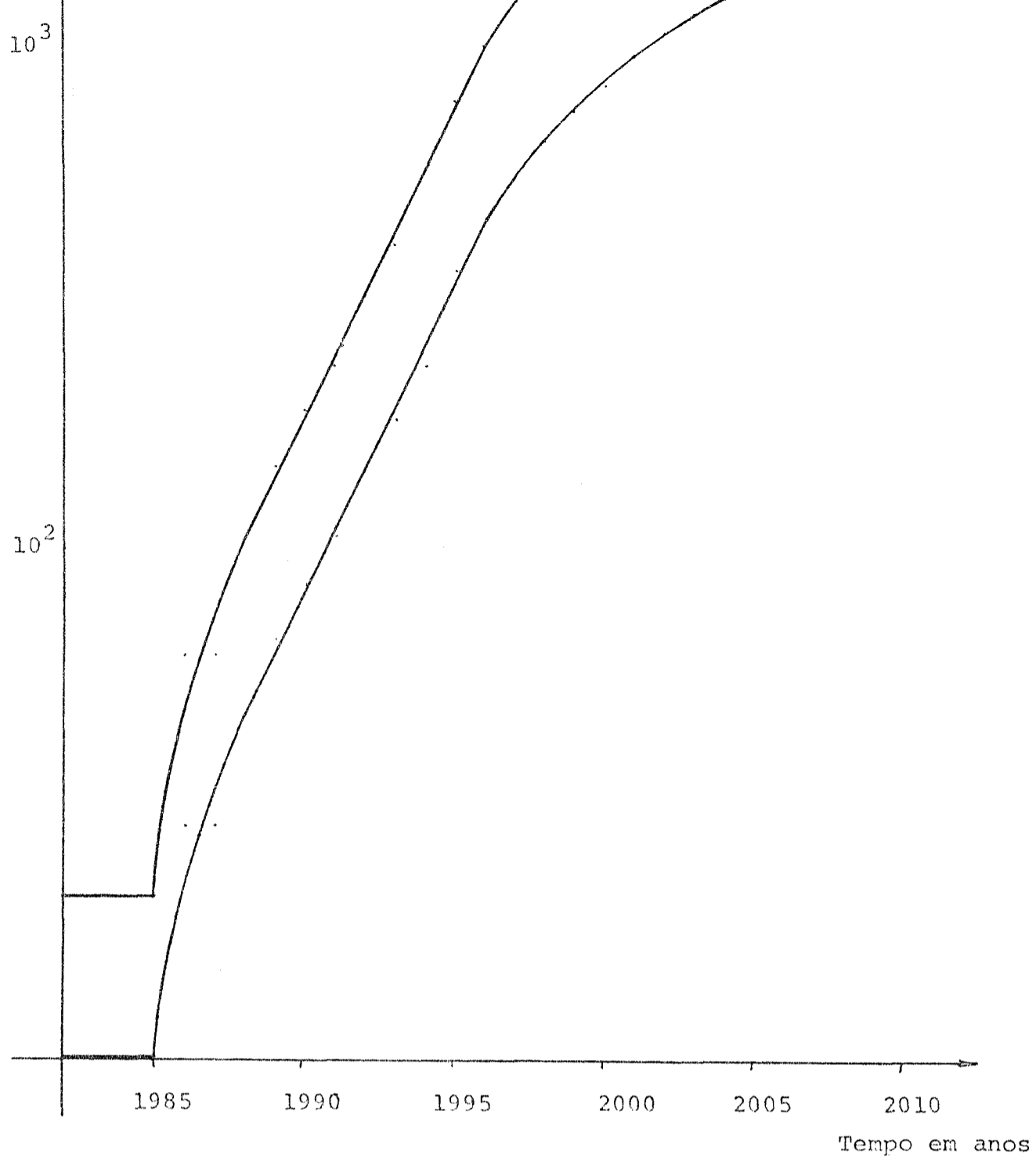


FIGURA 4.12- Número de Veículos Rodoviários ou Ferroviários Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Central Nuclear.

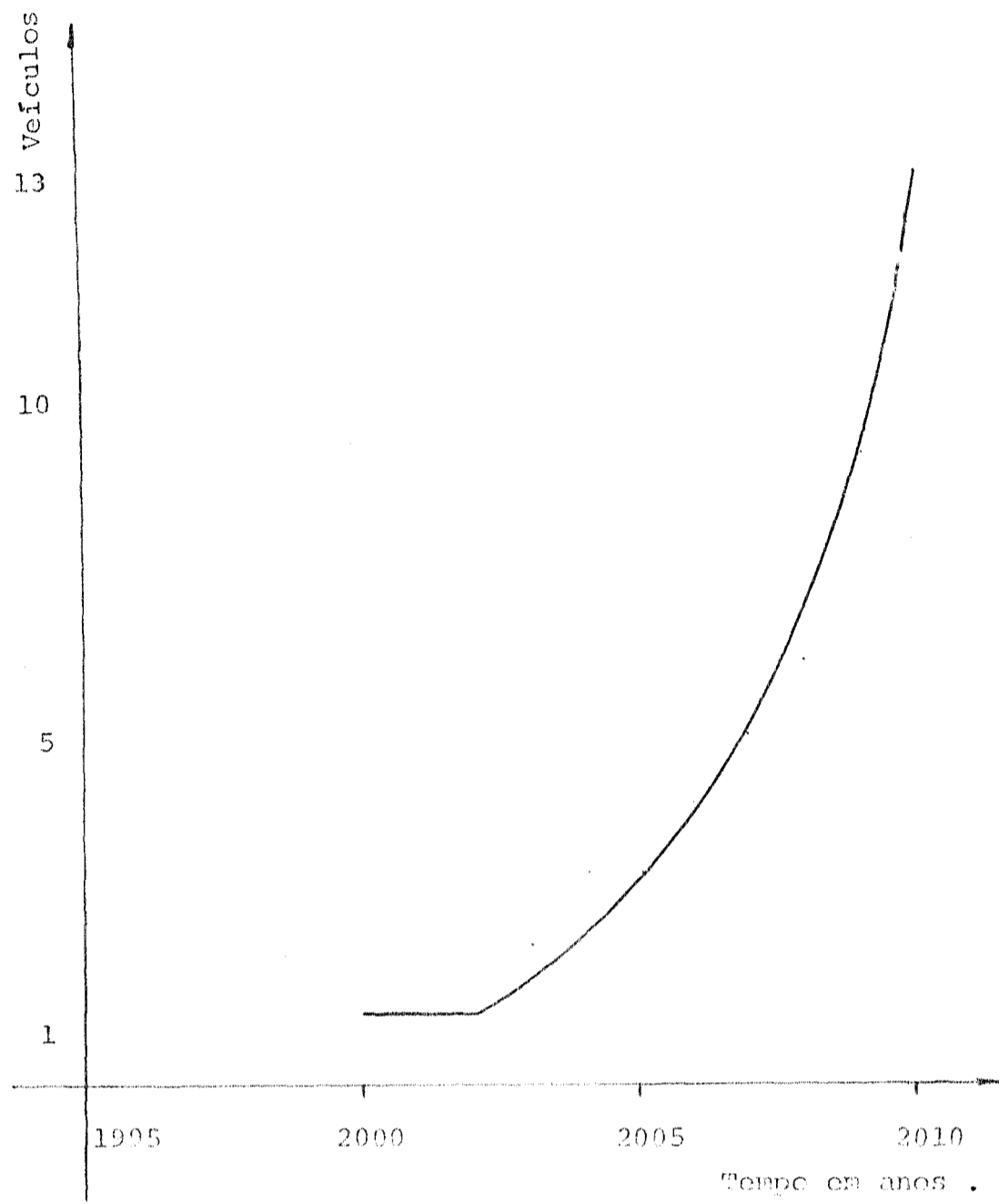


FIGURA 4.13- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito de Baixa Atividade Gerado na Unidade de Reprocessamento.

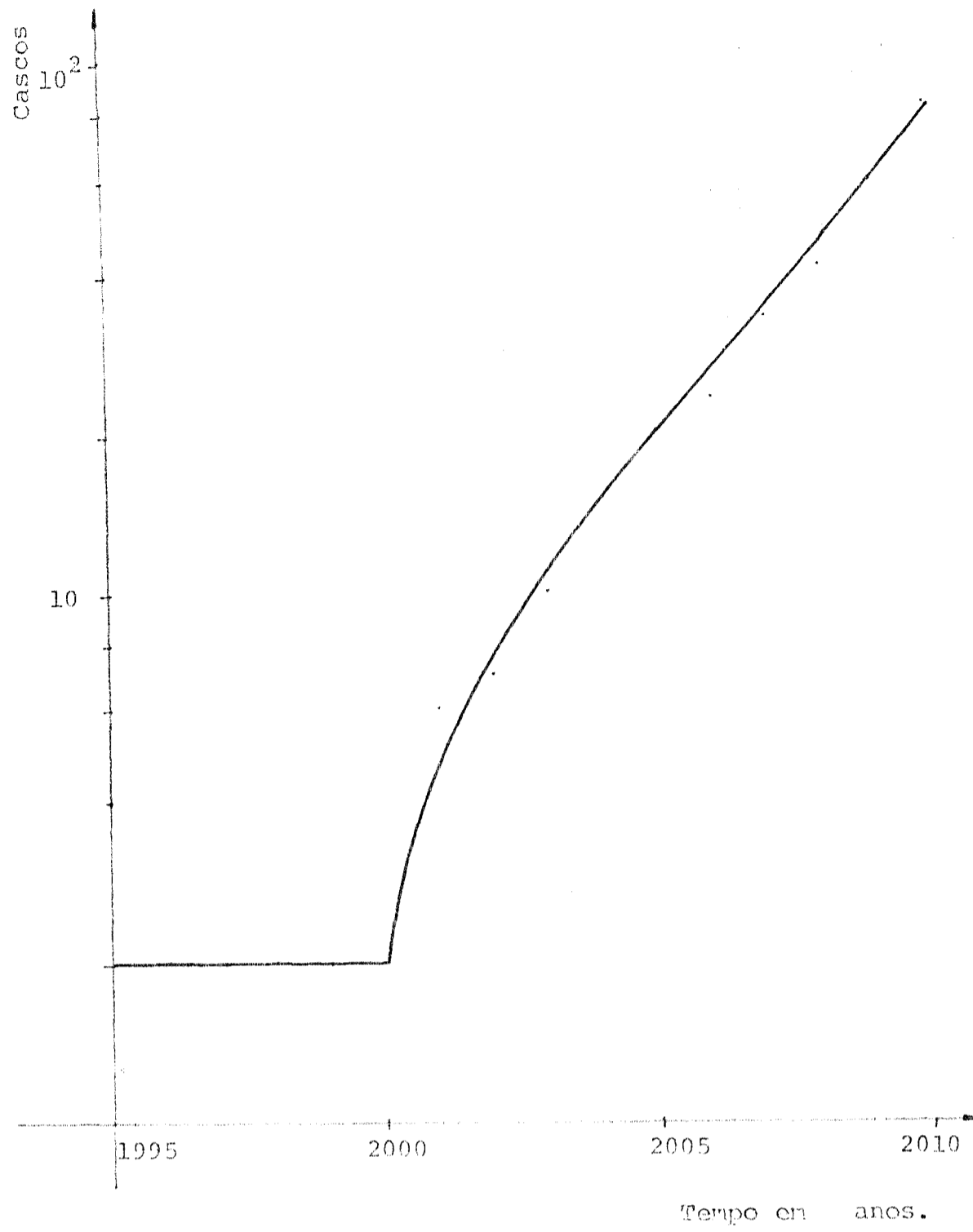


FIGURA 4.14- Número de Cascos Necessários para o Transporte do Resíduo de Alta Atividade Gerado na Unidade de Reprocessamento.

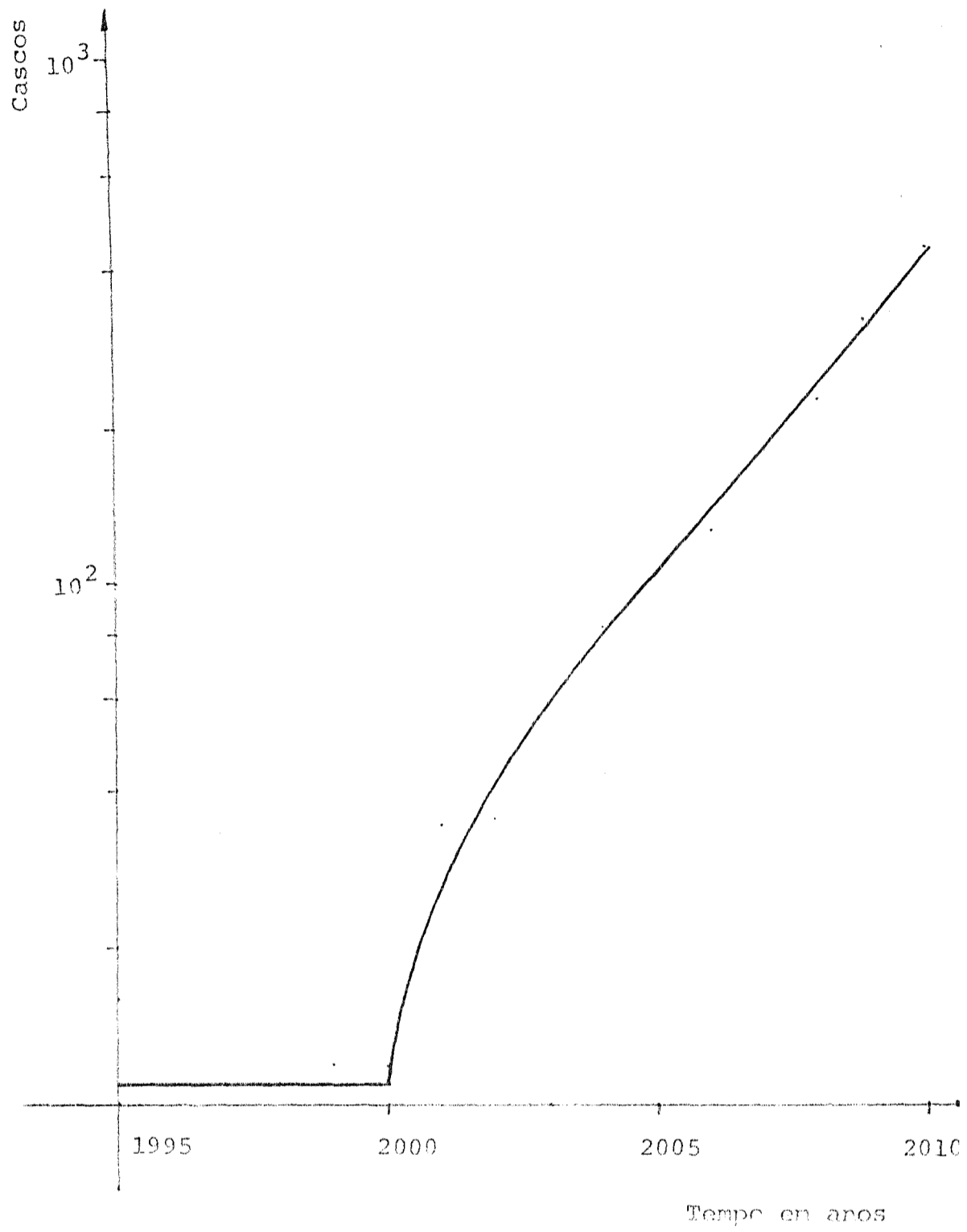


FIGURA 4.15- Número de Cascos Necessários para o Transporte do Rejeito Contaminado com Elementos Transurânicos, gerado na Unidade de Reprocessamento.

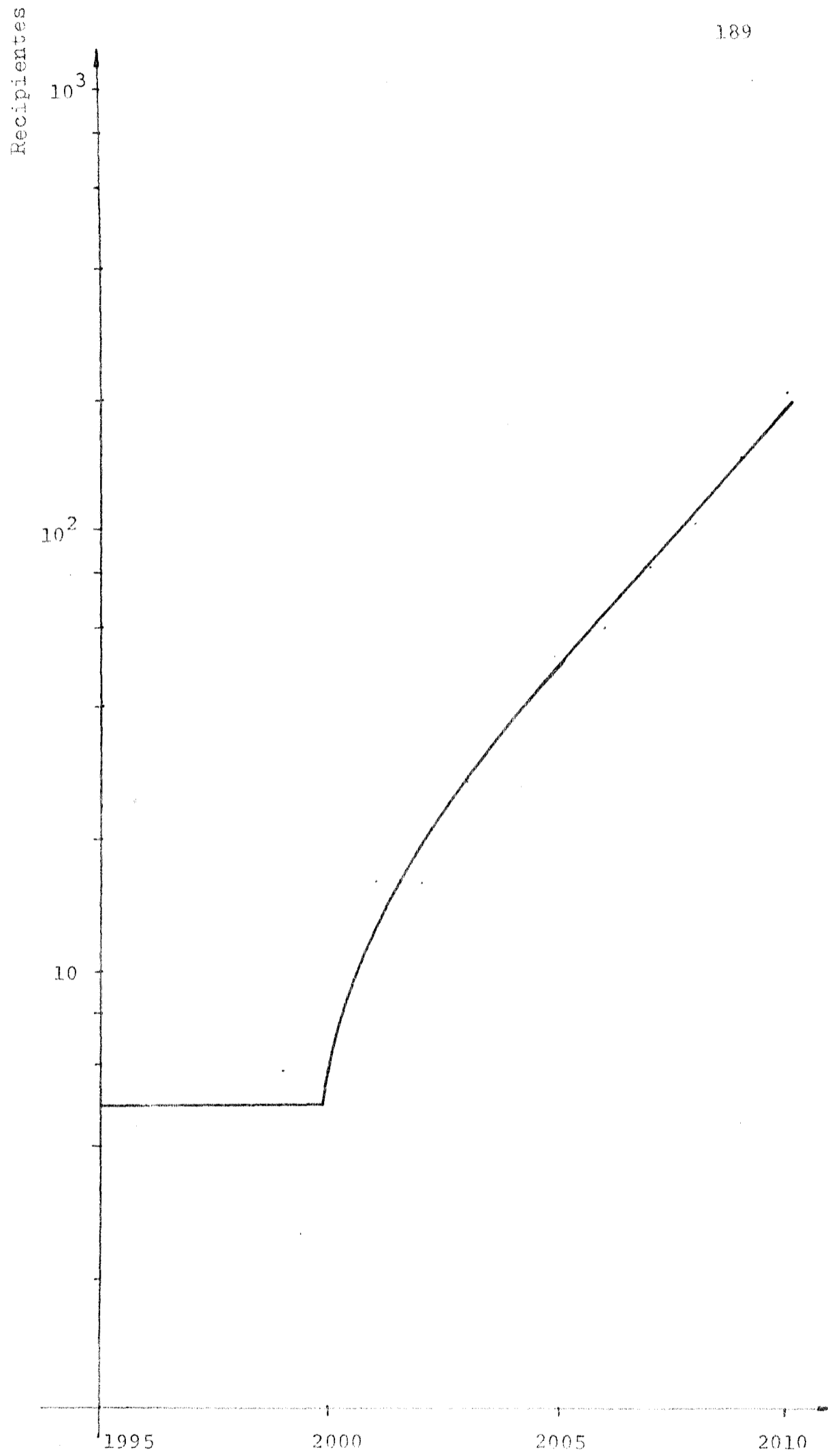


FIGURA 4.16- Número de Recipientes Necessários para o Transporte de Plutônio Gerado.

5. AVALIAÇÃO DA SEGURANÇA DO SISTEMA DE TRANSPORTE NO BRASIL

Neste Capítulo, apresentamos um quadro geral sob o ponto de vista da segurança sobre a experiência brasileira no setor de transportes em geral, rodovias e ferroviárias, com a inclusão de um pequeno histórico e resultados de um levantamento estatístico sobre os acidentes em rodovias e ferrovias no País.

Ao analisarmos o ciclo do combustível nuclear, torna-se patente a importância do papel representado pelo transporte de materiais radioativos, tanto no aspecto administrativo dos rejeitos, quanto naqueles que abordam aspectos financeiros, ecológicos e de segurança pública. Devemos, por conseguinte, sistematizar e ordenar conhecimentos e informações relativas a esta operação de modo a otimizar todo o processo e assim oferecer maiores garantias ao público.

Devemos também salientar que o objetivo principal, durante a elaboração deste capítulo, foi o de chegar a resultados que nos permitisse avaliar, embora de maneira preliminar, a segurança do sistema de transporte no Brasil, além de propiciar meios para futuros estudos que tenham em vista a formulação da política administrativa sobre os resíduos gerados nas centrais nucleares brasileiras. Podemos compreender as limitações dos propósitos deste estudo quando deparamos com as deficiências do sistema estatístico do País e, particularmente no que concerne

aos acidentes ocorridos.

Como observamos nos capítulos anteriores, o transporte dos materiais radioativos deverá ser levado a cabo basicamente através da malha rodoviária e ferroviária do País e, em assim sendo, os transportes marítimos e aéreos são citados apenas como um complemento deste estudo.

5.1- Introdução

Em um sistema econômico, o transporte de carga tem um papel relevante a ser considerado, quando observamos que serve de complemento a operação de todas as unidades produtivas, garantindo o escoamento dos bens gerados e a perfeita alimentação de todo sistema. Neste caso a sua demanda está estreitamente ligada ao desenvolvimento econômico geral, sendo influenciado pelo crescimento da produção e do consumo de bens, e também serve como determinante das atividades de outros setores, criando por conseguinte sua própria demanda.

Para termos uma exata visão do papel que representa o setor de transporte, basta dizer-se que este setor é responsável pela geração de aproximadamente 6 % do Produto Interno Bruto (PIB) nacional, estando portanto, dentro de uma faixa que vai de 6 a 10% observada para os países desenvolvidos ou em desenvolvimento. / 4 /. Dentro deste percentual, também está incluída uma pequena parcela devido ao sistema de comunicações em geral.

Ao pesquisarmos a evolução do setor de transportes, no Brasil, constatamos que houve uma completa ausência de balanceamento entre as diversas modalidades de transporte, provocando uma distorção na composição da demanda, distorção esta que pelo menos até 1970, veio se acentuando. Assim, vemos que em 1950, o transporte rodo-ferroviário foi responsável - pelo atendimento de 38% das toneladas-quilômetros - deslocadas, percentual que saltou para 60,5% em 1960 e 73% em 1970; a Tabela 5.1 mostra a participação do sistema rodoviário, ferroviário, marítimo e aéreo no tráfego de mercadorias no Brasil / 4 /.

Espera-se que este notório desequilíbrio, venha a ser corrigido por meio da ação governamental, incrementando a capacidade e eficiência do sistema pela integração e complementaridade intermodal. Neste sentido, já se pronunciou o então Ministro dos Transportes Dyrceu Nogueira, em 1978, restando-nos a esperança de resultados de tais medidas / 12 /.

TABELA 5.1- Evolução do Tráfego de Mercadorias no Brasil
(em bilhões de toneladas-quilômetro)

ANO	RODOVIÁRIO		FERROVIÁRIO		MARÍTIMO		AÉREO		TOTAL	
	t.km	%	t.km	%	t.km	%	t.km	%	t.km	%
1950	10,8	38	8,3	29,2	9,2	32,4	0,1	0,4	28,4	100
1955	23,1	52,7	9,3	21,2	11,3	25,8	0,1	0,2	43,8	100
1960	42,6	60,5	13,2	18,7	14,5	20,6	0,1	0,1	70,4	100
1965	71,6	67,5	18,7	17,6	15,5	14,6	0,2	0,2	106	100
1970	140,9	73,0	30,2	15,7	21,6	11,2	0,2	0,1	102,9	100

Para sabermos os motivos pelos quais chegamos a esta ausência de integração entre as modalidades de transporte, que teve como consequência esta distorção grave na distribuição das mercadorias no País, devemos analisar as causas históricas, detalhadamente.

Como é do conhecimento de todos, em nosso País de dimensões continentais, tivemos o desenvolvimento autônomo de diferentes pólos de economia primário-exportadora. Assim estes pólos regionais se integraram, em princípio, com os centros industriais europeus e, mais recentemente, aos norte-americanos, tornando-se dependentes deste sistema internacional de mercados e em detrimento do mercado nacional que pudesse propiciar a formação e ampliação de um mercado autônomo. Cada pólo regional procurava exportar a sua produção de matéria prima e excedente de alimentos, importando produtos manufaturados de modo a satisfazer sua necessidade.

Criou-se, desta maneira, um processo que exigiu investimentos na área de transporte procurando solucionar os problemas de escoamento da produção primária para o porto

regional e a absorção dos produtos manufaturados vindos dos principais centros industriais europeus. Devido ao relacionamento que tínhamos então com a Grã-Bretanha, foram instalados sistemas ferroviários e portuários de propriedade destes, fazendo a ligação litoral-interior que se requisitava e complementando-se entre si.

Nota-se que estas primeiras medidas tomadas, deixaram o País sem ferrovias que ligassem os principais pólos, no sentido longitudinal (paralelo ao mar), insuficiência esta sentida mais tarde com as rodovias. Assim nesta primeira etapa as ferrovias que transportavam as mercadorias até os portos regionais, serviram de complemento a operação das linhas de navegação, que tanto transportavam as cargas para a Europa, quanto para outros pontos do País suprimindo a lacuna existente.

Com o passar dos anos, os Estados Unidos da América substituíram a Grã-Bretanha no comando da economia mundial, passando a ser o nosso principal parceiro, e como seria de se esperar, influenciou o comportamento dos pólos primário exportadores brasileiros.

Mesmo possuindo uma nova orientação para o comércio exterior, os nossos sistemas ferroviários e portuários satisfizeram as necessidades no setor de transportes. Este quadro geral começou a se modificar com o surgimento de um setor industrial dentro do sistema econômico brasileiro, como consequência da política de substituição de importações colocada em prática a princípio após a grande depressão de 1929 e posteriormente a segunda Guerra Mundial.

Pouco a pouco, o Brasil passa de um simples País exportador de matérias-primas e alimentos, para um País exportador de produtos manufaturados leves e intermediários.

A violenta expansão do transporte rodoviário para muitos tipos de carga, nos Estados Unidos, suplantando tecnologicamente as ferrovias, aliada à desarticulação dos sistemas ferroviários e portuário fez com que em diversos países esta tendência também fosse seguida, inclusive no Brasil. Infelizmente, a substituição intermodal em nosso País processou-se de maneira desordenada e, ao contrário - do que ocorreu nos Estados Unidos e outros países desenvolvidos, se fez rapidamente.

A operação deficiente da rede marítimo-ferroviária, os maciços investimentos rodoviários, a implantação da indústria automobilística, a necessidade de expansão e consolidação de um mercado nacional para as manufaturas, foram fatores determinantes para a expansão rodoviária no Brasil. A construção dos troncos longitudinais do sistema rodoviário vieram assim incorporar as regiões economicamente estagnadas como os estados do Nordeste ao mercado nacional apoiado principalmente na industrialização do eixo Rio São Paulo.

A partir da Segunda Guerra, a cada ano, tornou-se cada vez mais acentuada a participação do transporte rodoviário, aumentando o desequilíbrio na distribuição das mercadorias, como podemos constatar.

5.2- O Transporte Ferroviário de Carga

A história das ferrovias brasileiras começa a ser contada quando em 1835 (31 de outubro, exatamente), por meio do Decreto nº 101 do Regente Pe. Diogo Antônio Feijó, eram concedidos privilégios às companhias que viessem a se formar para a exploração do sistema entre o Rio de Janeiro e as províncias de Minas Gerais, Rio Grande do Sul e Bahia.

Hoje, a malha ferroviária brasileira se compõe de 31.000 km de via permanente de qualidade diversa e diferentes bitolas, distribuída como apresentado na Tabela 5.2 - abaixo.

TABELA 5.2- Composição da Malha Ferroviária Brasileira - Distribuído segundo as Principais Ferrovias.

EMPRESAS	Km	%	BITOLAS			
			1,60m	1,435m	1,00m	0,76 m
Rede Ferroviária	23.649	79,2	1.736	-	21.711	202
FEFASA	5.183	17,4	1.661	-	3.522	-
EF. Vitória-Minas	782	2,6	-	-	782	-
EF. Amapá	194	0,6	-	194	-	-
RF. Campos do Jordão *	47	0,2	-	-	-	-

* Ferrovia exclusivamente para fins turísticos.

Do total acima apresentado apenas 7,2% (2.138 km) são de linhas eletrificadas, 87,3% tem bitola de 1,00m contra 11,4% de bitola com 1,60 m.

Com a industrialização gradativa do País, aquele sistema ferroviário implantado para atender as necessidades - de uma economia exportadora de produtos primários, foi tornando-se inadequado devido a nova estrutura da economia - brasileira não apresentando flexibilidade e tampouco, eficiência .

A instalação das vias férreas visava criar um meio de transporte do interior para os portos regionais, já que o sistema econômico exportador brasileiro caracteriza-se pela agregação de economias exportadoras regionais, isoladas umas das outras. Esta situação somada ao fato de existirem diferenças de bitolas, deficiências de traçado, altos custos de construção, transferiram para as rodovias a responsabilidade da consolidação de um mercado nacional.

A partir da Segunda Grande Guerra a economia nacional experimentou um novo impulso, passando a produzir - bens intermediários para exportação e finais para o atendimento do mercado interno. Este avanço econômico coincidiu com o início do processo de deterioração contínua do sistema ferroviário, passando para o setor público o controle das estradas de ferro que até então funcionavam sob a forma de concessão e de propriedade privada, com toda a obsolescência do equipamento e suas deficiências operacionais.

Este quadro, mesmo com a criação da Rede Ferroviária Federal (RFFSA) pelo Governo Federal, e da Secretaria de Transportes pelo Governo do Estado de São Paulo, não sofreu alterações radicais, provocando déficits operacionais imensos. Como solução para este desequilíbrio financeiro, inverteram-se vultosas quantias a título de subvenções operacionais, com o setor ferroviário participando com 90% (1970) do total de subsídios concedidos pelo Governo Federal.

TABELA 5.3- Situação Financeira das Ferrovias Brasileiras
/ 77 /

DISCRIMINAÇÃO	1973	1974	1975	1976	1977
	Milhões de cruzeiros *				
Receita	2.374	2.557	2.596	2.839	3.416
Despesa	3.331	3.404	4.651	5.774	5.625
Deficit	- 957	- 847	-2.055	-2.935	-2.209

* Moeda de 1973.

Nota-se que no período 1973/1977 o ritmo de crescimento da despesa foi bem maior do que o da receita, aumentando consideravelmente o déficit operacional do sistema que exigirá, com toda a certeza, mudanças estruturais profundas.

No Brasil, como em alguns países industrializados (Reino Unido, Estados Unidos e Alemanha Ocidental por exemplo), observou-se uma redução apreciável na quilometragem total, através da eliminação dos trechos antieconômicos, procurando-se desta maneira aumentar a produtividade geral do sistema ferroviário para enfrentar a competição das ro-

dovias nas linhas troncais. Os Estados Unidos, que em 1955 possuíam 535.000 km de linhas férreas, reduziram este total para aproximadamente 330.000 km nos nossos dias. A mesma tendência foi seguida pelo Reino Unido que passou de 30.500 para 18.000 km; Alemanha Ocidental de 31.000 para 28.000 km e o Brasil de 37.000 para 29.850 km num mesmo período.

A União Soviética, que possuía 120.700 km passou para aproximadamente 140.000 km e juntamente com os países socialistas de um modo geral, constituem-se em exceções a esta tendência pois detendo o monopólio dos serviços de transporte e não enfrentando a concorrência do setor rodoviário, orientaram sua política neste setor, de modo a fortalecer as ferrovias.

Estes dados não servem para justificar a posição do sistema ferroviário brasileiro pois devemos, antes de mais nada, analisar as características do problema em cada país. Porém, demonstram a tendência de uma utilização cada vez maior das vias navegáveis e oleodutos.

Em termos comparativos, podemos afirmar que a densidade média de tráfego de mercadorias é baixa ($1,968 \times 10^6$ toneladas quilometro por km de linha), proporcionalmente à extensão territorial do País e ao comprimento das linhas exploradas. O percurso médio da mercadoria transportada no Brasil foi de 460 km em 1977, também um valor baixo quando

comparado por exemplo aos Estados Unidos e a União Soviética que possuem igualmente vastas extensões territoriais e onde o percurso médio ultrapassa os 800 km.

TABELA 5.4 - Distribuição Intermodal dos Transportes para os Principais Países / 72/

PAÍS	Ferrovias	Rodovias	Vias Navegáveis	Oleodutos
União Soviética	77,2	7,2	5,1	10,5
Alemanha Oriental	70,2	21,4	3,6	4,5
França	55,0	28,0	17,0	-
E.U.A.	50,0	25,0	25,0	-
Japão	38,0	20,0	52,0	-
Alemanha Ocidental	37,0	27,7	24,8	10,5
Brasil	16,2	74,2	9,6	-

Quanto ao emprego do sistema ferroviário brasileiro no transporte de materiais radioativos, espera-se que sejam tomadas medidas eficazes, visando aparelhá-lo de modo a poder satisfazer as exigências impostas para aquele tipo de transporte. Requisitos específicos são recomendados pela Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA).

O mercado de transporte do setor ferroviário para materiais perigosos, pode ser aquilitado pela adição do transporte de produtos químicos.

O Grupo Executivo de Integração da Política de Transportes (GEIPOT) realizando um estudo sobre o transporte de produtos químicos perigosos, entregue ao então Ministro Dyrceu Nogueira, concluiu que grande parte dos veículos que transportavam estes produtos não atendiam às condições técnicas-operacionais exigidas, em função das características físico-químicas das cargas (alta periculosidade). O estudo visou principalmente o ácido sulfúrico, a soda cáustica (hidróxido de sódio), o cloro e a barrilha (carbonato de sódio), além de insumos básicos para o desenvolvimento das indústrias química, petroquímica, de fertilizantes, papel e celulose entre outras. Todos enquadram-se em uma ou mais categorias especiais de carga: inflamável, corrosiva, oxidante e venenosa. Quando a categoria estudada foi a dos corrosivos, chegou-se ao mesmo tipo de conclusão, incluindo-se aqui o problema de desembarque nos terminais marítimos: falta de pessoal e equipamento especializado, falta de segurança nos terminais, etc. / 13/.

O transporte de materiais radioativos, para ser levado a cabo pelo setor ferroviário, exigirá como vimos, profundas alterações no esquema administrativo-tecnológico, para que possamos ter garantido um nível aceitável de segurança, tanto para a população, quanto para os empregados envolvidos.

5.3- O Transporte Rodoviário de Carga

Após a Segunda Grande Guerra Mundial, com a sua participação aumentada no atendimento da demanda, o transporte rodoviário provocou acréscimo substanciais na rede rodoviária total. Assim, em 1945 o Brasil dispunha de uma rede asfaltada com apenas 423 quilômetros, evoluindo-se para 2.392 km em 1955 e para 2.424 km em 1956. Hoje, o País possui uma rede básica asfaltada com mais de 70.000 km ligando as cinco regiões geográficas, proporcionando maior segurança e economia / 13/.

TABELA 5.5- Evolução da Rede Rodoviária Nacional / 13 /.
(em km)

ANO	PAVIMENTADA	NÃO PAVIMENTADA	TOTAL
1957	7.063	438.046	445.109
1976	70.871	1.415.456	1.486.327

Os valores dados pela Tabela 5.5, quando comparada com os dados de alguns países, mostra que, apesar da expansão da rede brasileira de estradas de rodagem, não possuímos ainda bons índices de rodovia asfaltada por quilômetro de superfície, como podemos observar na Tabela 5.6 apresentada abaixo.

TABELA 5.6- Comparação entre Países das Redes Pavimentadas/81/

PAÍS	Extensão pavimentada (x 1000 km)	Superfície 1000 km ²	Extensão Pavimentada km/1000 km ²
Alemanha Ocidental	382,0	245,2	1.557,6
Inglaterra	343,3	244,9	1.496,5
França	705,0	560,6	1.254,1
Itália	273,0	304,1	897,6
Japão	264,8	369,3	716,9
E.U.A.	2.833,3	7.707,8	367,5
Índia	236,1	3.136,4	74,6
México	73,6	1.968,6	37,3
Austrália	208,2	7.701,2	27,0
Canadá	193,4	2.956,7	19,4
Brasil	78,0	8.512,0	9,1

Um dos fatores que devem ser citados como fundamentais na política tarifária, e que sem dúvida deve ter pesado na evolução do sistema de transporte no Brasil, é o fato de que a tarifa para cargas no transporte rodoviário é formada em condições de mercado livre enquanto que os serviços ferroviários e portuários têm as suas tarifas formadas em condições monopolistas. De fato, a flexibilidade com que é tratada a

tarifa rodoviária frente a elevação de custos, permite reajustes imediatos, contrastando com a inércia e dificuldades burocráticas para o reajuste das tarifas nos demais setores de transporte presos ao setor público.

Além de todos os aspectos analisados na secção anterior para o sistema ferroviário, devemos abordar como um dos fatores preponderantes para a expansão do transporte rodoviário, a maneira simplificada com que é tratada a operação de carga e descarga oferecendo também o serviço de porta a porta. Somam-se a este fato a maior regularidade e rapidez do transporte rodoviário, quando se sabe que a velocidade comercial no sistema ferroviário brasileiro para o transporte de carga não passa dos 18 km/hora (1977).

Compreendendo o papel do sistema rodoviário no transporte de cargas perigosas para o desenvolvimento das indústrias químicas, petroquímicas, de autoveículos, da aviação comercial etc, o Ministério dos Transportes resolveu, por meio do Departamento Nacional de Estradas de Rodagem(DNER), preparar um Relatório Geral e Preliminar, fundamentada no estudo dos elementos que compõem o seu conjunto, para que desta maneira possa formular sua política neste setor.

A equipe responsável por este estudo, denominado "Estudo do Transporte Rodoviário de Cargas Perigosas", constatou de início a impossibilidade de conhecimento das características principais do tráfego rodoviário desta espécie e optou pela pesquisa de dados primários e do dimensionamento

do problema que envolve a operação do sistema ./16 /.

Esta iniciativa do Ministério dos Transportes (1978), demonstrou a necessidade de preparar o setor rodoviário para cumprir o importante papel que lhe cabe e que, assim como o setor ferroviário, requisitará profundas alterações para propiciar a segurança de transporte almejada.

De acordo com o Conselho Nacional de Trânsito, os produtos perigosos estão divididos nas seguintes classes:

- 1a. classe - Explosivos
- 2a. classe - Gases: comprimido, liquefeito e dissolvido sob pressão
- 3a. classe - Líquidos inflamáveis
- 4a. classe - Sólidos ou substâncias inflamáveis
- 5a. classe - Substâncias oxidáveis
- 6a. classe - Substâncias venenosas (tóxicas e infecciosas)
- 7a. classe - Substâncias radioativas
- 8a. classe - Corrosivos
- 9a. classe - Substâncias mistas perigosas.

Para que se possa avaliar as condições com que é transportada a carga perigosa no Brasil, precisamos tomar conhecimento da Legislação e Normas Nacionais e de similares estrangeiras. Assim, temos várias disposições do CONTRAN (Conselho Nacional de Trânsito), do Ministério do Trabalho, ABNT (Associação Brasileira de Normas Técnicas), da CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear) etc.

Adota-se a seguinte classificação para as empresas de transporte em operação no País, que se prestam a esse serviço:

- Classe A - Empresas especializadas no transporte de cargas perigosas a granel.
- Classe B - Empresas especializadas nos transporte de derivados de petróleo, a granel.
- Classe C - Empresas transportadoras de carga geral e que transportam cargas perigosas, fracionadas a granel.

Apoiado nos resultados de diversos formulários e visitas, elaborou-se então o Relatório Preliminar, do qual transcrevemos aqui alguns itens para maior compreensão do problema / 16 /.

Em relação às empresas transportadoras Classe A, com uma frota estimada de 1.000 veículos, sabe-se que 29% não utilizam instruções ou normas em nenhuma fase do transporte e 57% desconhecem a existência de normas da ABNT.

Para as transportadoras Classe B, com uma frota estimada em 10.600 veículos, constatou-se que elas estabelecem os itinerários em função de dois critérios, a saber, menor distância e melhor rodovia. Porém, possuem conhecimento das recomendações gerais quanto ao estacionamento do veículo carregado.

Os dispositivos de segurança que devem existir nas áreas de carregamento e descarregamento são desconhecidos -

de 4 % das empresas Classes A e B.

As empresas Classe C, dão pouca atenção à periculosidade do material, confiando quase que exclusivamente, na resistência e boa qualidade das embalagens.

Deduz-se, com facilidade, que embora existam certas normas e uma legislação específica sobre a matéria, estas são insuficientes para garantir a manipulação segura desses produtos. Um exemplo claro pode ser dado pelos transportadores de explosivos que se utilizam de veículos de carroceria aberta, com o qual movimentam 95% da produção nacional (5.000 toneladas mensais), acondicionadas em caixas de papelão ou madeira, de 15 ou 25 kg, e protegidos por encerrados impermeáveis.

Como sabemos, a Comissão Nacional de Energia Nuclear é a entidade encarregada de regulamentar o transporte de materiais radioativos no Brasil, devendo pronunciar-se a este respeito em breve. Atualmente, como referência, é adotada a norma publicada pela Agência Internacional de Energia Atômica, que infelizmente não é de fácil compreensão, além de não cobrir todos os aspectos envolvidos nesta atividade.

5.4- Estatística dos Acidentes de Transporte

Um dos aspectos de segurança no transporte de materiais radioativos, de fundamental importância, é a avaliação do comportamento das embalagens empregadas em condições

normais e de acidentes. Embora sejam submetidas a diversos testes, estas embalagens podem encontrar situações reais extremamente severas, nas quais podemos ter a liberação de uma parte do seu conteúdo, com conseqüências adversas ao meio ambiente circundante.

Para aquilatar o conhecimento sobre probabilidade de ocorrência de acidentes e analisar as prováveis conseqüências, devemos ter em mãos dados estatísticos referentes ao fluxo e também ao número de acidentes dos veículos segundo a severidade. Assim, a probabilidade de acidente é dado pela relação:

$$P = \frac{\text{número de veículos acidentados}}{\text{número total de veículos movimentados}}$$

No Brasil, apesar de encontrarmos algumas referências / 77 /, /34 /, para as ferrovias e alguns relatórios internos para as rodovias, não contamos com dados suficientes para os cálculos necessários, obrigando-nos a consultar os boletins de ocorrência, e partir de certas suposições, que nem sempre nos trazem resultados satisfatórios.

Nota-se que os trabalhos de estatística e análise de acidentes rodoviários no País são deficientes, tendo objetivos limitados, e não raramente apresentando baixa confiabilidade devido ao sistema empregado na coleta. Alguns trabalhos incluem estudos na área de segurança de tráfego, como aqueles apresentados pelo Instituto de Pesquisas Rodoviárias / 17 / que, porém, não cobrem todos os aspectos de interesse para a nossa dissertação.

5.4.1- Estatística de Acidentes para Veículos Rodoviários

A estatística de acidentes rodoviários no Brasil é pobre, a sua análise quase não existente. Esta limitação da disponibilidade de dados para uma análise quantitativa torna extremamente árdua, ou custosa, qualquer estudo aprofundado. Após a procura de dados junto a diversas instituições ligadas ao setor de segurança e controle de tráfego concluímos por restringirmos ao estudo dos dados referentes à Rodovia Presidente Dutra.

Os dados para o setor rodoviário foram baseados nas informações disponíveis da Rodovia Presidente Dutra (BR - 116), no trecho paulista, que se constitui em uma rodovia denominada "Arterial Principal" segundo a Classificação Funcional Rodoviária / 14/ e possui duas pistas (rodovias divididas) com 4 faixas de trânsito (dois para cada sentido) / 17/.

As rodovias podem ser classificadas de diversas maneiras, das quais destacamos as seguintes:

- a) quanto à geografia da região atravessada
- b) quanto à região em que se localizam
- c) quanto ao controle de acesso
- d) quanto ao número de pistas e número de faixas de trânsito por pista
- e) quanto ao aspecto funcional.

Devido às características peculiares da rodovia Presidente Dutra, torna-se necessário observar a não aplicabilidade dos resultados aqui obtidos, toda vez que quisermos considerar outras rodovias.

O volume médio diário de veículos é calculado por meio de quatro coletas trimestrais, onde cada coleta é realizada durante 24 horas, por 7 dias consecutivos. Os valores obtidos pelo "Serviço de Engenharia e Segurança de Trânsito, Setor de Estatística e Coleta de Dados do 8º Distrito Rodoviário Federal", está apresentado na Tabela 5.7, devendo-se salientar que os veículos de carga incluem os caminhões (leves, médios, pesados) reboques, semi-reboques, e utilitários.

Como podemos observar, nesta Tabela, o volume médio diário nas proximidades de São Paulo é muito mais intenso que na divisa com o Estado do Rio de Janeiro (aproximadamente 8 vezes). Deste modo, tendo em vista a segurança, usaremos para o cálculo da probabilidade o volume mais alto. Calcularemos, também, a probabilidade em outro ponto de volume o mais baixo para podermos analisar o tráfego correspondente ao centro da Rodovia Presidente Dutra, e finalmente, obtém-se a média ponderada destes volumes apresentados.

Os acidentes ocorridos nas estradas de rodagem sob jurisdição da Polícia Rodoviária Federal, são registrados em "Boletins de Ocorrência" semelhantes ao apresentado no Apêndice C. Baseado nestes boletins, elabora-se um relatório anual de acidentes, de onde podemos obter um grande número de informações mas que, infelizmente, não os separa quanto ao tipo de veículo acidentado. Deste modo, tivemos que consultar todos os boletins de ocorrência de 1978 para obter dados necessários sobre o comportamento dos veículos de carga nos acidentes, e suas conseqüências, a

fim de identificar o tipo de veículo e o nível de gravidade dos acidentes.

A Tabela 5.8, nos mostra o resultado do levantamento dos acidentes ocorridos no ano de 1978, enquanto a Tabela 5.9 discrimina as conseqüências do acidente que envolveu um ou mais veículos de carga.

Os volumes médios anuais de tráfego considerados são os seguintes:

- a) próximo a Vila Maria 7707340
- b) próximo a Queluz..... 2456085
- c) média ponderada dos trechos..... 4424165

A distribuição semanal dos acidentes para os veículos de carga é aproximadamente proporcional para os dias úteis, tendo em vista as limitações impostas para o tráfego destes veículos nos fins de semana. (Tabela 5.10).

Participando com apenas 30% do volume médio diário, os veículos de carga envolveram-se em 54% dos acidentes registrados. Em valor percentual, o número de veículos de carga que se envolveram em acidentes, em relação ao total, chega a casa dos 40% (valor médio).

TABELA 5.7- Volume Médio Diário (1978) de Categorias de Veículos Trafegando na Rodovia Presidente Dutra

Posto de Coleta	Passeio	%	Coletivo	%	Cargas	%	Outros	%	Total
Vila Maria	69370	73,23	3969	4,19	21116	22,30	273	0,28	94728
Guarulhos	62587	73,98	3062	3,62	18889	22,32	70	0,08	84608
Cumbica	51641	71,46	3304	4,57	17257	23,88	67	0,09	72269
S. José dos Carnos	30679	67,73	2713	5,99	11843	26,15	61	0,13	45296
Roseira	10651	53,81	1535	7,75	7584	38,32	23	0,12	19793
Queluz	4305	35,69	1020	8,46	6729	55,79	8	0,06	12062

TABELA 5.8- Acidentes na Rodovia Presidente Dutra (trecho paulista) - 1978

Mês	nº de Acidentes	Veículos envolvidos	Número de vítimas			Tipos de Veículos				
			Fatais	Feridos	Total	Passageiros	Coletivos	Cargas	Moto	Outros
Jan.	397	762	014	133	147	400	75	284	-	3
Fev.	361	661	019	137	156	343	59	256	1	2
Mar.	371	696	014	121	135	301	69	324	2	-
Abr.	333	619	016	119	135	308	58	251	1	1
Mai.	388	739	018	139	157	352	65	322	-	-
Jun.	306	581	018	109	127	278	51	250	1	1
Jul.	444	852	010	133	143	493	60	280	13	4
Ago.	416	751	023	131	154	378	58	310	2	3
Set.	365	659	013	146	159	318	56	281	-	4
Out.	395	651	017	175	192	383	65	201	1	1
Nov.	289	707	010	152	162	337	51	313	3	3
Dez.	475	889	017	172	189	452	60	369	5	3
Total	4630	8567	189	1667	1856	4343	727	3441	29	25

TABELA 5.9- Acidentes Envolvendo Veículos de Carga na Dutra e suas Conseqüências

Mês	Nº de Veículos de carga envolvidos em acidentes				Nº de vítimas com ferimentos		
	sem vítimas	com feridos leves	com feridos graves	com mortos	Leves	Graves	Mortal
Jan.	221	32	9	5	37	11	7
Fev.	193	37	19	11	39	23	7
Mar.	276	26	13	8	32	16	7
Abr.	203	30	14	7	34	14	5
Mai.	269	26	20	12	50	14	11
Jun.	209	22	10	9	35	14	14
Jul.	243	20	12	2	22	12	2
Ago.	255	30	17	4	33	15	4
Set.	230	27	20	6	32	18	5
Out.	244	38	28	3	46	22	2
Nov.	254	29	20	10	55	15	7
Dez.	298	40	26	5	46	25	7
Total	2875	357	208	82	461	199	78

TABELA 5.10- Número de Acidentes com Veículos de Carga por Dia da Semana no Trecho Paulista da Via Presidente Dutra.

nº de Acidentes	Dom.	Seg.	Ter.	Quar.	Quint.	Sexta	Sábado
	106	335	443	467	413	471	264
%	4,24	13,40	17,73	18,70	16,52	18,85	10,56

Pelo fato de não existir no boletim de ocorrência - uma classificação dos acidentes segundo a gravidade, optamos por fazer algumas suposições baseadas na Tabela 5.9 . Enquanto, nos Estados Unidos, a severidade do acidente é classificado com base na velocidade do veículo quando acidentado e na ocorrência ou não de fogo, a partir dos dados disponíveis, nós classificamos o acidente de acordo com as conseqüências, ou seja:

- a) Acidentes sem vítimas..... menor
- b) Acidentes com feridos leves..... moderado
- c) Acidentes com feridos graves..... severo
- d) Acidentes com mortos extremo.

Devemos ter em mente que esta classificação embora nos apresente um quadro geral dos acidentes , não é a ideal pois, podemos ter um acidente com mortos onde os veículos pouco sofrem , ou ainda um acidente sem vítimas que deixe os veículos bastante danificados. Um outro indicador de gravidade de acidentes poderia ser o custo do acidente. Infelizmente, este dado também não é levantado nos boletins de ocorrência.

A probabilidade de termos um veículo de carga envolvido em um acidente, segundo sua gravidade foi calculada e é apresentada na Tabela 5.11, abaixo. O trecho paulista da Rodovia Presidente Dutra tem 23 km.

TABELA 5.11- Probabilidade de Acidente por Veículo km.

GRAVIDADE	MÉDIA PONDERADA DOS TRECHOS DA RODOVIA
Menor	1,4 x 10 ⁻⁶
Moderado	1,7 x 10 ⁻⁷
Severo	1,0 x 10 ⁻⁷
Extremo	3,9 x 10 ⁻⁸

5.4.2- Estatística de Acidentes para Veículos Ferroviários

Os dados estatísticos, nesta secção foram baseados nas informações disponíveis da FEPASA (Ferrovia Paulista S/A) que, principalmente para o caso dos acidentes, mostraram-se insuficientes e imprecisos, dificultando a nossa tarefa.

A FEPASA classificou suas vias de acordo com as normas da U.I.C. (Union Internationale de Chémins de Fer) que adota como fator determinante, a intensidade de tráfego, segundo a fórmula / 35 /:

$$T_t = T_p \times \frac{V}{100} + \frac{P_e}{18D} \times T_m \quad \text{onde:}$$

T_t = (carga teórica rebocada por dia (incluindo o peso da locomotiva)).

T_p = carga real rebocada por dia , correspondente ao tráfego de passageiros;

T_m = carga real rebocada por dia, correspondente ao tráfego de mercadorias ;

V = velocidade máxima admitida para o setor da via considerada. Considera-se uma velocidade mínima de 80 km/h a fim de levar em conta a fadiga geralmente elevada , causada pelos trens com baixa velocidade;

D = diâmetro nominal das rodas da maioria dos vagões que circulam em um certo setor da via (em metros);

P_e = peso máximo por eixo correspondente às rodas de diâmetro D (em toneladas).

De acordo com os valores de T_t , foram estabelecidas nove categorias de vias.

TABELA 5.12 - Classificação das Vias da FEPASA

Categorias	Tonelagem bruta rebocada por dia				
1a.	-	T_t	>	102.000	
2a.	102.000	\geq	T_t	>	70.000
3a.	70.000	\geq	T_t	>	40.000
4a.	40.000	\geq	T_t	>	25.000
5a.	25.000	\geq	T_t	>	12.500
6a.	12.500	\geq	T_t	>	6.000
7a.	6.000	\geq	T_t	>	3.000
8a.	3.000	\geq	T_t	>	1.000
9a.	1.000	\geq	T_t	>	-

TABELA 5.13- Malha Ferroviária da FEPASA, Distribuída Segundo Categorias

UR	Categorias (km de extensão)							
	3a.	4a.	5a.	6a.	7a.	8a.	9a.	total
1	-	-	334	280	30	68	-	713
2	-	-	309	213	185	104	157	969
3	-	-	165	98	243	-	-	506
4	-	-	80	303	317	-	54	754
5	73	375	88	-	-	75	483	1.095
6	-	-	479	45	-	292	128	944
7	-	-	63	90	-	162	-	315
Total	73	375	1.518	1.029	775	701	822	5.296

TABELA 5.14- Acidentes com Trens de Carga nas 7 Regiões

	UR-1	UR-2	UR-3	UR-4	UR-5	UR-6	UR-7
Nº de acidentes (total)	73	30	9	27	51	53	97
Acidentes sem vagões danificados	18	10	4	15	13	22	26
Acidentes com locomotivas danificadas	13	6	2	14	17	21	12
Acidentes no pátio	50	6	4	10	23	23	16
Acidentes na linha	23	24	5	17	28	30	81
Nº de vagões danificados	92	37	4	16	61	61	110
Nº de acidentes com custo estimado	26	28	9	23	34	51	62
Prejuízo total (Cr\$)	556.779	926.617	366.777	317.279	1.638.927	4.323.560	4.113.339
Prejuízo material (Cr\$)	178.644	197.863	208.561	189.968	266.915	800.693	1.354.983

Podemos ver pela Tabela 5.13 que a FEPASA não possui vias classificadas como sendo de 1a. e 2a. categorias, em nenhuma das 7 regionais, a saber: UR-1 Sorocaba, UR-2 Botucatu, UR-3 Bauru, UR-4 Araraquara, UR-5 Campinas, UR-6 Ribeirão Preto, UR-7 Santos.

O número de vagões carregados, que circularam pelas vias da FEPASA em 1978 foi de 340.069 (357.101 em 1977), incluindo-se os vagões recebidos de intercâmbio. Estes vagões transportaram 13.232.727 toneladas úteis, nas mais diversas formas (derivados de petróleo, trigo, cimento, farelo, milho, adubo, etc.).

Como no caso dos acidentes rodoviários, tivemos de recorrer às informações somente encontradas nos arquivos. Em 1978, foram relatados pouco mais que 1.100 acidentes na FEPASA (1.200 em 1977) sendo que, deste total, uma pequena percentagem envolveu trens de passageiros.

Devemos salientar que, para efeito de cálculo da probabilidade de acidente, considera-se somente os trens de carga formados completos, em movimento nas vias ou em trânsito nos pátios. Assim sendo, foram deixados de lado os vagões de carga manobrados nestes pátios, ação esta que provoca boa parte dos acidentes relatados.

Para este levantamento foram consultados os processos dos acidentes (UR-1) e os relatórios finais das demais regionais.

Respeitando as condições acima descritas, encontramos 340 acidentes na FEPASA, distribuídos como apresentado na Tabela 5.14. , com 371 vaões envolvidos.

O prejuízo total da FEPASA em 68,5% dos 340 acidentes elevou-se a Cr\$12.289.000,00 aproximadamente, dos quais Cr\$3.198.000,00 referem-se a prejuízos materiais.

Pelo fato de não contarmos com o custo estimado de todos os acidentes , tampouco com alocação dos trens, torna-se impossível organizar uma classificação que adote estes pontos como fatores preponderantes. Este trabalho pode ser efetuado, com a colaboração desinteressada dos responsáveis pelas 7 regionais, a adoção de um esquema de trabalho objetivo, e, principalmente, muito tempo e perseverança.

A FEPASA possuía em 1977, 6.880 km de vias férreas, incluindo-se os desvios (da ferrovia e de particulares) que vão ser considerados nos cálculos devido ao fato de termos observado um bom número de acidentes nestes locais.

A probabilidade de acidente por vagão x km na FEPASA, observando-se as ressalvas acima expostas, fica sendo a seguinte:

$$P = \frac{371}{340.069 \times 6880} = 1,6 \times 10^{-7}$$

A ordem de grandeza observada na relação acima exposta, não se modifica, mesmo no caso de considerarmos todos os acidentes da FEPASA como sendo de trens de carga e mantendo a média de vagões avariados por acidente. Esta conclusão tem um significado especial, já que estamos abordando aspectos de segurança, apesar de não podermos precisar a severidade de acidentes nas ferrovias.

6 - CONCLUSÕES E SUGESTÕES

6.1- Conclusões

Nesta secção, vamos discutir os resultados do trabalho, dividindo-os em duas partes principais: uma, envolvendo os aspectos legais e, outra, os aspectos técnicos do transporte de materiais radioativos.

Conforme os prazos estabelecidos para a operação das diversas unidades nucleares no País, dispomos, a grosso modo, de tempo suficiente para a tomada de medidas para atendimento das necessidades em sistemas de transporte os quais, até hoje, não foram apresentadas soluções definitivas. Neste mesmo quadro encontramos, também, os processos de solidificação e estocagem dos rejeitos de alta atividade; o tratamento e acondicionamento dos materiais resultantes do desencamisamento dos elementos combustíveis ("Cladding - Hulls") que devem ser desenvolvidos em tempo.

Dentro dos aspectos legais, notamos a necessidade da regulamentação do transporte de materiais radioativos no Brasil. Como sabemos, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) é a entidade responsável pela sua normalização e, para tanto, já apresentou um esboço apoiado nos regulamentos da Agência Internacional de Energia Atômica - (IAEA). Devemos salientar, porém, que estas normas nem sempre abordam os tópicos de maneira explícita, suscitando inúmeros trabalhos complementares, deixando claramente ex-

posta a necessidade de implementação de tais normas e facilitar sua aplicação e, conseqüentemente, garantir a segurança almejada.

O risco de acidentes mostra que devemos preparar toda uma infra-estrutura física e legal, antes que os veículos transportando materiais radioativos circulem pelas nossas estradas de rodagem e vias férreas já que, atualmente, o controle sobre o transporte de materiais perigosos tem sido ineficiente e insuficiente.

Baseando-se na previsão de demanda de transporte de materiais radioativos no Brasil, que constituiu-se num dos objetivos deste trabalho, e também na probabilidade de ocorrência de um acidente, notamos que, para uma viagem média de 1.000 km, os parâmetros de demanda mais importantes para os anos 2000 a 2010 serão:

a) O transporte do hexafluoreto de urânio natural, para os materiais combustíveis não irradiados exigirá, respectivamente, 1.479 e 3.275 viagens.

b) O transporte do rejeito de baixa atividade produzido na unidade de conversão de U_3O_8 em UF_6 pelo processo "Dry Hidrofluor" gerará uma demanda de 480 e 1.064 viagens, respectivamente.

c) O rejeito de baixa atividade produzido nas usinas nucleares, gerará demanda de 1.435 e 3.750 viagens para aqueles anos.

d) O transporte do combustível irradiado, caso adotemos uma operação de ciclo do combustível sem reprocessamento, produzirá demanda de 307 e 801 viagens anuais respectivamente.

e) O transporte do rejeito de alta atividade, para a opção com operação da unidade de reprocessamento, necessitará de 2 e 80 viagens, respectivamente.

Por outro lado, existe o problema de definição dos valores das probabilidades de acidente para os casos de utilizar-se rodovias ou ferrovias como meio de transporte. Os valores estimados, para ambas as opções foram restritas às estatísticas da Via Dutra e FEPASA. Contudo, obviamente, a probabilidade de acidentes deverá diminuir com o tempo, com a construção de rodovias e ferrovias menos congestionadas e com a adoção de modernas concepções de segurança. Portanto, torna-se impossível estimar a real probabilidade de ocorrência de acidentes envolvendo materiais radioativos porquanto a dificuldade restará primordialmente no desenvolvimento da "curva de aperfeiçoamento" de segurança nas estradas no tempo.

Para uma previsão de acidentes no futuro, **estimamos** a grosso modo a probabilidade para dois casos que consideramos como extremos: um, representa o caso pessimista de manter-se no tempo a probabilidade de acidentes atualmente existente na Via Dutra e FEPASA extensivamente para o caso do transporte de materiais radioativos. Outro, representa o

caso otimista de atingir-se o índice de segurança reinante hoje nos Estados Unidos da América.

Os valores estimados e adotados como probabilidades - de acidentes para o Brasil são: $1,7 \times 10^{-6}$ acidentes por veículos x km, no caso de utilização das rodovias e $1,6 \times 10^{-7}$ - acidentes por vagão x km para as ferrovias. Já para os EUA, as probabilidades passam a ser as seguintes : $9,9 \times 10^{-7}$ acidentes por veículo x km e $7,9 \times 10^{-8}$ acidentes por vagão x km, respectivamente. Os valores referem-se, no primeiro caso a somatória das probabilidades para as diversas categorias de severidade e, no segundo, à probabilidade de um acidente moderado, ajustando-se assim os casos americanos com as condições encontradas no Brasil.

Devemos levar em consideração, porém, os diferentes - parâmetros assumidos quando do cálculo destas probabilidades. Assim, notamos que, nos Estados Unidos da América, o principal parâmetro é o custo material do acidente, que proporciona uma classificação segundo a severidade (menor, moderado, severo, extra-severo e extremo). Em cada uma das categorias de severidade são também observadas a velocidade do veículo e a duração do fogo originado em decorrência do acidente.

No Brasil, impossibilitados de efetuar uma classificação com os mesmos parâmetros adotamos o custo humano como base , na determinação da probabilidade de acidentes rodoviários, enquanto que no setor ferroviário restringimo-nos unicamente ao cálculo da probabilidade de acidentes por vagão x km, devido a total ausência de um parâmetro mais adequado para classificação em graus de severidade.

Por outro lado, dentro do ciclo do combustível nuclear, os mais diversos materiais radioativos são transportados. Diversos fatores atuam na escolha do meio de transporte mais adequado como, por exemplo, o peso, o custo, etc. Assim, temos tipicamente, o uso de veículos rodoviários no transporte: a) Do concentrado de urânio; b) Do hexafluoreto de urânio (natural e enriquecido); c) Dos elementos combustíveis fabricados; d) Do rejeito de baixa atividade gerado em todas as unidades do ciclo do combustível. O uso de vagões ferroviários é requisitado no transporte: a) Dos elementos combustíveis irradiados; b) Do rejeito de alta atividade e c) Do rejeito contaminado com elementos transurânicos.

Baseado nos cálculos efetuados no Capítulo 4, que nos fornecem o número de veículos rodoviários e vagões ferroviários necessários para a movimentação dos materiais radioativos entre as unidades do ciclo do combustível nuclear, temos os seguintes resultados para os anos 2.000 e 2.010:

- a) No setor rodoviário, 4.730 e 11.075 veículos respectivamente.
- b) No setor ferroviário, 320 e 1.310 vagões respectivamente.

De posse dos dados acima expostos, e considerando um percurso médio de 1.000 km, calculamos os números de acidentes rodoviários e ferroviários para os anos 2.000 e 2.010, mostrados na Tabela 6.1, para os dois casos considerados, a saber, pessimista e otimista.

Os valores estimados dos números de acidentes de qualquer gravidade, assim obtidos, representam a somatória das probabilidades multiplicadas por Veículo x km nos anos 2000 e 2.010, respectivamente.

TABELA 6.1- Estimativa do Número de Acidentes Rodoviários e Ferroviários nos anos 2.000 e 2.010.

CASOS	ANO		ANO	
	2.000	2.010	2.000	2.010
	Rodovia	Ferrovia	Rodovia	Ferrovia
I: Probabilidade de DUTRA/FEPASA Mantida (pesimista)	8	5×10^{-2}	19	2×10^{-1}
II: Probabilidade de americana adotada (otimista)	5	$2,5 \times 10^{-2}$	11	1×10^{-1}

O número total de acidentes independentes da gravidade, como vemos, não difere mais do que de um fator de 2 quando se compara o caso dos EUA com os dados da Via Dutra e FEPASA. Esse resultado não causa surpresa pois, em ambos os casos, a qualidade de segurança dos sistemas viários brasileiros - escolhidos são modernos e das melhores do País. Qualitativamente, esses acidentes situam-se entre os de menores e moderadas conseqüências e, portanto, provavelmente não implicariam em liberações de radiação.

Para o caso de rodovias somente, onde são disponíveis dados brasileiros, calculamos o número de acidentes anuais

para acidentes de mais severas conseqüências, supondo-se também o caso da Via Dutra como pessimista e o caso americano como otimista. Os resultados são apresentados na Tabela 6.2. abaixo.

Tabela 6.2- Número de Acidentes anuais de extrema Severidade nos anos 2.000 e 2.010

Caso \ Ano	2.000	2.010
Via Dutra (Pessimista)	0,18	0,43
Americano (Otimista)	$1,7 \times 10^{-6}$	$4,0 \times 10^{-6}$

Neste caso, há uma diferença extremamente grande, como pode ser constatado pela Tabela 6.2. Aqui cabem algumas observações. A discrepância pode ser explicada principalmente por duas razões: uma, a nossa classificação de severidade foi feita pelo nível de gravidade de danos físicos pessoais, enquanto que o caso americano é feita por danos materiais. No caso da Via Dutra, pode haver mortes sem grandes danos materiais no veículo. Mas, a mais importante razão é devida provavelmente, aos maiores requisitos mecânicos de segurança nos americanos do que nos brasileiros.

De maneira análoga, pode-se estimar o número de acidentes para qualquer ramo da malha do ciclo do combustível nuclear, bastando para tanto, consultar a figura correspondente encontrada no Capítulo 4 e os dados probabilísticos da Seção 5.4.

Ainda dentro dos aspectos legais, gostaríamos de chamar a atenção ao fato de não termos definido, até hoje, quais as embalagens a serem adotadas, juntamente com os critérios de sua aprovação, para o seu uso. Embora saibamos que uma decisão nesse sentido, resultará essencialmente da política global elaborada para a administração dos materiais radioativos, devemos ter em mente que, a geração de rejeitos nas usinas nucleares (maior fonte geradora de rejeitos de baixa atividade) exigirá uma tomada de posição a curto prazo.

Atualmente, nos países em que já operam unidades nucleares, os problemas tecnológicos ligados ao transporte dos rejeitos radioativos de baixa atividade e também do combustível irradiado, encontram-se praticamente resolvidos. Assim, a curto prazo, é de supor que não encontraremos, também, maiores obstáculos na sua efetivação, desde que sejam observadas as características destes rejeitos que constituem-se em fatores determinantes dos projetos.

A longo prazo, os maiores problemas a serem resolvidos, dizem respeito ao tratamento e acondicionamento do material provenientes do desencamisamento dos elementos combustíveis e do processo de solidificação do rejeito de alta atividade

gerado na unidade de reprocessamento.

A partir do ano 2.000 , com a possível adoção de novos tipos de reatores (HTR e FBR) e o desenvolvimento do nosso programa nuclear, devemos colocar em prática, planos de - aperfeiçoamento e testes de embalagens, visando esses novos sistemas.

Para finalizar, gostaríamos de frisar que, esperamos - com este trabalho ter dado uma noção do que será o transporte de materiais radioativos no Brasil, sua amplitude e problemas peculiares.

6.2- Sugestões para Futuros Trabalhos

Vamos aqui enumerar uma série de pontos que devem ser abordados em trabalhos futuros:

- 1 - Estudo detalhado das características do rejeito a ser gerado nas unidades nucleares brasileiras.
- 2 - Estudo comparativo dos processos de redução e solidificação dos rejeitos radioativos.
- 3 - Estudo sobre o projeto, dimensionamento e aprovação das embalagens para o transporte dos materiais radioativos.
- 4 - Estudo sobre meios de comunicação entre um veículo de transporte e centrais de coordenação.
- 5 - Levantamento estatístico apurado, considerando o custo material, para um cálculo realístico dos riscos no transporte rodoviário e ferroviário no Brasil, seu desenvolvimento no passado e possíveis ila

ções para o futuro.

- 6- Estudo sobre a organização de esquemas especiais voltados para a movimentação dos rejeitos radioativos nas estradas de rodagem e vias férreas brasileiras (aspectos técnicos).
- 7- Organização de programas de preparação do pessoal envolvido no transporte de rejeitos radioativos (motoristas, guardas rodoviários, escolta, etc.).
- 8- Finalmente, estudo sobre projeto e construção de protótipos de veículos rodoviários e vagões ferroviários, considerando aspectos como atentados terroristas, blindagem para a proteção do condutor, peso máximo permissível, etc.

APÊNDICE A

Apresentamos aqui as tabelas contendo o número de veículos ou cascos utilizados nos gráficos do Capítulo IV.

TABELA A.1- Número de Veículos Necessários para o
Transporte do U_3O_8

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS</u>
1990	101
1995	444
2000	833
2005	1253
2010	1844

TABELA A.2- Número de Veículos Necessários para o
Transporte do UF_6 de Urânio Natural

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS</u>
1990	179
1995	787
2000	1479
2005	2224
2010	3275

TABELA A.3- Número de Veículos Necessários para o
Transporte de UF_6 de Urânio Enriquecido

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS</u>
1990	40
1995	175
2000	328
2005	495
2010	728

TABELA A.4- Número de Veículos Necessários para o
Transporte dos Conjuntos de Elementos -
Combustíveis Fabricados

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS</u>
1990	35
1995	152
2000	286
2005	430
2010	633

TABELA A.5- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Produzido na Unidade de Conversão a UF₆ por Via Seca (Processo "Dry").

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS</u>
1990	58
1995	256
2000	480
2005	723
2010	1064

TABELA A.6- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Conversão a UF₆ por via Úmida (Processo "Wet").

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS</u>
1990	26
1995	114
2000	214
2005	323
2010	474

TABELA A.7- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Enriquecimento Isotópico

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS</u>
1990	-
1995	1
2000	1
2005	2
2010	3

TABELA A.8- Número de Veículos Necessários para o Transporte do Rejeito Gerado na Unidade de Fabricação dos Elementos Combustíveis.

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS</u>
1990	13
1995	81
2000	152
2005	227
2010	335

TABELA A.9- Número de Cascos Necessários para o Transporte dos Conjuntos de Elementos Combustíveis Irrradiados.

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>CASCOS</u>
1990	25
1995	88
2000	307
2005	554
2010	801

TABELA A.10- Número de Veículos Rodoviários ou Ferroviários necessários para o Transporte de Rejeitos Gerado na Usina Nuclear.

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS ROD.</u>	<u>VEÍCULOS FER.</u>
1985	21	10
1990	106	48
1995	406	186
2000	1435	656
2005	2593	1185
2010	3750	1714

TABELA A.11- Número de Veículos Necessários para o transporte do Rejeito de Baixa Atividade Gerado no Reprocessamento

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>VEÍCULOS</u>
1995	-
2000	1
2005	3
2010	13

TABELA A.12- Número de Cascos Necessários para o Transporte do Rejeito de Alta Atividade Gerado no Reprocessamento.

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>CASCOS</u>
1995	2
2000	2
2005	20
2010	80

TABELA A.13- Número de Cascos Necessários para o Transporte do Rejeito Contaminado com Elementos Transurânicos Gerado na Unidade de Reprocessamento.

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>CASCOS</u>
1995	11
2000	12
2005	104
2010	430

TABELA A.14- Número de recipientes necessários para o Transporte do Plutônio Gerado.

<u>TEMPO EM (ANOS)</u>	<u>RECEPIENTES</u>
1995	5
2000	6
2005	49
2010	203

APÊNDICE B- ANÁLISE DE CRITÉRIOS EM USO OU PROPOSTOS
PARA CLASSIFICAÇÃO DE REJEITOS RADIOATI-
VOS.

Nos primórdios da era nuclear adotaram-se simplesmente expressões tais como, "resíduos de alta atividade", "resíduos de atividade intermediária" e "resíduos de baixa atividade". Estes termos, apesar de serem descritivos e amplamente empregados, podem ter significados diferentes, pois foram definidos baseados nas condições de operação do ciclo do combustível nuclear e na tecnologia empregada no tratamento e no transporte do material radioativo encontradas por diferentes grupos de pesquisas em vários países.

O fato de não ter sido encontrado um denominador comum, tornou o assunto bastante complexo, dificultando o intercâmbio de informações entre os diversos grupos voltados para o estudo dos rejeitos radioativos. Com a finalidade de eliminar este problema foram propostas várias classificações, como a da "United States of America Standards Institute USASI"; por "Branca e Gera- CNEN, Itália" / 10 /; pela Agência Internacional de Energia Atômica / 53 / e a proposta por "Gera - CNEN, Itália/42/.

Uma classificação qualitativa de rejeitos radioativos é baseada no seu estado físico, resultando em três categorias: os sólidos, os líquidos e os gasosos. Os rejeitos radioativos podem também ser classificados em

grupos similares aos acima citados, não sendo, porém, tão óbvios. Assim, encontramos os orgânicos, os combustíveis, os não combustíveis, os compressíveis, os não compressíveis, em alfa, em alfa-beta-gama, etc. Estas classificações são escolhidas tendo-se em vista as unidades do ciclo do combustível adotadas, as operações a serem empregadas como, por exemplo, a separação em rejeitos combustíveis e não combustíveis que implica em um plano de incineração.

B.1- Estado Atual da Classificação do Rejeito Radioativo.

Ao realizarmos uma pesquisa para determinar qual o sistema de classificação usado, chegamos à conclusão - que não há um consenso geral em torno do problema, nem mesmo considerando-se um único país, como é o caso da França, onde para os rejeitos radioativos líquidos são encontrados cinco diferentes classificações. Na realidade, não temos classificação oficial em nenhum país. Somente no Japão, encontramos uma classificação semi-oficial para os rejeitos radioativos.

Nos Estados Unidos, adotam-se normas baseadas em Concentrações Máximas Permissíveis - "MPCs", em outros países encontramos sistemas baseados nos mais diferentes critérios, para os rejeitos líquidos e sólidos.

Para uma melhor visão do problema, vamos discorrer sobre a classificação do rejeito radioativo baseado no seu estado físico.

B.1.1- Rejeito Sólido

A classificação dos rejeitos sólidos varia de país para país, assim vemos que a França emprega um sistema que é função do acondicionamento utilizado para a sua estocagem, onde a exposição na superfície a 1 metro é considerada; no Japão, a classificação é baseada na atividade por unidade de volume (Ci/m^3); a União Soviética utiliza a atividade por unidade de massa (Ci/kg); a Suécia e o Reino Unido utilizam - se de classificação em função da atividade por embalagem ($\text{mCi}/\text{embalagem}$).

Na tabela abaixo vemos um resumo da situação atual na França e no Japão.

TABELA B.1- Classificação do Rejeito Radioativo Sólido

Grupo de Rejeito	França	Japão
Base da classificação	Função do acondicionamento de forma que a exposição seja ≤ 200 mR/h na superfície e ≤ 10 mR/h a 1 metro.	Função da atividade por unidade de volume (mCi/cm^3)
Baixa Atividade	Acondicionada em blindagem de concreto de 10 cm de espessura	$10^{-3} \leq A < 10^{-6}$
Atividade intermediária	Acondicionada em blindagem de concreto com 40 cm de espessura	$1 < A \leq 10^{-3}$
Alta atividade	Blindagem de chumbo	$A \geq 1$

B.1.2- Rejeito Líquido

O rejeito líquido é comumente classificado como sendo de: alta atividade, baixa atividade e atividade intermediária, se bem que podemos encontrar diversas classificações em muitos países do mundo, como mostra um trabalho de pesquisa realizado pela Agência Internacional de Energia Atômica em 1967/ 53 /. A Figura B.1- mostra-nos os resultados obtidos nesta pesquisa.

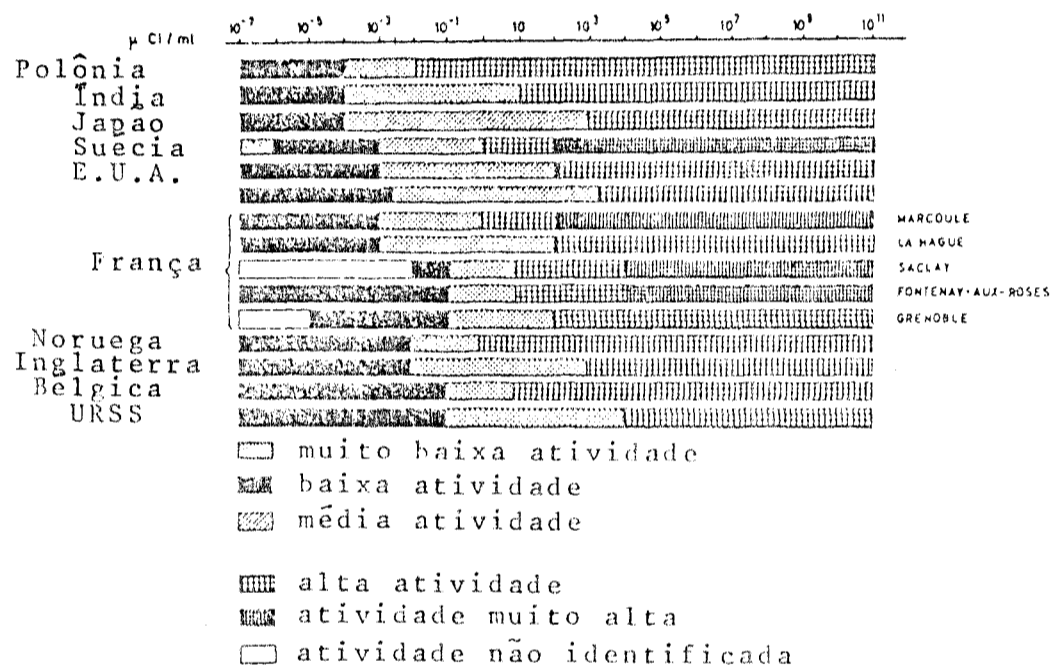


FIGURA B.1- Classificação do Rejeito Radioativo Líquido em Diversos Países.

Ao analisarmos esta figura, notamos que o rejeito considerado como sendo de alta atividade em alguns países, pode ser classificado como de atividade intermediária ou mesmo de baixa atividade em outros países. Podemos porém definir as

expressões da seguinte maneira:

O "rejeito líquido de alta atividade" refere-se aos resíduos aquosos resultantes da operação do primeiro ciclo de extração com solvente, ou equivalente, acrescidos dos resí - duos concentrados dos ciclos subseqüentes, na unidade de re - processamento do combustível irradiado / 69/ e / 29 /.

O "rejeito líquido de atividade intermediária" refere - se ao líquido proveniente da descontaminação das embalagens - usadas no transporte dos elementos combustíveis, dentro da unidade de reprocessamento. Esta definição é também empregada para uma série de outros líquidos gerados nesta mesma unidade de reprocessamento.

O "rejeito líquido de baixa atividade" refere-se ao lí - quido resultante de praticamente todas as operações de trata - mento simples levadas a cabo dentro do ciclo do combustível - nuclear.

Ainda , baseando-se na pesquisa desenvolvida pela Agên - cia Internacional de Energia Atômica, podemos notar que exis - tem 15 classificações diferentes para os rejeitos líquidos . Estas classificações são baseadas nos seguintes fatores:

- Atividade dos rejeitos.
- Facilidade de tratamento anterior à disposição
- Concentrações Máximas Permissíveis.

TABELA B.2- Gamas de Atividades para o Rejeito Radioativo Líquido

Grupo de Rejeito	Atividade $\mu\text{Ci/ml}$ (médias ponderadas)	Gamas de Atividades encontradas $\mu\text{Ci/ml}$
Baixa atividade	$3,5 \times 10^{-2}$	$\rightarrow 10^{-1}$
Atividade intermediária	a $3,5 \times 10^{-2}$ $8,89 \times 10^2$	$10^{-4} \rightarrow 10^4$
Alta atividade	$> 8,89 \times 10^2$	$10^{-2} \rightarrow$

B.1.3- Rejeito Gasoso

O rejeito gasoso, geralmente, não é classificado, sendo apenas descrito pela sua atividade total por unidade de volume ou ainda pela atividade total liberada. A sua composição e atividade é bastante variada, dentro do ciclo do combustível nuclear, dificultando qualquer trabalho que tenha por objetivo organizar um modelo padrão que possa englobar todos os tipos de resíduos gerados.

B.2- Classificações Propostas

Nesta seção temos como objetivo principal, a apresentação de algumas classificações para os rejeitos radioativos,

que embora não sirvam como modelo ideal para uma regulamentação dentro desta área, servem para nos dar uma clara visão do problema criado, devido a falta de uma uniformização.

Em 1967, a USASI, "United States of America Standards Institute" propôs uma classificação de rejeitos baseada nos índices da "International Commission on Radiological Protection - ICRP".

TABELA B.3- Categorias dos Rejeitos Líquidos e Gasosos

Categorias de acordo com os Fatores de Multiplicação das Concentrações Máximas Permissíveis	Exemplos das Diferentes Categorias de acordo com os F.D.	Destinos dos Rejeitos
A....< CMP	A-1...Descarga A-2...Tratamento; F.D. < 10^3	Categoria 1: Descarga direta
CMP < B < $10^3 \times$ CMP	B-1...descarga B-2...trat; FD < 10^3 B-3...tratamento; $10^3 < \text{FD} < 10^6$	Categoria 2: Tratamento: FD $\geq 10^3$
$10^3 \times$ CMP < C < $10^6 \times$ CMP	C-1...descarga C-2...Trat; FD < 10^3 C-3...Tratamento $10^3 < \text{FD} < 10^6$ C-4...Trat; $10^6 < \text{FD}$	Categoria 3: Tratamento; FD entre 10^3 e 10^6
$10^6 \times$ CMP < D < $10^9 \times$ CMP	D-2...Trat; FD < 10^3 D-3...Tratamento; $10^3 < \text{FD} < 10^4$ D-4...Trat; $10^6 < \text{FD}$ D-5...Contenção	Categoria 4: Trat; FD > 10^6
E... > $10^9 \times$ CMP	E-3...Tratamento; $10^3 < \text{FD} < 10^6$ E-4...Trat; $10^6 < \text{FD}$ E-5...Contenção	Categoria 5: Sem tratamento; Contenção

470

Em 1968, Branca e Gera propuseram uma classificação/10/, onde os rejeitos radioativos líquido e gasoso foram discriminados de acordo com os fatores de multiplicação das concentrações máximas permissíveis, ao passo que os rejeitos sólidos foram classificados de acordo com a atividade e meia-vida.

Em 1970, a Agência Internacional de Energia Atômica propôs uma classificação onde os rejeitos líquido, sólido e gasoso são divididos em 3 grupos que, por sua vez, são subdivididos em categorias numeradas de acordo com a atividade - por unidade de volume, no caso dos rejeitos líquido e gasoso, e para o caso do rejeito sólido de acordo com a exposição na superfície e a atividade alfa emitida .

Em 1973, Ferruccio Gera propôs a manutenção dos termos correntes para a classificação dos rejeitos, adotando porém definições mais claras para estes mesmos termos.

B.2.1- Classificação Proposta por Branca e Gera

Nesta classificação devemos levar em consideração fatores relacionados com a exposição externa, atividades específicas e radiotoxicidades dos núclídeos , além da atividade , traduzindo um maior perigo para os trabalhadores que procedem as operações de tratamento e disposição dos rejeitos.

Um dos pontos positivos nesta classificação é o número de informações disponíveis relativas ao rejeito em questão.

B.2.1.1- Rejeitos Líquidos e Gasosos

Os rejeitos líquido e gasoso são discriminados por categorias de acordo com os fatores multiplicativos das concentrações máximas permissíveis (CMP) . Estas categorias são subdivididas baseadas nos fatores de descontaminação exigidas para a descarga no meio ambiente .

Abaixo, na Tabela B.3, encontramos de forma reduzida a classificação dos Rejeitos Líquidos e Gasosos.

B.2.1.2- Rejeitos Sólidos

Os rejeitos sólidos, nesta classificação, são agrupados por suas atividades em $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ou $\mu\text{Ci}/\text{g}$. Para este caso, há a necessidade de se conhecer a composição do rejeito para se aplicar a classificação proposta.

TABELA B.4- Categorias dos Rejeitos Sólidos com Base na Atividade e Meia-Vida.

Grupo com base na meia-vida	1	2	3
CATEGORIA	$T_{1/2} < 25 \text{ d}$ $T_{1/2} > 10^{11} \text{ a}$	$250 \text{ d} < T_{1/2} < 10 \text{ a}$ $10^8 \text{ a} < T_{1/2} < 10^{11} \text{ a}$	$10 \text{ a} < T_{1/2} < 10^8 \text{ a}$
A	$< 10^{-4}$	$< 10^{-5}$	$< 10^{-6}$
B	de 10^{-4} a 10^{-1}	de 10^{-5} a 10^{-2}	de 10^{-6} a 10^{-3}
C	de 10^{-1} a 10^2	de 10^{-2} a 10	de 10^{-3} a 1
D	de 10^2 a 10^5	de 10 a 10^4	de 1 a 10^2
E	Superior a 10^5	Superior a 10^4	Superior a 10^3

TABELA B.5- Categorias do Rejeito Sólido de Acordo com os Índices de Radiação

Categoria	Índices de Radiação ($i = K \times D$)
I	< 0,002
II	de 0,002 a 0,02
III	de 0,02 a 0,2
IV	de 0,2 a 2
V	Superior a 2

D = exposição em R/h medida no ar a 1 m da superfície da embalagem ou superfície livre do rejeito.

K = fator correspondente à secção da embalagem ou rejeito, perpendicular à direção da medida.

O coeficiente K reflete as diferentes atenuações do índice de exposição com a distância, como função das dimensões da fonte, sendo os valores empregados, os mesmos da publicação do "IAEA - Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, 1967".

TABELA B.6- Valor do Coeficiente K de Acordo com a Secção do Rejeito ou Embalagem

Secção da Embalagem ou Rejeito	Coeficiente K
< 1 m ²	1
1 - 5 m ²	3
5 - 20 m ²	6
> 20 m ²	19

Como, em geral, o acondicionamento dos rejeitos tem seções retas inferiores a 1 m^2 , os índices de radiação coincidem com a exposição no ar a 1 m da superfície expressa em R/h.

B.2.2- Classificação Proposta pela "USASI"

A aplicação exata desta classificação requer o conhecimento da natureza e atividade dos vários radionuclídeos - contidos no rejeito. Como esta informação é muito raramente disponível, a classificação é baseada em considerações conservativas deduzidas pelo que pode conduzir a uma superestimação da potencialidade poluente dos rejeitos.

As medidas necessárias para uma classificação verdadeira resultariam em um custo elevado e uma exposição adicional do pessoal encarregado daquelas medições.

TABELA B.7- Classificação dos Rejeitos , segundo a "USASI"

Categorias de Rejeitos	Caracterização
Classe A (nível populacional)	\leq concentração máxima permitida, para membros da população em geral (incluindo-se pessoas vivendo na vizinhanças de áreas controladas).
- líquidos e gasosos.....	
- Sólidos.....	\leq CMP trimestral/kg sólido , para membros da população em geral (incluindo pessoas vivendo nas vizinhanças das áreas controladas)

.... segue...

TABELA B.7- Classificação dos Rejeitos, Segundo a "USASI"
(Continuação....)

Categorias de Rejeitos	Caracterização
- Radiação de Superfície....	< a exposição de corpo inteiro para membros da população em geral(incluindo - pessoas vivendo nas vizinhanças das áreas cont.)
Classe B (nível ocupacional)	
- líquidos e gasosos.....	> Classe A, mas \leq a CMP para exposição ocupacional (semana de 40 h).
- Sólidos.....	> Classe A, mas \leq a CMP trimestral para exposição ocupacional/kg de sólido.
- Radiação de Superfície....	> Classe A, mas \leq a CMP de corpo inteiro para exposição ocupacional (semana de 40 h).
Classe C (baixo nível)	
- líquidos, sólidos e gasosos	> Classe , mas $\leq 10^4$ x categoria B.
- Radiação de superfície	
Classe C-1	< a exposição máxima admissível para exposição ocupacional na superfície.
Classe C-2.....	> IDEM
Classe D(nível intermediário)	
- líquidos, sólidos e gasosos.....	> Classe C, mas $\leq 10^{-4}$ x classe C.
- radiação de superfície.	
Classe D-1.....	< a exposição máxima de corpo inteiro, para exposição ocupacional, na superfície.
Classe D-2.....	> IDEM

... segue....

TABELA B-7- Classificação dos Rejeitos , Segundo a "USASI"
(Continuação...)

Categorias de Rejeitos	Caracterização
Classe E (alto nível)	
- líquidos, sólidos e gasosos.....	> Classe D
- radiação de superfície :	
Classe E-1.....	≤ a exposição máxima admissível de corpo inteiro , para exposição ocupacional, na superfície.
Classe E-2.....	> IDEM

Observações:

1) As concentrações máximas permissíveis adotadas - nesta classificação são as publicadas pela "International Commission on Radiological Protection" / 55 /.

2) Concentração máxima permissível trimestral /kg sólido = (concentração máxima permissível na água para uma exposição ocupacional de 168 h) x (2200 ml/dia)x (91 dias/trimestre) = (concentração máxima permissível na água)x (2×10^5) .

B.2.3- Classificação Proposta pela Agência Internacional de Energia Atômica

A Agência em sua proposição, divide o rejeito radioa

tivo segundo o seu estado físico. Temos, assim, os rejeitos líquidos, sólidos e gasosos, classificados separadamente.

Após um detalhado estudo, onde procurou ponderar todos os itens do problema relacionado com a uniformização dos rejeitos radioativos, a Agência propôs uma classificação por categorias tomando como base os seguintes itens:

- 1- Requisitos Sanitários e de Segurança.
- 2- Experiência prática adquirida com instalações de tratamento de rejeitos.
- 3- Regulamentos para transporte de substâncias radioativas ("Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials - IAEA, 1967) / 51 / .

A classificação com base nas concentrações máximas permissíveis (CMP) tem a vantagem aparente de associar os rejeitos à sua radiotoxicidade. Porém, devemos notar que as CMP não fornecem informações suficientes para avaliar uma exposição à radiação resultante de uma liberação proposita da ou de uma fuga acidental.

B.2.3.1- Rejeitos Sólidos

A classificação dos rejeitos sólidos apresenta a necessidade de levarmos em conta fatores como o seu manuseio e transporte, antes e depois do tratamento. A Agência

baseou-se nas seguintes premissas restritivas para propor a sua classificação, apresentada na Tabela B.8 :

1) As classificações baseadas na atividade por unidade de volume ou peso têm-se mostrado insatisfatórias na descrição do rejeito sólido, dada a heterogeneidade da composição e pelo fato de poder ser combustível ou não.

2) Permitindo avaliar a maioria dos rejeitos emissores γ e $\gamma + \beta$, caracterizados pela exposição não permite - avaliar no caso de emissores α puros.

3) A exposição deve ser medida na superfície do rejeito ou de sua embalagem; de acordo com as normas de transporte da Agência / 51/, a 1 m da superfície da embalagem.

A medição sendo feita desta maneira, é função:

3.1) das características da embalagem: espessura - das suas paredes e natureza da sua construção;

3.2) da natureza básica do rejeito (alguns emissores β podem não ser detectados);

4) Para alguns emissores α , o problema da criticalidade deve também ser considerado.

5) Que a medição do rejeito na embalagem é sempre - vaga e as estimativas podem atingir erros de até 100% , de vendo-se tomar em consideração um coeficiente de segurança imposto pela possível criticalidade do rejeito.

TABELA P.8- Categorias para o Rejeito Sólido

Categoria	Dose de radiação na superfície d (R/h)	Observações
1	$D \leq 0,2$	Emissores β e γ dominantes
2	$0,2 \leq D \leq 2$	
3	$2 < D$	
4	Atividade α expressa em Ci/m^3	Emissores α dominantes

Observação: a quantidade máxima de material físsil contida nos rejeitos sólidos deverá ser indicada como requisito adicional para as embalagens que contenham tal material.

P.2.3.2- Rejeitos Líquidos

As propostas de categorias para o rejeito radioativo líquido, contém cinco categorias e constituem um compromisso entre os requisitos de tratamento do rejeito, nos estabelecimentos de pesquisa e nas unidades de tratamento do combustível nuclear irradiado.

As concentrações podem ser expressas em $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ ou Ci/m^3 .

TABELA B.9- Categorias Para o Rejeito Líquido

Categoria	Nível de Atividade A ($\mu\text{Ci/ml}$)	Observações
1	$A \leq 10^{-6}$	usualmente não sujeitos a tratamentos. Descarregados como produzidos no meio ambiente
2	$10^{-6} < A < 10^{-3}$	sem necessidade de blindagem.
3	$10^{-3} < A < 10^{-1}$	possível blindagem
4	$10^{-1} < A < 10^4$	Exigem blindagem
5	$10^4 < A$	Exigem arrefecimento

B.2.3.3- Rejeitos Gasosos

Na maioria dos países, o rejeito gasoso não é classificado. Devemos levar em consideração, a pequena experiência existente sobre os rejeitos gasosos, em comparação aos rejeitos sólidos e líquidos. Pelo fato de os métodos de tratamento serem incipientes e existirem diferenças consideráveis em relação às atividades e composição dos efluentes gasosos deste modo se justifica a classificação dos rejeitos gasosos em várias categorias.

Tendo-se em vista sua potencialidade poluente, a atividade total descarregada no meio ambiente tem mais importância do que a concentração pois, os efeitos da descarga total dependem de múltiplos fatores locais de modificação tais como a localização do ponto de descarga, altura deste em relação ao solo, direção e velocidade do vento. Contudo, pelo fato de a atividade total não ter significado no manuseio do rejeito gasoso, a classificação por concentrações de atividade oferece a única solução para a discriminação das descargas gasosas.

Os rejeitos gasosos foram divididos em 3 categorias, adotando-se as mesmas unidades utilizadas para a classificação dos rejeitos líquidos, ou seja, $\mu\text{Ci/ml}$ ou Ci/m^3 .

TABELA B.10- Categorias para o Rejeito Gasoso

Categoria	Nível de Atividade A (Ci/m^3)	Observações
1	$A \leq 10^{-10}$	Normalmente não tratado.
2	$10^{-10} < A \leq 10^{-6}$	Efluentes normalmente tratados por filtração
3	$10^{-6} < A$	Efluentes normalmente tratados por filtração e outros métodos.

B.2.4- Classificação Proposta por Gera com Base em Termos Correntes

Em seus estudos sobre a classificação dos rejeitos radioativos, Ferruccio Gera chegou a conclusão que o uso dos

termos correntes pode ser satisfatório, desde que recebam uma definição objetiva e clara / 42 /.

Para Gera as classificações dos rejeitos baseadas em concentrações de atividade têm pouca relevância no ponto de vista do tratamento deste rejeito ou da sua disposição, pois basta lembrar-se da classificação dos rejeitos líquidos, onde a classe mais baixa não corresponde, de forma alguma, a possibilidade de sua descarga para o meio ambiente. As classificações baseadas nas concentrações máximas permissíveis são representativas da radiotoxicidade dos nuclídeos somente no caso da ingestão da água ou inalação serem os modos críticos de exposição.

D.2.4.1- Rejeitos de Alta Atividade

Devem estar incluídos, nesta categoria, somente os rejeitos produzidos na unidade de reprocessamento do combustível irradiado, ou o combustível irradiado em si mesmo, caso não tenhamos a unidade de reprocessamento dentro do nosso ciclo do combustível nuclear. Estes rejeitos contêm o todo dos produtos de fissão e significativa quantidade dos emissores α de longa meia-vida.

Com a atual tecnologia, os rejeitos são inicialmente produzidos como líquidos com concentrações de atividade de milhares de Ci/l. Os rejeitos líquidos e sólidos produzidos em quaisquer dos processos de solidificação requerem um sistema de dissipação de calor, pois são auto-aquecidos.

B.2.4.2- Rejeitos de Baixa Atividade

Os rejeitos líquidos e gasosos são considerados de baixa atividade quando caracterizados por um baixo perigo potencial. Estes rejeitos são, normalmente, produzidos em grandes volumes, não requerendo blindagem e sendo tratados por simples técnicas tais como a filtração, floculação etc. Em muitos casos podem ser liberados para o meio ambiente.

Quanto aos rejeitos sólidos, todos aqueles que podem ser manuseados sem precauções particulares, são considerados de baixa atividade, sendo constituídos normalmente de misturas de vários materiais em que na maioria das vezes a contaminação é apenas suspeita.

B.2.4.3- Rejeitos Emissores α

Estão incluídos nesta categoria, todos os rejeitos - contendo particularmente os isótopos transurânicos de meia vida muito grande, apresentando por este motivo um potencial poluente elevado.

Como critério de separação dos rejeitos sólidos que requerem uma "retenção" prolongada, daqueles que poderiam ser aceitos para a disposição em valas, foi adotado nos Estados Unidos, o valor de $10\mu\text{Ci}/\text{kg}$. Já na França, adotou-se como limite de segregação, o valor de 10.000 vezes a Concentração Máxima Permissível do isótopo constituinte em água potável, o qual, no caso do ^{239}Pu , corresponde a $5 \times 10^{-2}\text{Ci}/\text{m}^3$ ($50\mu\text{Ci}/\text{l}$).

B.2.4.4- Rejeitos Devidos ao "Desencamisamento" dos Elementos Combustíveis.

O elemento combustível transportado para a unidade de reprocessamento, passa por um processo mecânico de preparação, antes de ser submetido ao processo químico. O material proveniente do desencamisamento do combustível irradiado, bem como toda ferragem associada ao conjunto de elemento combustível, constituem-se numa importante classe de rejeitos sólidos.

A atividade principal é devida a produtos de ativação, mas deve-se ter em conta a existência de produtos de fissão absorvidos e emissores presentes, correspondendo as partículas de combustível que permanecem nas paredes dos pequenos pedaços de varetas usadas para acondicioná-lo.

A concentração dos emissores α está normalmente bem acima de 10 $\mu\text{Ci}/\text{kg}$.

B.2.4.5- Rejeitos de Nível Intermediário

Incluem-se nesta categoria todos os rejeitos que não caem em qualquer das categorias anteriores, sendo exemplos típicos os concentrados dos evaporadores, as resinas saturadas, os filtros, os componentes estruturais dos reatores, vários tipos de ferragens ativadas ou contaminados etc. Assim, estes rejeitos não podem ser liberados para o meio ambiente, devendo receber um apropriado tratamento e acondicionamento.

Embora, este tipo de rejeito não exija um sistema de remoção de calor, há a necessidade de se providenciar um meio eficiente de contenção e blindagem.

Observações.

1) Esta classificação não é exaustiva, e assim, muitas categorias adicionais poderão nela ser adicionadas.

2) Esta classificação não implica numa escolha de operações subseqüentes de tratamento que os rejeitos irão requerer.

B.3- A Classificação Adotada Neste Trabalho

Como podemos observar, pelas classificações propostas neste Apêndice, não há um consenso geral relativo a este problema. Assim, cada grupo de estudo voltado para o manuseio do rejeito radioativo, pode encontrar uma solução que melhor se amolde aos problemas. Em França, por exemplo, para o caso do rejeito líquido, encontramos 5 diferentes limites, que não são necessariamente iguais aos outros 10 limites impostos por outros países para o mesmo tipo de rejeito. Podemos deduzir facilmente então, que só poderemos elaborar uma classificação, após conhecermos todas as características técnicas das unidades do nosso ciclo do combustível, bem como do rejeito radioativo a ser gerado, como consequência dos métodos e técnicas empregadas no seu tratamento.

Tendo-se em vista, a necessidade de transporte, usamos neste trabalho, a denominação "rejeito de alta atividade", para designar o material em cuja composição se encontra a maior parte dos produtos de fissão geradas no primeiro ciclo de extração com solventes na unidade de reprocessamento. O material "contaminado com plutônio" só está incluído dentro desta categoria, quando temos um ciclo de combustível sem reciclagem. O combustível irradiado, independentemente do ciclo do combustível adotado, é considerado como sendo um caso a parte devido as suas características particulares para o transporte. Pelo mesmo motivo, "o rejeito contaminado com elementos transurânicos" é considerado separadamente.

Também, como consequência da falta de uniformização na classificação dos rejeitos, resolvemos não empregar a denominação "rejeito de atividade intermediária", preferindo assim descrever as características do rejeito e adaptando-as às exigências impostas para o seu transporte.

Tanto quanto os diversos organismos e pesquisadores de todo mundo, não poderíamos nós, pretendermos criar um modelo para a classificação dos rejeitos radioativos, principalmente, como citamos acima, pelo fato de não termos às mãos todos dados necessários. Assim, o objetivo pretendido foi o de adaptar, da melhor maneira possível, todas as informações obtidas, de modo a se alcançar um resultado satisfatório para este trabalho.

APÊNDICE C

Modelos de Relatórios de Acidentes Rodoviários e Ferroviários.

= RELATÓRIO DO ACIDENTE 10.B.4.78 OCORRIDO DIA 23/4/78 =

1) DESCRIÇÃO DO ACIDENTE:-

As 8,20 horas, quando o trem L.1201, locomotiva nº 2012, circulava no trecho entre Apua e Botucatu, no Km 266, - poste 1, causou descarrilar os seguintes veículos: rodeiro trazeiro do truque trazeiro do IC-39350, 10º lugar; rodeiro trazeiro do truque dianteiro e rodeiro trazeiro do truque trazeiro do IC-39369, 11º lugar; rodeiro trazeiro do truque trazeiro do IC-39359, 12º lugar; rodeiro trazeiro do truque dianteiro e rodeiro trazeiro do truque dianteiro, 13º lugar do AFD-105989 e rodeiro trazeiro do truque dianteiro do Fepasa 189301, 14º lugar. Somente o AFD-105989 estava carregado com diversos. Linha principal ficou impedida das 8:20 às 19,30 horas.

2) AVARIAS DECORRENTES DO ACIDENTE:-

Via Permanente:- sofreu avarias numa extensão de 100 metros, sendo empregados nos serviços a mão de obra de 12 homens x hora e os seguintes materiais: 250 dormentes de madeira e 12 metros de trilhos tipo 50.

IC-39367:- sofreu avarias, sendo empregado nos serviços de reparação a mão de obra de 7 homens x hora e os seguintes materiais: 2 sapatas de ferro; 2 bronze nº 16; 4 litros de óleo; 8 Kg de enchimento preparado; 5 contra pinos de 1/4x3" e 5 contra pinos de 5/16"x3 1/2".

IC-39350:- sofreu avarias, sendo empregado nos serviços de reparação a mão de obra de 5 homens x hora e os seguintes materiais: 4 litros de óleo; 2 sapatas de ferro e 5 contra pinos de 5/16" x 3 1/2".

IC-39359:- sofreu avarias, sendo empregado nos serviços de reparação a mão de obra de 7 homens x hora e os seguintes materiais: 2 sapatas de ferro; 2 bronze nº 16; 10 contra pinos de 5/16" x 3 1/2" e 4 litros de óleo.

AFD-105989:- sofreu avarias sendo empregados nos serviços a mão de obra de 1 homem x hora e 4 sapatas de ferro fendidas.

Fep.189301:- não sofreu avarias, somente foi empregado nos serviços a mão de obra de 1 homem x hora e 4 litros de óleo.

3) ENCARRILAMENTO DOS VEÍCULOS:-

IC-39369 encarrilado às 11,05 horas.
IC-39350 encarrilado às 10,45 horas.
Fep. 189301 encarrilado às 11,10 horas.
AFD-105989 encarrilado às 11,30 horas.
IC-39367 encarrilado às 11,50 horas.

4) ATRASOS DE TRENS:-

PS.2 atrasou 6,02 horas.
PS.1 atrasou 7,43 horas.

= RELATÓRIO DO ACIDENTE =
10.B.4.78

5) EXPEDIÇÃO DOS VEÍCULOS:-

IC-39367 - Vazio.
IC-39350 - Vazio.
IC-39369 - Vazio.
FEP. 189301 - Vazio.
AFD-105989 - carregado com diversos à Santa Cruz de La Sierra.

6) SERVIÇO DE SOCORRO:-

Socorro de Botucatu no local às 10:40 horas, empregando nos serviços a mão de obra de 156 homens x hora e os seguintes materiais: 20 litros de gasolina para o motor de iluminação do socorro e 10 Kg de carboreto.

7) PREJUÍZOS CAUSADOS À FERROVIA:-

A) Mão de obra	CR\$ 4.798,00
B) Materiais	CR\$ 17.480,00
C) Atrasos de trens	CR\$ 34.757,25
D) Deslocamento socorro	CR\$ 10.290,00
Total	CR\$ 57.325,25

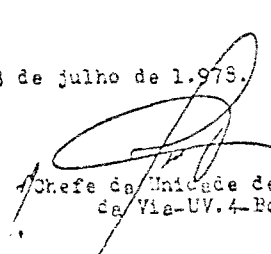
8) DEFINIÇÃO DE CAUSA:-

Fratura de trilho.

9) RESPONSABILIDADE:-

Material.

Botucatu, 13 de julho de 1978.


Chefe da Unidade de Manutenção
da Via-UV.4-Botucatu

JCM/jfg
CC/CR.2/PPV.

TELEGRAMA DE NOTIFICAÇÃO DE ACIDENTES DA FEPASA

FALA
 GP
 CCT/BF/2H
 CCT/BF/2H
 TELEX/BC-1H

((REPETICAO A PEDIDO 25/04))

DE BOTUCATU (ORD)...1146..25/04..16:30.....(GUARACI)..230..PLS
 DE U.R.2 / M.O.V / BOTUCATU.
 P/ C.C.T / BARRA FUNDA.
 C/ U.R.2 / U.E.L.2 / U.E.V.2 / U.V.4 / E.S.X / P.P.V / BCTU.

ACIDENTE (10) B.

L.1201 2012 M.CARDOSO 14/461.

AS 10:20 HRS NO KM.266 POSTE 01 ENTRE APUAS E BOTUCATU DESCARRI-
 LARAM OS SEGUINTE VEICULOS:

IC.39350, VASIO, UM RODEIRO TRUQUE TRASEIRO, 10º LUGAR, DESTINO M.DUTRA.
 IC.39367, VASIO, UM RODEIRO TRUQUE DIANTEIRO E UM RODEIRO TRUQUE TRA-
 SEIRO, 11º LUGAR, DESTINO M.DUTRA.
 IC.39369, VASIO UM RODEIRO TRUQUE TRASEIRO, 12º LUGAR DESTINO M.DUTRA.
 AFD.105989, CARREGADO DIVERSOS A S.C.L.SIERRA, UM RODEIRO TRUQUE DIAN-
 TEIRO E UM RODEIRO TRUQUE TRASEIRO, 13º LUGAR.
 F.189301, VASIO UM RODEIRO TRUQUE DIANTEIRO, 14º LUGAR.
 SOCORRO S.2260 3626 4/110 PARTIU DE BOTUCATU AS 10:25 HRS NO
 LOCAL AS 10:30 HRS.
 IC.39350 ENCARRILADO AS 10:40 HRS.
 WC.39367 ENCARRILADO MB 11:02 HRS.
 IC.39369 ENCARRILADO AS 11:10 HRS.
 AFD 105989 ENCARRILADO AS 11:25 HRS.
 F.189301) ENCARRILADO AS 11:50 HRS.

SOCORRO RECOLHEU PARA PATIO DE BOTUCATU AS 12:26 HRS CONDUZINDO
 OS VEICULOS ACIDENTADOS.

AVARIOU 300 METROS DE LINHA IMPEDINDO PASSAGEM AOS TRENS.

EM CONSEQUENCIA PS.1 AGUARDARA ORDEM EM CONCHAS E PS.2 EM BOTU-
 CATU.

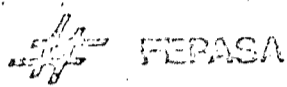
.CAUSA : TRILHO QUEBRADO NO KM.265,500.
 RESPONSABILIDADE: A APURAR.

AVISAREMOS.

(WALDIR)

/+++++/
 H
 TELEX/VQAQT@
 CCT/BF/2H

MODELO DE RELATÓRIO MENSAL DE ACIDENTES DA FEPASA

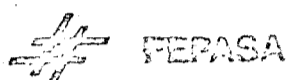


RELATÓRIO DOS
ACIDENTES MATERIAIS

UN 2
MÊS ANO
01 79

Nº ACI- DENTE	CAA	PREFIXO DO TREM	AB	#	/	/	/	VEICULOS		LOCALIZAÇÃO			VITIMAS SOMADAS	RECOR- RENTO VIA FERROVIA	CAUSA RESUMIDA DO ACIDENTE	RESPONSABILIDADE	
								CÉRM.	NÚMERO	LINHA RUBRICA	ESTACIO OU TRECHO	ESTACIO OU TRECHO					
01		12.2314	X	-	-	-	-	FD	14021	-	X	Passagem	-	X	Sim	Chave no contrário	Funcional
		OBS: Na 19:06h, 14/02, desarrilhou também o PNB-12282, quando em manobra no pátio, linha livre na 01:00.															
02		12.2331	X	-	-	-	-	1B	76291	-	X	Estação Junco	-	X	Sim	Curva mal distribuída	Funcional
		OBS: Na 7:12h, 14/02, desarrilhou no mesmo pátio devido à chave devido ao carregamento do veículo.															
03		12.2321	X	-	-	-	-	100	1921	-	X	Passagem	-	X	Sim	Chave no contrário	Funcional
		OBS: Na 7:31h, 14/02, desarrilhou quando em manobra no pátio do depósito.															
04		12.2731	X	-	-	-	-	GTB	15443	-	X	Curvatura	-	X	Sim	Curva de dois trilhos	Funcional
		OBS: Na 9:00h, 8/02, desarrilhou quando em manobra no pátio do depósito de Pedreira no Km 100.															
05		12.2301	X	-	-	-	-	100	1101	-	X	P. Estação	-	X	Sim	A parar	A parar
		OBS: Na 15:20h, locomotiva desarrilhou ao desarrilhar quando adentrava no virador do triângulo.															
06		12.2316	-	-	-	-	-	100	1001/10	X	-	11 e 12	X	-	Sim	Excesso de velocidade	Funcional
		OBS: Na 18:10h, 17/02, desarrilhou: PNB-64101; PNB-12203; PNB-12270; Sep. 12401; PNB-04040; 84055 e PNB-11995.															
07		12.2301	X	-	-	-	-	GTB	11105	-	X	Estação Junco	-	X	Sim	Veículo pulou o trilho	Funcional
		OBS: Na 08:15h, 14/02, desarrilhou quando em manobra no Serviço Pedreira de Laranjal Paulista.															
08		12.2310	-	-	-	-	-	GTB	11400	-	X	P. Estação	-	X	Sim	Falta serviço manobra	Funcional
		OBS: Na 17:00h, 17/02, reboca PNB-12480 serviço por abalroado o PNB-12277/1, quando em manobra.															
09		12.2321	X	-	-	-	-	112	1062	-	X	Estação Junco	-	X	Sim	Chave curvado	Funcional
		OBS: Na 21:10h, 17/02, desarrilhou carro 3082 quando após locomoção encontrava na linha 6 do Depósito 101, 101.															
10		12.2321	X	-	-	-	-	GTB	11042	X	-	11 e 12	-	X	Sim	Excesso de velocidade de um loco	Funcional
		OBS: Na 11:30h, 17/02, desarrilhou ao não circular após desarrilhar 1/4 de curva, linha livre na 14:15 horas.															
11		-	-	-	-	-	-	-	-	X	-	11 e 12	X	-	Sim	Parada de rotatório, rebolado	Funcional
		OBS: Na 8:45h, o caminhão PS-1490 caiu do pontilhão da rodovia sobre a linha férrea no Km 211, linha livre 19:00.															

MODELO DE RELATÓRIO MENSAL DE ACIDENTES DA FEPASA (CONTINUAÇÃO)



RELATÓRIO DOS
ACIDENTES MATERIAIS

UR	2
MEZ.	ANO
04	73

Nº AC.	DATA	PREFIXO DO TREM	VEICULOS					LOCALIZAÇÃO		VITRIZAS SINAL	IMPEDI- MENTO VIA FERRADA	CAUSA RESUMIDA DO ACIDENTE	RESPONSABILIDADE
			SERIE	NUMERO	LINHA NORMA	DATA	ESTACAO OU TRECHO						
12	05-08-73	Y	-	-	-	3120213	X	-	RA e BR	-	X	Linha desviada	Ferrovias
OBS. As 5:00h, 31/2010, descurtila quando circulava no trecho, linha livre de 19:52 horas.													
13	05-08-73	X	-	-	-	312072	-	X	Laranjal Pto.	-	X	Chave de segurança	Ferrovias
OBS. As 20:15, 8/160, descurtila quando em manobra de saída de Pedreira da Laranjal Paulista.													
OBS.													
OBS.													
OBS.													
OBS.													
OBS.													
OBS.													
OBS.													
OBS.													
OBS.													

BOLETIM DE OCORRÊNCIA DO DNER (CONTINUAÇÃO)

MT ACIDENTE Nº 110029 F1 03 DE 03
 DNER DRF 02 NÚCLEO 02
 BOLETIM DE OCORRÊNCIA / B2

VEICULO	07/71 Volkswagen	OCUPANTES	05	VITIMAS	00
ESPECIE		PLACA	SP-4785	UF	SP
ENDEREÇO DO PROPRIETÁRIO	R. Amazonas da Silva, 106 - V. Guilherme - São Paulo - SP				
ORIGEM	Guarulhos - SP	DESTINO	São Paulo - SP		
OCUPAÇÃO PRINCIPAL	Antônio Pais Pinheiros - Overloguista				
IDENTIDADE (Nº e DADOS ENCLAVES)	36		1501604		
VEICULO	5416765 - SP	OCUPANTES		VITIMAS	050176

(The following sections of the form are crossed out with a large handwritten 'X')

VEICULO		OCUPANTES		VITIMAS	
ESPECIE		PLACA		UF	
ENDEREÇO DO PROPRIETÁRIO					
ORIGEM		DESTINO			
OCUPAÇÃO PRINCIPAL					
ENDEREÇO (RUA, Nº, ASPI, Nº, CEM e UF)					
IDADE	SEXO	ESTADO CIVIL	ESTADO	GRUPO DE INTERESSES	
IDENTIDADE (Nº e DADOS ENCLAVES)					
VEICULO	INDOME	OCUPANTES		VITIMAS	
ENDEREÇO (RUA, Nº, ASPI, Nº, CEM e UF)					
ESTADO CIVIL	ESTADO	GRUPO DE INTERESSES			
OCUPAÇÃO PRINCIPAL					
VEICULO	INDOME				

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. ADLER, L.B. Heat transfer study of cobalt-60 shipping container: progress report nº 1. Upton, N.Y., Brookhaven National Lab., Jun. 1961. (BNL-657(T213)).
2. ADLER, L.B. Heat transfer study of cobalt-60 shipping container: progress report nº 2. Upton, N.Y., Brookhaven National Lab., Jun. 1961. (BNL-684(T231)).
3. APPLETON, G.J. & SERVANT, J.Y. Packaging standars. In: SANDIA CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings of the international - symposium for... held at Albuquerque, New Mexico, January 12-15, 1965. Albuquerque, N.M., Jun. 1965. p.32 - 44. (SC-RR-65-98).
4. BARAT, J. A evolução dos transportes no Brasil. Rio de Janeiro, Instituto Brasileiro de Geografia e Estatística, 1978.
5. BATIE, R.V. Shipping of radioactive materials at the National Reactor Testing Station. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Contractor safety and fire protection conference: proceedings of the 1958 on... held in Germantown, Maryland June 24-25, 1958. Oak Ridge, Tenn. 1959. p. 68-73.
6. BECKER, R.C. Preventing shipping incidents: two cases studies. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings third international symposium on...held in Richland, Washington, August 16-20, V. 1. Washington, D.C., 1971. p. 188-94. (CONF-710801, V. 1).
7. BENEDICT, H. & PIGFORD, T.H. Nuclear chemical engineering. New York, N.Y., MacGraw-Hill, 1957. (MacGraw-Hill in Nuclear Engineering).
8. BISHOP, N.F.C.; MCAN, J.C.; MARSHALL, W.W. Experience in the transport of irradiated fuel. In: UNITED NATIONS. Peaceful uses of atomic energy: proceedings of the third international conference on... held in Geneva, 31 August-9 September 1964, V.13: Nuclear safety. New York, N.Y., 1965. p. 264-72.

9. BOYD, G.F. Safeguards program for transportation. In : UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Safeguards research and development: proceedings of the AEC symposium on... held in Los Alamos Scientific Laboratory of the University of California, Los Alamos, New Mexico . October 27-29, 1969. Washington, D.C., sem data. p.27-8. (Wash-1147).
10. BRANCA, G. & GERA, F. Proposed classification of radioactive wastes. Rome, CNEN, 1968. (CNEN Internal Report.)
11. BRANDÃO, F.A. Aspectos técnicos e economicos do Programa Nuclear Brasileiro. Rio de Janeiro, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1978. (CNEN, Comunicação interna).
12. BRASIL. MINISTÉRIO DOS TRANSPORTES. Jornal Transportes, (55), jun. 1978.
13. BRASIL. MINISTÉRIO DOS TRANSPORTES. Jornal Transportes , (56), set. 1978.
14. BRASIL. MINISTÉRIO DOS TRANSPORTES. Departamento Nacional de Estradas de Rodagem. Classificação funcional do sistema rodoviário do Brasil. Rio de Janeiro, 1974.
15. BRASIL. MINISTÉRIO DOS TRANSPORTES. Departamento Nacional de Estradas de Rodagem. Estudo do transporte rodoviário de cargas no Brasil. 1978. (Publicação interna).
16. BRASIL. MINISTÉRIO DOS TRANSPORTES. Departamento Nacional de Estradas de Rodagem. Síntese do relatório preliminar sobre o transporte rodoviário de cargas perigosas elaborado pelo DNER. 1978. (Publicação interna).
17. BRASIL. MINISTÉRIO DOS TRANSPORTES. Departamento Nacional de Estradas de Rodagem. Trabalhos técnicos do IPR/DNER na área de segurança de tráfego. Rio de Janeiro, 1976.
18. BROBST, W.A. Transportation accidents: how probable? Nucl. News, 16(7):48-54, May 1973.
19. CHAYES, A. & LEWIS, W.B. O ciclo do combustível nuclear. Rio de Janeiro, Atlântida, 1978.

20. CLARKE JR., H.G. Experimental studies of cask impact resistance. In: SANDIA CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials proceedings of the international symposium for...held at Mexico, January 12-15, 1965. Albuquerque, N.M., Jun. 1965. p.261-82. (SC- RR - 65-98).
21. CLARKE, R.K.; FOLEW, J.T.; HARTMAN, W.F.; LARSON, D.W. Severities of transportation accidents. V.1: Summary. Albuquerque, N.M., Sandia Lab., Jul. 1976 (SLA-74-001).
22. CLEMENT, J.M. La centrifuga de gases en el enriquecimiento isotopico del uranio. Energ. Nucl. (Madrid), 18(92):383-9, 1974. ==
23. DAVIS, C.R. Uranium cask shipment of Fort St. Urain HTGR spent fuel. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION . Packaging and transportation of radioactive materials : proceedings third international symposium on... held in Richland, Washington , August 16-20, V.2. Washington, D.C. p.974-88. (CONF-710801, V.2).
24. DENNIS, A.W.; FOLEY JR.; J.T.; HARTMAN, W.F.; LARSON, D.W. . Severities of transportation accidents involving large packages. Albuquerque, N.M., Sandia Lab., May 1978 . (SAND-77-0001).
25. DOSHI, K.D. An analytical approach to study vehicle collisions. In: SANDIA CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings of the international symposium for...held at Albuquerque, New Mexico, January 12-15, 1965. Albuquerque, N.M., June 1965. p.243-60. (SC-RR-65-98; TID-4500(41 ed.)).
26. DUNAWAY, L.L. Enrichment errors in interplant shipments. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings third international symposium on... held in Richland, Washington, August 16-20, V.1. Washington, D.C., 1971. p. 185-7 . (CONF-710801, v.1).
27. EICHOLZ, G.G. Transportation of nuclear materials. In : KARAM, R.B. & MORGAN, K.S., editores. Environmental impact of Nuclear Power Plants: proceedings of a conference held November 26-30, 1974, Atlanta Georgia. New York, N.Y. Pergamon, 1976. p.187-231.

28. ENERGY RESEARCH & DEVELOPMENT ADMINISTRATION. Alternatives for managing wastes from reactors and post-fission operations in the LWR fuel cycle, V.1. Springfield, Va., May 1976. (ERDA-76-43, V.1).
29. ENERGY RESEARCH & DEVELOPMENT ADMINISTRATION. Alternatives for managing wastes from reactors and post-fission operations in the LWR fuel cycle, V.2. Springfield, Va., May 1976. (ERDA-76-43, V.2).
30. ENERGY RESEARCH & DEVELOPMENT ADMINISTRATION. Alternatives for managing wastes from reactors and post-fission operations in the LWR fuel cycle, V.3. Springfield, Va., May 1976. (ERDA-76-43, V.3).
31. EUROPEAN ATOMIC ENERGY COMMUNITY. Examination of the International Atomic Energy Agency's regulations for the safe transport of radioactive materials: report on the implication of the safety criteria for fissile material packages and study of practical solutions: final report, V.5. Brussels, 1968. (EUR-3485 e,f).
32. EVANS, R.D. Shipping radioactive substances. Phys. Today, 2(10):20-7, Oct. 1949.
33. FARNER, F.R. The packaging transport and related handling of radioactive materials. Vienna, International Atomic Energy Agency, 1961. (Review series, 12).
34. FERROVIA PAULISTA S.A. Anuário estatístico. São Paulo, 1978.
35. FERROVIA PAULISTA S.A. Classificação das vias. São Paulo, 1979. (Circular interna).
36. FLOH, B.; ARAUJO, J.A.; MATSUDA, F.T. Introdução ao estudo do tratamento de combustíveis nucleares irradiados. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, jan. 1975. (IEA - Inf. 41).
37. FOLEY, J.T. & GENS, M.B. Environment experienced by cargo during normal rail and truck transport. Albuquerque, N.M. Sandia Lab., Aug. 1971. (SC-D-71-241).

38. GABLIN, K. Design considerations for high-volume IAEA type B protective overpack shipping containers in use with current transportation systems. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Tests on transport packaging for radioactive materials: proceeding of a seminar on... held in Vienna, 8-12 February 1971. Vienna, 1971. p.355-64. (Proceedings series).
39. GARRISON, R.J. Safe secure transportation, who is responsible? In: UNION CARBIDE CORPORATION. Packaging and transformation of radioactive materials: 4 th proceedings of the international symposium on...held in Miami Beach, Florida, September 22-27, 1974. Oak Ridge, Tenn., sem data. p. 78-85. (CONF-740801-P1).
40. GENECKANF, E. Atomic energy waste its nature use and disposal. London, Butterworths, 1961.
41. GEORGE, T.C. Aspects of transportation of radioactive materials. In: SANDIA CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings of the international symposium for...held at Albuquerque, New Mexico, January 12-15, 1965. Albuquerque, N.M., Jun. 1965. p.74-8. (SC-RR-65-98; TID-4500(41. ed.)).
42. GERA, F. The classification of radioactive wastes. Hlth. Phys., 27:113-21, 1974.
43. GILMORE, W.R.; editor. Radioactive waste disposal. Low and high level. Park Ridge, N.J., Noyses Data Corp., 1977.
44. GRAINGER, L. Regulations for the safe transport of radioactive materials. Vienna, International Atomic Energy Agency, 1967. (Review series, 6).
45. HOGROIAN, P. Spent fuel storage: the magnitude of the problem. In: OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY. The storage of spent fuel elements: proceedings of the NEA seminar on... Madrid, June 1978. Madrid, 1978. p.31-9.
46. HOPKINS, D.R.; BARKER, R.F.; TSE, A.N. Overview of risk assessment in transportation of radioactive materials. Trans. Am. Nucl. Soc., 23:88-9, Jun. 1976.

47. HUDSON II, C.R. Nuclear shipping and waste disposal cost estimates. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge National Lab., Nov. 1977. (ORNL/TM-5976).
48. IMPE, J. van; ROMEAUX, J.P.; LECERF, H.; HEYLEN, P.R.; DE-BEUKELAER, R. A new transport technique for irradiated materials. In: UNION CARBIDE CORPORATION. Packaging and transformation of radioactive materials: 4th proceedings of the international symposium on...held in Miami Beach, Florida, September 22-27, 1974. Oak Ridge, Tenn., sem data. p.430-7. (CONF-740901-P2).
49. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Regulations for the safe transport of radioactive materials. 1961. (IAEA - SS-06/1961).
50. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Regulations for the safe transport of radioactive materials. 1965. (IAEA-SS-06/1964).
51. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Regulations for the safe transport of radioactive materials. 1967. (IAEA-SS-06/1967).
52. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Regulations for the safe transport of radioactive materials. 1973. (IAEA - SS-06/1973).
53. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Standardization of radioactive wastes categories. Vienna, 1970. (Technical report series, 101).
54. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Handling and disposal of radioactive materials in hospitals and medical research establishment. 1964. Oxford, Pergamon, 1965. (ICRP publication. Radiation protection, V.5).
55. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Principles of environmental monitoring related to the handling of radioactive materials: Adopted by the commission on Sept. 13, 1965: Oxford, Pergamon, 1965. (ICRP publication. Radiation protection, V.7).

56. IRVINE, A.R. & SHAPPERT, L.B. An LMFBR fuel shipping cask concept and observations pertaining to hazard survival - potencial. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Packaging and transportation of radioactive materials : proceedings third international symposium on...held in Richland Washington, August 16-20, V.2. Washington, D.C., 1971. p.1007-14. (CONF-710801, V.2).
57. KENNEDY, R.T. & LYON, H.E. Assurance of the effectiveness of safeguards. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Nuclear Power and its fuel cycle: proceedings of on international conference on... held in Salzburg, 2-13 May 1977, V.7. Vienna, 1977. p.367-79.
58. KNAPP, H.A. Cost and safety considerations in the transport of radioactive materials: In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Contractor safety and fire protection conference: proceedings of the 1958 on... held in Germantown, Maryland, June 24-25, 1958. Oak Ridge, Tenn., 1959. p. 54-67.
59. KOEHLER, G.W.; SLASKE, M.; SILLIG, M. Manipulator vehicles of the Nuclear Emergency Brigade in the Federal Republic of Germany: Trans. Am. Nucl. Soc. , 24:505, Nov. 1976.
60. LANGHAAR, J.W.; AIKENS JR., A.E.; RIGSTAD, N.J.; WALCHLI, H.E.; ZAHN JR., L.L. Safety aspects of spent fuel transport. In: UNITED NATIONS. Peaceful uses of atomic energy : proceedings of the third international conference on ...held in Geneva 31 August-9 September 1964, V.13: Nuclear safety. New York, N.Y., 1965. p.273-81.
61. LOSCUTOFF, W.V.; MURPHY, E.S.; CLARK, L.L.; MCKEE, R.W. ; HALL, R.J. A safety and economic study of special trains for shipment of spent fuel. Richland, Wash., Battelle - Pacific Northwest Lab., Dec. 1977. (BNWL-2263).
62. MALLET, A.J. UF_6 container test and development program at the Oak Ridge gaseous diffusion plant. In: SANDIA CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings of the international symposium for... held at Albuquerque, New Mexico, January 12-15, 1965. Albuquerque, N.M., Jun. 1965. p.567-79. (SC-RR-65-98).

63. MARCUS, F.R. & ASYEE, J. Transport of irradiated nuclear fuel on the European continent. In: UNITED NATIONS. Peaceful uses of atomic energy: proceedings of the third international conference on...held in Geneva, 31 August-9 September 1964, V.13: Nuclear safety. New York, N.Y., 1965. p.282-90.
64. MAWSON, C.A. Processing of radioactive wastes. Viena, International Atomic Energy Agency, 1961. (Review series, 18).
65. MERLINI, R.J.; RUSHTON, R.J.; BRIGGS, W.R. National waste terminal storage program: Low level Transuranic waste - transportation studies. Golden, Colo., Rockwell International, Apr. 1978. (RFP-2728).
66. MONTMOLLIN, J.M. de & SELLERS, T.A. A system for communication with commercial special nuclear material shipments. Nucl. Technol., 23:117-23, Aug. 1974.
67. MORGAN JR., J.M. Review of consequences and cost of accidents in the transportation of highly radioactive materials. In: MORGAN JR., J.M.; JOSEPH, A.B.; STEVENSON, J. D.; JAMISON, D.K. Shipping container testing programs : report of working meeting on...at the Johns Hopkins University, May 2-3, 1962. Oak Ridge, Tenn., U.S. Atomic Energy Commission, August. 1962. p.21-8. (TID-7635).
68. MORGAN, JR., J.M.; KNAPP, J.W.; THOMPSON, J.T. A study of the possible consequences and costs of accidents in the transportation of high level radioactive materials . Baltimore, Mar., Johns Hopkins University, Aug. 1961 . (CYO-9772).
69. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Environmental survey of the reprocessing and waste management positions of LWR fuel cycle. Washington, D.C., Oct. 1976. (NUREG-0116)..
70. OSTERKAMP, W. (Anotação de aula).

71. PEARSALL, S.G.; MAJESKI, S.; GEMMELL, L. Design and testing of a shipping container for large quantities of radioactive waste. In: UNION CARBIDE CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings of the second international symposium on... held in Gatlinburg, Tenn., October 14-18, 1968. Oak Ridge, Tenn., 1968. p.624-36. (CONF-681001).
72. PEIXOTO, J.B. Os transportes no atual desenvolvimento do Brasil. Rio de Janeiro, Biblioteca do Exército, 1977.
73. PETERSON, R.W. Design of containers for shipment of radioactive materials. In: SANDIA CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings of the international symposium for...held at Albuquerque, New Mexico, January, 12-15, 1965. Albuquerque, N.M., Jun. 1965. p.450-72. (SC.RR-65-98).
74. PILKEY, O.H.; PLATT, A.M.; ROHRMANN, C.A. The store of high-level radioactive wastes; design and operating experience in the United States. In: UNITED NATIONS. Peaceful uses of atomic energy: proceedings of the second... international conference on...held in Geneva, 1 September-13 September 1958, V.18: waste treatment and environmental aspects of atomic energy. Geneva, 1958. p.7-18.
75. POHLMAN, J.R. & PICKET, A.G. Study of design requirements for sea disposal containers. Oak Ridge, Tenn., U.S. Atomic Energy Commission, Apr. 1962. (TID-15431).
76. PAMAROLA, J. & SAVOUYAUD, J. Handling and transport problems. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Disposal of radioactive wastes: proceedings of the scientific conference on...held in Monaco, 16-21 November 1959, V.1. Vienna 1960. p.290-8.
77. REDE FERROVIÁRIA FEDERAL. Anuário estatístico das ferrovias do Brasil, V.2. Rio de Janeiro, 1978.
78. REED, R.E. Design concepts study of a special nuclear materials cargo vehicle. Nucl.Technol., 23:112-6, Aug. 1974.
79. RHOADS, R.E. An overview of transportation in the nuclear fuel cycle. Richland, Wash., Battelle Pacific Northwest Lab., May 1977. (BNWL-2066).

80. RIBAS, A.G.S. & ABRÃO, A. Preparação de UO_2 apropriado para obtenção de UF_4 . São Paulo, Instituto de Energia Atômica, nov. 1973. (IEA-INF-318).
81. RODGER, W.A. Treatment and processing of radioactive wastes . In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Disposal of radioactive wastes: proceedings of the scientific conference on... held in Monaco, 16-21 November 1959, V.1 . Vienna, 1960. p.451-79.
82. ROGERS, L.R. Management of waste from the use of radioisotopes. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Disposal of radioactive wastes: proceedings of the scientific conference on... held in Monaco 16-21 November 1959, V. 1 . Vienna, 1960. p.53-62.
83. ROGERS, R.F. A spent-fuel receiver's point of view and experience. In: UNION CARBIDE CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings of the second international symposium on...held in Gatlinburg Tenn., October 14-18, 1968. Oak Ridge, Tenn., sem data . p.154-9. (CONF-681001).
84. RUSSEL, J.L. An evaluation of risk models for radioactive materials shipments. In: UNION CARBIDE CORPORATION. Packaging and transformation of radioactive materials: 4th proceedings of the international symposium on...held in Miami Beach, Florida, September 22-27, 1974. Oak Ridge , Tenn., sem data. p.730-42. (CONF-740901-P2).
85. SADDINGTON, K. & TEMPLETON, W.L. Disposal of radioactive waste . London, Newnes, 1958. p.63.
86. SANFORD, R.G. Structural analysis and design considerations for shipping containers of highly radioactive materials. Baltimore, Mar., Johns HopkinsUniversity, May 1961 . (NYO-9374).
87. SANTOS, J.M.E. Análise quantitativa dos rejeitos radioativos a serem gerados no Programa Nuclear Brasileiro. São Paulo, 1979. (Dissertação de mestrado . Instituto de Energia Atômica).

88. SCHMIDT, G.L. Radiation survey of the transportation of radioactive materials. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings third international symposium on...held Richland, Washington, August 16 - 20, V.2. Washington, D.C., 1971. p.552-64. (CONF-710801, V.2).
89. SEAGREN, R.D.; ARAMAYO, G.A.; HOLMES, R.M.; W.D.; SHAPPERT, L.B.; EVANS, J.H. ORNL radioactive carrier drop test facility: the design construction, and operating capability. Oak Ridge, Tenn., U.S. Atomic Energy Commission, 1978. (CONF-780506-21).
90. SHAPPERT, L.B. An engineering design guide for irradiated fuel shipping casks. In: UNION CARBIDE CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials : proceedings of the second international symposium on... held in Gatlinburg, Tenn., October 14-18, 1968. Oak Ridge, Tenn., sem data. p.268-77. (CONF-681001).
91. SHAPPERT, L.B.; BROBST, W.A.; LANGHAAR, J.W.; SISLER, J.A. Probability and consequences of transportation accidents involving radioactive materials shipments in the nuclear fuel cycle. Nucl.Saf., 14(6):597-604, Nov./Dec. 1973.
92. SHAPPERT, L.B.; JOY, D.S.; HEISKELL, M.M.; TURNER, D.W. OWI transportation logistics program. Oak Ridge, Tenn., U.S. Atomic Energy Commission, 1978. (CONF-780506-17).
93. SHORT, A. Quality control of shipping cask fabrication. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings third international symposium on...held in Richland, Washington, August 16-20, V.2. Washington, D.C., 1971. p.945-72. (CONF-710801, V.2).
94. SISLER, J.A. The USERDA transport R & D program for environment and safety. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY: Transport packaging for radioactive materials: proceedings of a seminar on...held in Vienna, 23-27 August 1976. Vienna, 1976. p.103-11. (Proceedings series).

95. SMITH, C.H. Shipment of irradiated fuel from power reactors in the 1970's. In: UNION CARBIDE CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings of the second international symposium on...held in Gatlinburg, Tenn., October 14-18, 1968. Oak Ridge, Tenn. sem data. p.21021. (CONF-681001).
96. SMITH, D.R.; LUNA, R.E.; TAYLOR, J.M. Analysis of alternative transportation methods for radioactive materials - shipments including the use of special trains for spent fuel and wastes. Oak Ridge, Tenn. U.S. Atomic Energy Commission, 1978. (CONF-780506).
97. SOUSSELIER, Y. Coût de transport des combustibles irradiés et coût d'entretien d'une usine de traitement chimique des combustibles irradiés. In: UNITED NATIONS. Peaceful uses of atomic energy: proceedings of the third international conference on...held at Geneva, 31 August - 9 September 1964, V.11: Nuclear fuels .II. Types and economics. New York, N.Y., 1965. p.13-20.
98. SOUSSELIER, Y. Fire tests of packagings for radioactive materials. In: SANDIA CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: proceedings of the international symposium for...held at Albuquerque, New Mexico, January 12-15, 1965. Albuquerque, N.M., Jun . 1965. p.114-8. (SC-RR-65-98).
99. SOUSSELIER, Y. & REDON, A. Safe transportation of plutonium liquid or solid product. In: UNION CARBIDE CORPORATION. Packaging and transportation of radioactive materials: 4th proceedings of the international symposium on...held in Miami Beach, Florida, September 22-27, 1974. Oak Ridge, Tenn., sem data. p.854-63. (CONF-740901-P2).
100. SYLLUS, C. Brazilian nuclear program-strategy adopted for technology transfer. In: FARMAKES, R., editor. Nuclear Power Plant construction operation and development: proceedings of the symposium on...held in Tokyo, 25-29 , 1978. sem local, editor, 1978. p.27-35.

101. THOMAS, J.T. & SMITH, D.R. Review of criteria for nuclear criticality safety control in transportation. Oak Ridge, Tenn., U.S. Atomic Energy Commission, 1978. (CONF-780506-22).
102. UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Environmental survey of the uranium fuel cycle. Washington, D.C., Apr. 1974. (WASH-1248).
103. UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Environmental survey of transportation of radioactive materials to and from Nuclear Power Plants. Washington, D.C. 1972. (WASH-1238).
104. UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. Status report on handling and disposal of radioactive wastes in the AEC program. Washington, D.C., Aug. 1957. (WASH-742).
105. UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. A summary of transportation incidents in atomic energy activities, 1949-1956. Washington, D.C., 1957. (AECU-3613).
106. WALDICHUK, M. Containment of radioactive waste for sea disposal and fisheries off the Canadian Pacific Coast. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Disposal of radioactive wastes: proceedings of the scientific conference on...held in Monaco, 16-21 November 1959, V.2. Vienna, 1960. p.60-72.
107. WEBB JR., W.E. & CARLSON, R.W. The feasibility of transporting nuclear fuel by air. Trans.Am.Nucl.Soc., 27: 139-40, Nov./Dec. 1977.
108. WESTFALL, R.M. & PETRIE, L.M. Standardized safety analysis of nuclear fuel shipping containers. Oak Ridge, Tenn., U.S. Atomic Energy Commission, 1978. (CONF - 780506).
109. YADIGAROGLU, G.; REINKING, A.G.; SCHROCK, V.E. Spent fuel transportation risks. Nucl. News, 15(11):71-5, Nov. 1972.

