

EDNA ELIAS XAVIER

VIABILIDADE TÉCNICO-ECONÔMICA
PARA IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE
REPROCESSAMENTO NO BRASIL

Orientador:

Jair Albo Marques de Souza

Tese submetida como requisito parcial
para a obtenção do grau de Mestre em
Ciências no Curso de Ciências e Técni
cas Nucleares - UFMG/CNEN.

Aos meus pais
e irmãos

AGRADECIMENTOS

Agradeço ao meu orientador, Engenheiro Jair Albo Marques de Souza, pela sua efetiva participação na orientação e coordenação de todas as etapas do meu trabalho.

Agradeço ao Engenheiro Carlos Syllus Martins Pinto pelo decisivo apoio prestado através dos diversos setores da CNEN e CBTN e que tornaram possível a execução deste trabalho.

Agradeço ao Engenheiro Hércio Modesto da Costa pelo seu incentivo durante o período de nossa convivência profissional na CNEN.

Agradeço aos professores do IPR pelos excelentes ensinamentos ministrados, base para posterior aplicação no tratamento do tema aqui abordado.

Agradeço ao Engenheiro José Carlos Castro que foi de inestimável ajuda em nossas discussões e troca de informações.

Agradeço aos colegas da CNEN, CBTN e IPR que me proporcionaram um convívio amigo e valioso, indispensável ao desenvolvimento dos meus estudos.

Agradeço aos serviços das Bibliotecas da CNEN e CBTN por toda cooperação que me foi prestada.

Agradeço às secretárias e aos desenhistas da CNEN e CBTN, pelo seu trabalho e dedicação necessários ao preparo desta apresentação.

Agradeço à Sra. Terezinha Pimentel pela sua colaboração na correção gramatical da tese.

Agradeço ao José Antônio pelo estímulo e companheirismo que muito contribuíram para a elaboração da tese.

ÍNDICE

	<u>Página</u>
SINOPSE	4
SUMMARY	5
RÉSUMÉ	6
INTRODUÇÃO	7
 CAPÍTULO I: CONCEITUAÇÃO DO REPROCESSAMENTO DO COM BUSTÍVEL IRRADIADO	
1.1 - Introdução	11
1.2 - Composição do combustível irradiado	13
1.3 - OReprocessamento dentro do ciclo de com- bustível	16
1.4 - Alternativas quanto à disposição final do combustível irradiado	28
1.5 - Incentivos econômicos para o reprocessa- mento	33
1.6 - Influência do reprocessamento sobre o custo de geração	39
 CAPÍTULO II: ETAPAS DO REPROCESSAMENTO	
2.1 - Introdução	42
2.2 - Resfriamento do combustível irradiado...	44
2.3 - Transporte do combustível irradiado	47
2.4 - Operações ligadas com a recuperação dos elementos físseis e seu desenvolvimento.	56
2.5 - Estocagem dos resíduos radioativos	85

CAPITULO III: REPROCESSAMENTO DOS VÁRIOS TIPOS DE
COMBUSTÍVEIS

3.1 - Introdução	99
3.2 - Usinas monovalentes, polivalentes e inte gradas	102
3.3 - Tipos de combustíveis	108

CAPÍTULO IV: MERCADO NACIONAL PARA O REPROCESSA-
MENTO

4.1 - Introdução	121
4.2 - Programa Nuclear de referência	123
4.3 - Estratégias possíveis de centrais	124
4.4 - Estratégias adotadas - razões	129
4.5 - Curvas de necessidade de reprocessamento Caso de referência: ÓLEO, LWR, FBR	130
4.6 - Curvas de demandas alternativas	134
4.7 - Comentários	134

CAPÍTULO V: ATENDIMENTO DO REPROCESSAMENTO NO EX-
TERIOR

5.1 - Introdução	139
5.2 - Mercado para o reprocessamento nos Esta- dos Unidos	140
5.3 - Mercado para o reprocessamento na Europa	150
5.4 - Usinas existentes em outros países	159
5.5 - Aspectos econômicos	159
5.6 - Atendimento das necessidades brasileiras	165

CAPÍTULO VI: FATORES TÉCNICOS E ECONÔMICOS PARA O
REPROCESSAMENTO DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO

6.1 - Introdução	171
6.2 - Capacidade das usinas	172
6.3 - Fator de escala	179
6.4 - Vida útil da usina.....	182
6.5 - Encargos financeiros	183
6.6 - Custo de investimento	187
6.7 - Custo de operação	195
6.8 - Custos relacionados com o rejeito dos re síduos radioativos	205
6.9 - Custo total de reprocessamento do combus tível irradiado	209
6.10 - Outros fatores	219

CAPÍTULO VII: ATENDIMENTO DAS NECESSIDADES DE RE-
PROCESSAMENTO DE COMBUSTÍVEIS IRRADIADOS A PARTIR DE USINAS NACIONAIS

7.1 - Introdução	224
7.2 - Problemas associados com a implantação da indústria de reprocessamento	226
7.3 - Seleção de uma seqüência para implantação de usinas de reprocessamento	230
7.4 - Modelo econômico adotado	242
7.5 - Análise de programação de usinas	255
7.6 - Viabilidade do programa nacional	286
CONCLUSÕES	299
APÊNDICE A: Emprego dos vários elementos presen tes no combustível irradiado	304
APÊNDICE B: Usinas de reprocessamento existentes no mundo	322
APÊNDICE C: Descrição das várias etapas do código FUELCO-1	336
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	346

S I N O P S E

Face à futura demanda em serviços de reprocessamento no Brasil, o objetivo principal deste trabalho é o estudo da viabilidade técnico-econômica ligada à implantação de uma indústria nacional para atendimento desta etapa do ciclo de combustível.

Com base em um programa constituído de reatores térmicos a água leve e reatores superconversores rápidos ("Breeder's"), analisou-se a descarga de combustível irradiado associada a esta estratégia. Foram indicados os incentivos econômicos decorrentes do reprocessamento e a influência desta operação no custo de produção de energia por centrais nucleares.

Com vistas à possibilidade de tratamento do combustível irradiado no exterior, pelo menos no início do programa, levantou-se a situação do mercado nos Estados Unidos e na Europa, os preços vigentes e implicações técnicas e políticas na adoção de tal estratégia.

Para a obtenção dos parâmetros técnicos e econômicos, foi realizado um levantamento dos processos utilizados nas diversas etapas desta indústria, das alternativas, caso haja diferentes tipos de combustíveis, a serem tratados, e dos custos associados com tal empreendimento.

Na determinação da seqüência ótima para implantação das usinas consideraram-se três hipóteses: reprocessamento no Brasil desde o primeiro ano de estudo; estocagem ou reprocessamento no exterior por um certo período, até que os serviços possam ser realizados no país. Foram examinadas as várias alternativas possíveis no atendimento dos serviços de reprocessamento, escolhendo-se alguns casos de referência e determinando-se as implicações técnico-econômicas da adoção das diversos casos.

A B S T R A C T

In view of the future demand for reprocessing services in Brazil, the main objective of this investigation is the technical and economic feasibility study for the establishment of a domestic industry to meet this step in the fuel cycle.

On the basis of a programme comprising thermal light-water reactors and fast breeder reactors, the spent fuel discharge related to this strategy has been analysed. The economic benefits deriving from reprocessing and the influence of this operation on the cost of power generation by nuclear power stations have been indicated.

With a view to the prospects for spent fuel reprocessing abroad, at least at the beginning of the programme, a survey has been made of the market status in the United States and Europe including prevailing prices and technical and political implications of adopting such strategy.

To obtain the technical and economic parameters, an investigation has been made of the processes used in the several stages of this industry, possible alternatives if there are different fuel types to be treated, and costs related to such activity.

In determining an optimum sequence for setting up the reprocessing plants, three assumptions have been considered: reprocessing in Brazil starting in the first year of study; storage or reprocessing abroad for a certain period, until services can be carried out in Brazil. The various possible alternatives in approaching reprocessing service have been examined by selecting some reference cases and determining the technical and economic implications in adopting the various cases.

R É S U M É

A l'égard de la future demande de services de retraitement de combustibles nucléaires au Brésil, le but principal de ce travail est l'étude de la viabilité technique et économique de l'établissement d'une industrie nationale du retraitement pour faire face à cette étape du cycle du combustible.

Basé sur un programme de réacteurs nucléaires constitué de réacteurs thermiques à eau légère et de réacteurs rapides ("Breeder"), on a analysé le déchargement du combustible irradié lié à cette stratégie.

Les émulations économiques provenant du retraitement et l'influence de cette opération dans le coût de la production d'énergie par des centrales nucléaires ont été indiquées.

Au point de vue de la possibilité du retraitement du combustible à l'étranger, au moins au commencement du programme, on a étudié la situation du marché aux Etats Unis et en Europe, les prix actuels et les implications techniques et politiques résultant d'une telle stratégie.

Pour obtenir les paramètres techniques et économiques on a indiqué les procédés employés dans les diverses étapes de cette industrie, les alternatives pour retraiter les différents combustibles, et les coûts associés à une telle entreprise.

Dans la détermination de la séquence optimale pour la construction des usines trois hypothèses ont été considérées: le retraitement du combustible au Brésil depuis la première année de la période d'étude, le stockage ou le retraitement à l'extérieur pendant une certaine période et jusqu'à ce que ces services puissent être effectués dans le pays.

Plusieurs alternatives possibles pour satisfaire les besoins en services de retraitement ont été examinées: quelques cas de références ont été choisis dont les implications techniques et économiques.

INTRODUÇÃO

Desde que o Brasil, com a Central Nuclear de Angra dos Reis, já iniciou o seu programa de construção de centrais nucleares, para suprir a crescente demanda de energia elétrica, para que melhor se integre em tal programa torna-se necessária uma maior participação em todas as etapas do ciclo do combustível nuclear. Tendo em vista este ponto, foram desenvolvidos na CNEN e CBTN estudos na área de planejamento visando a determinar a economicidade de cada etapa, a seqüência lógica e a melhor data para a implantação de cada usina do ciclo. Dentro desta programação, neste trabalho, foi feito um estudo relativo à etapa de recuperação do combustível irradiado, denominada reprocessamento do combustível, que é uma das últimas etapas do ciclo.

A indústria de reprocessamento é de suma importância, principalmente por recuperar os elementos físicos e férteis presentes no combustível irradiado como o plutônio, urânio e tório, e de certos elementos transurânicos como o netúnio. A decisão de implantação desta indústria implicará numa certa independência futura pelas possibilidades de utilização dos elementos recuperados em reatores do mesmo tipo ou em outros reatores, como os

superconversores rápidos (FBR), podendo ocorrer, conseqüentemente, a interligação do ciclo de diferentes tipos de reatores. Logicamente, os incentivos econômicos para uma usina de reprocessamento dependerão da porcentagem de elementos físséis no combustível e de como serão reutilizados estes elementos.

Apesar das dificuldades encontradas na industrialização desta etapa do ciclo do combustível, está generalizado que o reprocessamento é uma técnica necessária e torna-se cada vez mais economicamente interessante. A maioria dos países com programas nucleares, possuem usinas de reprocessamento em escala piloto e/ou em escala comercial. A tecnologia correspondente já está bastante desenvolvida, sendo que quase todas as usinas utilizam o processo por via aquosa. Tendo em vista o desenvolvimento dos reatores rápidos, a tecnologia por via seca poderá tornar-se competitiva para estes reatores.

O alto custo de investimento característico do reprocessamento é devido ao nível muito elevado de radiação, riscos de contaminação; criticalidade; toxicidade do plutônio, pelo que é necessário grandes blindagens e operação remota das unidades. Por esta mesma razão, tal indústria apresenta grandes economias de escala, assim, na determinação das capacidades ótimas das usinas há sempre um compromisso entre as grandes unidades e as penalizações resultantes de um baixo fator de capacidade, além de limitações tecnológicas, problemas de transportes, etc.

Sabe-se que a decisão final para implantação de qualquer indústria é fruto de motivações econômicas, tecnológicas e políticas, sendo que os fatores de ponderação são variáveis conforme a época da análise. Neste trabalho deu-se maior ênfase aos incentivos econômicos.

Para o estudo de implantação de usinas de reprocessamento para atenderem à demanda proveniente do programa de referência, constituído de reatores a água leve e reatores rápidos, adotou-se um modelo já desenvolvido no exterior. Fez-se algumas reformulações em alguns pontos para melhor se enquadrar dentro da problemática brasileira. Assim, considerou-se como alternativas a estocagem ou reprocessamento no exterior do combustível irradiado no início do programa até que haja demanda que justifique a implantação de usinas de reprocessamento em escala comercial. Tal estudo, por ser de caráter preliminar, está sujeito a alterações, principalmente devido aos seguintes pontos:

- programas como este serão definidos somente após análises e discussões exaustivas geralmente envolvendo vários grupos;
- a melhor solução, atual, poderá vir a ser completamente alterada principalmente se se considerar que o Brasil se iniciou no campo nuclear há muito pouco tempo e ainda não conta com uma política nuclear bem definida. Desta forma, a estimativa da demanda em combustível irradiado poderá variar significativamente, conforme os programas de centrais nucleares, as linhas de reatores a serem adotadas e/ou atraso na implantação das centrais.

Para a análise da possibilidade de implantação de usinas de reprocessamento no Brasil, este trabalho foi subdividido nos seguintes capítulos:

- Conceituação do reprocessamento do combustível irradiado.
- Etapas do reprocessamento.
- Reprocessamento dos vários tipos de combustíveis.

- Mercado nacional para o reprocessamento.
- Atendimento do reprocessamento no exterior.
- Fatores técnicos e econômicos para o reprocessamento do combustível irradiado.
- Atendimento das necessidades de reprocessamento de combustíveis irradiado a partir de usinas nacionais.

A abordagem de todos estes capítulos neste trabalho, se fez necessária, face à interligação dos diversos parâmetros técnicos e econômicos, representando, assim, a unificação de toda problemática que envolve a indústria de reprocessamento do combustível nuclear irradiado.

CAPÍTULO I

Conceituação do reprocessamento do combustível irradiado

1.1 - Introdução

Os elementos combustíveis devem ser remo
vidos do reator, antes que todo material físsil tenha si
do completamente consumido, por duas razões principais/1,2/

- devido ao acúmulo crescente dos produtos de fissão, que possuem alta afinidade para absorver os nêutrons necessários à sustentação de uma reação em cadeia; e

- devido aos efeitos cumulativos prejudiciais da radiação que poderiam causar sua ruptura ou deformação, face a esforços mecânicos internos e problemas metalúrgicos.

Assim, o combustível descarregado dos reatores nucleares possui um certo valor, constituindo-se em um bem econômico importante, ao contrário do que se passa nas centrais térmicas convencionais (óleo e carvão), devido à presença de quantidades significativas de:

- material físsil que não foi consumido, como o U-~~235~~;

- material físsil formado no reator, como o plutônio;

O valor econômico destes elementos deve-se ao fato de que eles podem ser separados dos demais elementos presentes no combustível irradiado e utilizados novamente como combustível.

A etapa de reprocessamento químico do combustível irradiado tem como objetivo principal a recuperação destes elementos através de uma separação inicial dos produtos de fissão e uma separação posterior do urânio e do plutônio.

A recuperação de outros elementos transurânicos, como o Np-237, por ser uma etapa bastante onerosa, vai depender do mercado existente para os mesmos.

A viabilidade econômica desta operação depende, entretanto, da concentração dos materiais físséis, do custo da operação de reprocessamento que varia com o tipo de reator, e do valor atribuído aos materiais recuperados, o qual é função da sua futura utilização.

A decisão quanto à disposição final do combustível irradiado dependerá dos fatores relacionados acima, sendo influenciada também pelo mercado externo para este combustível, bem como por fatores políticos e econômicos nacionais e internacionais. Desde que não se justifique o reprocessamento do combustível irradiado (tanto no país ou no exterior) estes são estocados em condições de perfeita segurança, aguardando uma melhor oportunidade para o reprocessamento ou poderão ser vendidos no caso de existência de mercado.

Deve-se lembrar que a política de reprocessamento no exterior está voltada para a recuperação do urânio residual enriquecido com vistas à diminuição das necessidades de minério de urânio e trabalho de separação

(enriquecimento) e devido ao crédito obtido pela recuperação do plutônio formado e que será utilizado nos reatores futuros ou reciclado nos atuais /3/.

Serão salientados, a seguir, todos estes pontos e a influência desta etapa no ciclo do combustível e no custo de geração.

1.2 - Composição do combustível irradiado.

O combustível descarregado dos reatores nucleares é constituído de materiais físséis não consumidos, dos produtos formados pela absorção dos nêutrons e pelo decaimento dos produtos de fissão e dos materiais constituintes do revestimento.

O objetivo principal do reprocessamento do combustível irradiado é a recuperação de certos constituintes que apresentam alto valor econômico.

Em geral pode-se subdividir o combustível irradiado descarregado do reator em cinco famílias de constituintes /4/:

1 - materiais físséis (U-235, Pu-239, Pu-241, U-233) que poderão ser reutilizados nos mesmos reatores ou empregados como combustíveis em reatores mais avançados de 2ª geração; são os constituintes com maior valor econômico. A etapa do reprocessamento tem como objetivo essencial a separação destes elementos;

2 - materiais férteis (U-238) que poderão se transformar em materiais físséis quando carregados em outros reatores. A recuperação dos materiais férteis pode ser considerada como uma complementação do objetivo principal, tendo em vista um valor quase certo para estes elementos;

3 - isótopos pesados (nem físséis, nem férteis) , tais como U-236, Np-237 e Pu-242 (1) e outros elementos transurânicos com aplicações diversas, que são formados em pequena proporção. Estes elementos não contam com um mercado definido atualmente, mas, no futuro, poderão proporcionar uma boa parcela de lucros pela sua recuperação;

4 - produtos de fissão cujos valores, com algumas exceções, podem ser considerados nulos, tendo em vista as dificuldades para seu manuseio, principalmente devido à alta intensidade das radiações β e γ ;

5 - metais constituintes do revestimento (magnésio, alumínio, molibdênio, zircônio, aço inoxidável etc), cujos valores podem ser considerados nulos.

Resumindo, há grande interesse em se fazer o reprocessamento para a recuperação do material físsil ou fértil não consumido e pela obtenção do material físsil produzido.

A proporção de cada elemento presente no combustível irradiado varia conforme o tipo de reator, taxa de irradiação e enriquecimento do combustível.

Na tabela 1.1 /6/ está indicado como a composição do combustível irradiado depende do tipo de reator, o que muito influenciará na etapa de reprocessamento tanto do ponto de vista técnico quanto econômico, pois:

- quanto maior a taxa de irradiação e a concentra

(1) A rigor o Pu-242 também é físsil no espectro rápido, mas seu rendimento é muito menor (da ordem de 13 vezes menor que o Pu-239 /5/) e portanto pode ser desprezado como material físsil.

TABELA 1.1

Variação da composição do combustível com o tipo de reator /6/

Parâmetros	Unidades	Tipos de Reactores							
		Reator avançado a gás	Reator a água leve	Reator a água pesada	Reator avançado a gás-Recic. Pu	Reator a água leve Reciclagem Pu	Reator a alta temperatura refrig. a gás	Reator rápido a óxido refrig. a sódio	Reator
		AGR	LWR	HWR	AGR_rec	LWR_rec	HTGR-U235	LMFBR-O	
Potência	MWe	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
Eficiência Térmica		0,41	0,332	0,32	0,41	0,322	0,407	0,41	0,41
Potência específica média	MW/t	18,0	34,0	28,0	18,0	34,0	57,6	33,9	33,9
Taxa de irradiação média	MWd/t	20.000	32.000	9.000	20.000	32.000	67.400	30.270	30.270
Concentração Isotópica Inicial									
Th-232	%	-	-	-	-	-	94,84	-	-
U-233	%	-	-	-	-	-	2,56	-	-
U-235	%	2,25	3,0	0,71	1,95	3,2	2,42	-	-
U-236	%	-	-	-	-	-	-	-	-
U-238	%	97,95	97,0	99,29	97,30	95,27	0,18	92,05	92,05
Pu-239/241	%	-	-	-	0,40	0,96	-	5,41	5,41
Pu-240/242	%	-	-	-	0,35	0,57	-	2,54	2,54
Concentração Isotópica final									
Th-232	%	-	-	-	-	-	96,43	-	-
U-233	%	-	-	-	-	-	2,77	-	-
U-235	%	0,70	0,821	0,16	1,00	1,38	-	-	-
U-236	%	0,28	0,435	0,10	0,21	0,37	-	-	-
U-238	%	98,47	97,781	99,35	98,04	96,67	0,80	90,41	90,41
Pu-239/241	%	0,31	0,612	0,26	0,40	0,99	-	6,52	6,52
Pu-240/242	%	0,24	0,351	0,13	0,35	0,59	-	3,07	3,07

TABELA 1.1

Varição da composição do combustível com o tipo de reator /6/

Parâmetros	Unidades	Tipos de Reactores							
		Reator avançado a gás	Reator a água leve	Reator a água pesada	Reator avançado a gás-Recic. Pu	Reator a água leve Reciclagem Pu	Reator a alta temperatura refrig. a gás	Reator rápido a óxido refrig. a sódio	Reator
		AGR	LWR	HWR	AGR_rec	LWR_rec	HTGR-U235	LMFBR-O	
Potência	MWe	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
Eficiência Térmica		0,41	0,332	0,32	0,41	0,322	0,407	0,41	0,41
Potência específica média	MW/t	18,0	34,0	28,0	18,0	34,0	57,6	33,9	33,9
Taxa de irradiação média	MWd/t	20.000	32.000	9.000	20.000	32.000	67.400	30.270	30.270
Concentração Isotópica Inicial									
Th-232	%	-	-	-	-	-	94,84	-	-
U-233	%	-	-	-	-	-	2,56	-	-
U-235	%	2,25	3,0	0,71	1,95	3,2	2,42	-	-
U-236	%	-	-	-	-	-	-	-	-
U-238	%	97,95	97,0	99,29	97,30	95,27	0,18	92,05	92,05
Pu-239/241	%	-	-	-	0,40	0,96	-	5,41	5,41
Pu-240/242	%	-	-	-	0,35	0,57	-	2,54	2,54
Concentração Isotópica final									
Th-232	%	-	-	-	-	-	96,43	-	-
U-233	%	-	-	-	-	-	2,77	-	-
U-235	%	0,70	0,821	0,16	1,00	1,38	-	-	-
U-236	%	0,28	0,435	0,10	0,21	0,37	-	-	-
U-238	%	98,47	97,781	99,35	98,04	96,67	0,80	90,41	90,41
Pu-239/241	%	0,31	0,612	0,26	0,40	0,99	-	6,52	6,52
Pu-240/242	%	0,24	0,351	0,13	0,35	0,59	-	3,07	3,07

ção de materiais físséis, maiores serão os problemas físicos e químicos, como blindagem e criticalidade e serão necessárias alterações nos processos;

- do ponto de vista econômico, a maior concentração de material físsil implicará em custos unitários de reprocessamento menores (expressos em \$/kg de material recuperado).

Deste modo, o reprocessamento de um combustível, que possua baixa concentração de materiais físséis, mesmo que tenha sofrido baixa irradiação, pode não ser economicamente viável, como é a situação atual dos combustíveis provenientes dos reatores a água pesada; o reprocessamento só se justifica economicamente se os valores, do plutônio e do urânio residual recuperáveis cobrirem as despesas com esta etapa.

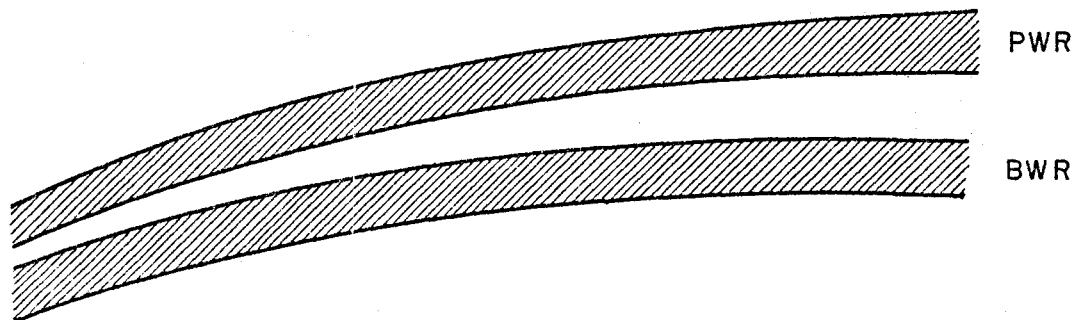
A figura 1.1 /7/ indica a variação da taxa de produção do plutônio com a taxa de irradiação para os reatores PWR e HWR.

Resumindo, é necessária uma ponderação das dificuldades técnicas e dos aspectos econômicos para se determinar a viabilidade econômica do reprocessamento para os vários tipos de combustíveis.

1.3 - O reprocessamento dentro do ciclo de combustível

O ciclo do combustível nuclear envolve um grande número de etapas importantes, entre as quais pode se ressaltar:

- a mineração e o beneficiamento do minério;
- a preparação e a conversão do concentrado em hexafluoreto de urânio;
- o enriquecimento do urânio em seu isótopo U-235;



////// HWR - Candu

10 15 20 25 30 35
TAXA DE IRRADIAÇÃO ($\text{MWd/t} \times 10^3$)

VARIAÇÃO DA TAXA DE PRODUÇÃO DE PLUTÔNIO FÍSSIL
($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$) COM A TAXA DE IRRADIAÇÃO. / 7 /

- a fabricação dos elementos combustíveis, e
- o reprocessamento químico dos combustíveis irradiados.

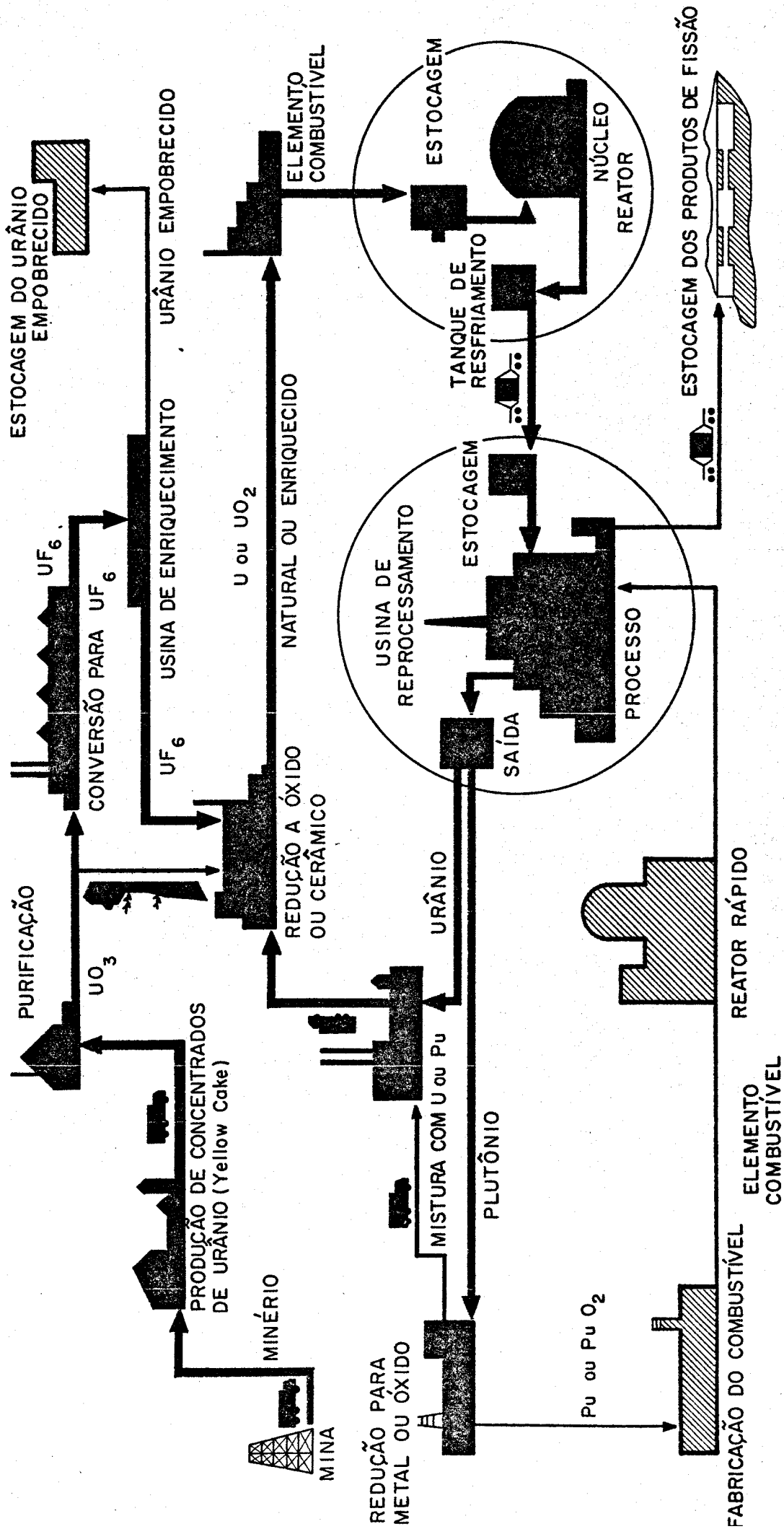
Para uma melhor visualização da interligação destas várias etapas é interessante analisar a figura 1.2 /8/. Nesta figura foi dada ênfase ao objetivo da etapa de reprocessamento, indicando-se que os elementos recuperados do combustível irradiado, provenientes dos reatores a urânio natural ou enriquecido, podem ser reciclados em reatores do mesmo tipo ou utilizados em reatores rápidos.

Deve-se ressaltar, no entanto, que existem diferenças substanciais nas várias etapas do ciclo, conforme o tipo de reator analisado.

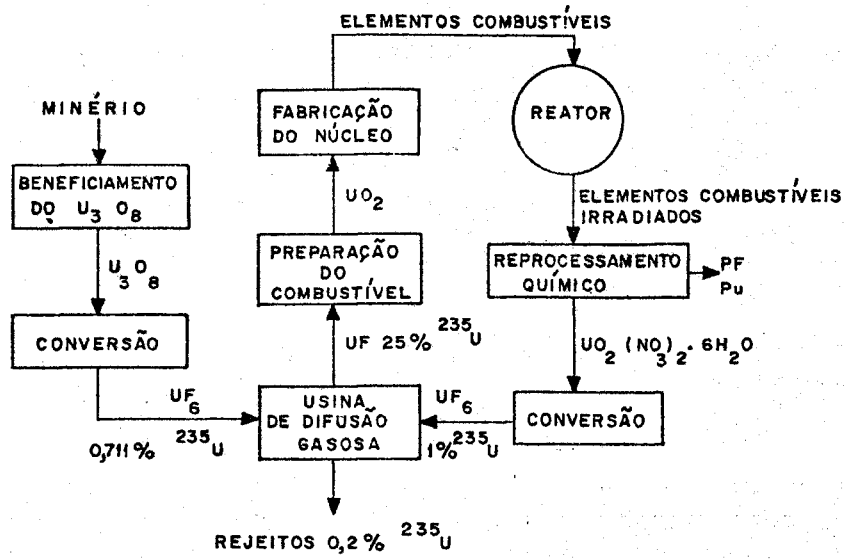
A indústria atual baseia-se, praticamente, no uso do urânio ligeiramente enriquecido para os reatores a água leve. O ciclo para este reator, como é mostrado na figura 1.3 /9/, compreende as seguintes etapas: mineração do urânio, conversão para UF_6 , enriquecimento da ordem de 3,0% em U-235, preparação das pastilhas de UO_2 , fabricação do combustível, utilização no reator e reprocessamento do combustível irradiado para recuperação do urânio, plutônio e produtos de fissão.

Para os reatores a água leve, quando há reciclagem do plutônio, pode haver duas combinações:

- o plutônio recuperado do reator é reciclado em combinação com o plutônio introduzido no ciclo, o urânio recuperado é usado na preparação das pastilhas de UO_2 ou então utilizado na alimentação de usinas de enriquecimento;
- o plutônio do reator é reciclado, simplesmente ,

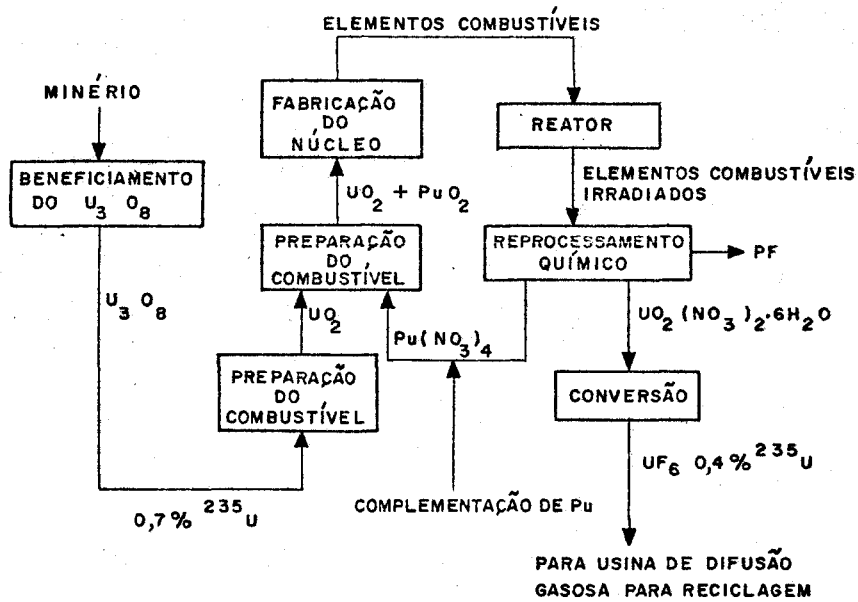


O CICLO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR/8/



CICLO DO COMBUSTÍVEL A URÂNIO PARA LWR /9/

FIG. 1.3



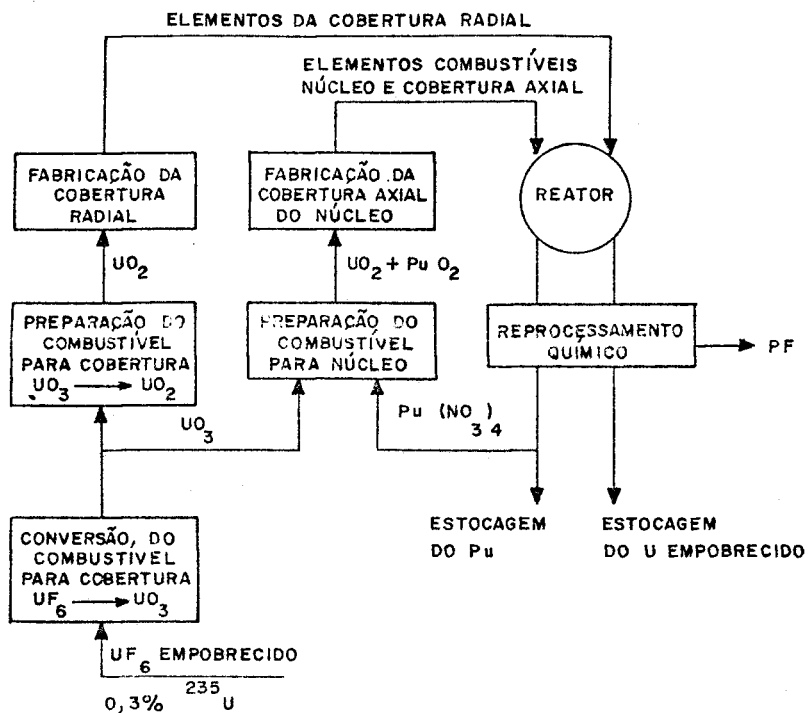
CICLO DO COMBUSTÍVEL PARA LWR COM RECICLAGEM DO Pu

omitindo-se a introdução de mais plutônio no sistema, usando-se urânio ligeiramente enriquecido como parte do combustível. Um esquema representativo do ciclo para estes reatores está mostrado na figura 1.4 /9/.

Nos reatores rápidos, como indicado na figura 1.5 /9/, tem-se elementos combustíveis que constituem o núcleo e a cobertura axial e elementos combustíveis que constituem a cobertura radial. O urânio empobrecido, recuperado pelo reprocessamento ou proveniente do rejeito das usinas de difusão, pode ser utilizado em substituição ao urânio natural para a fabricação da cobertura. O núcleo é constituído de plutônio e urânio empobrecido ou natural. Durante o reprocessamento químico, ambas as partes do combustível, núcleo e cobertura, são processadas para recuperação do plutônio.

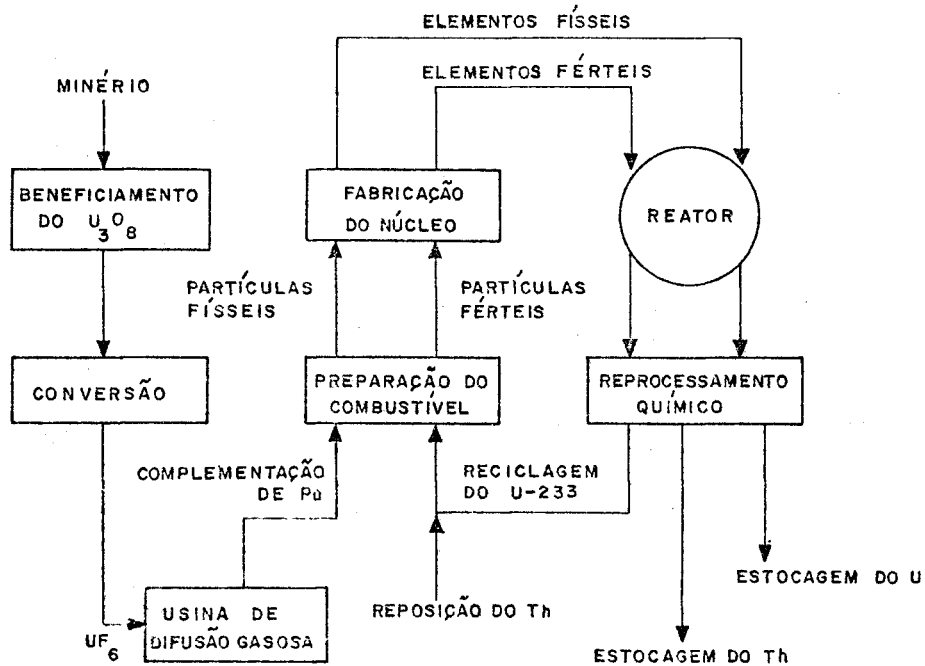
Para os reatores a alta temperatura, arrefecidos a gás (HTGR), o combustível é constituído da combinação de Th e de U-233. O ciclo do combustível, figura 1.6 /9/, usa tanto o U-233 que é produzido no reator, como também o U-235 que é introduzido no ciclo. Outra característica marcante é o uso de tipos diferentes de partículas. Há partículas físséis e férteis e pela geometria e propriedades torna-se possível, na recuperação, separar o U-235 do Tório e U-233. O urânio enriquecido irradiado, que contém grandes quantidades de U-236, um elemento indesejável, pode ser removido do ciclo. A viabilidade econômica deste reator depende muito da solução do problema do reprocessamento pois para que seja econômico é essencial que admita a reciclagem de U-233 /10/.

Os reatores a gás-grafita e a água-pesada utilizam, como combustível, o urânio natural. Na etapa de reprocessamento, recupera-se o plutônio e o urânio empobrecido. Na figura 1.7 está apresentado um esquema do ciclo para este tipo de reator.



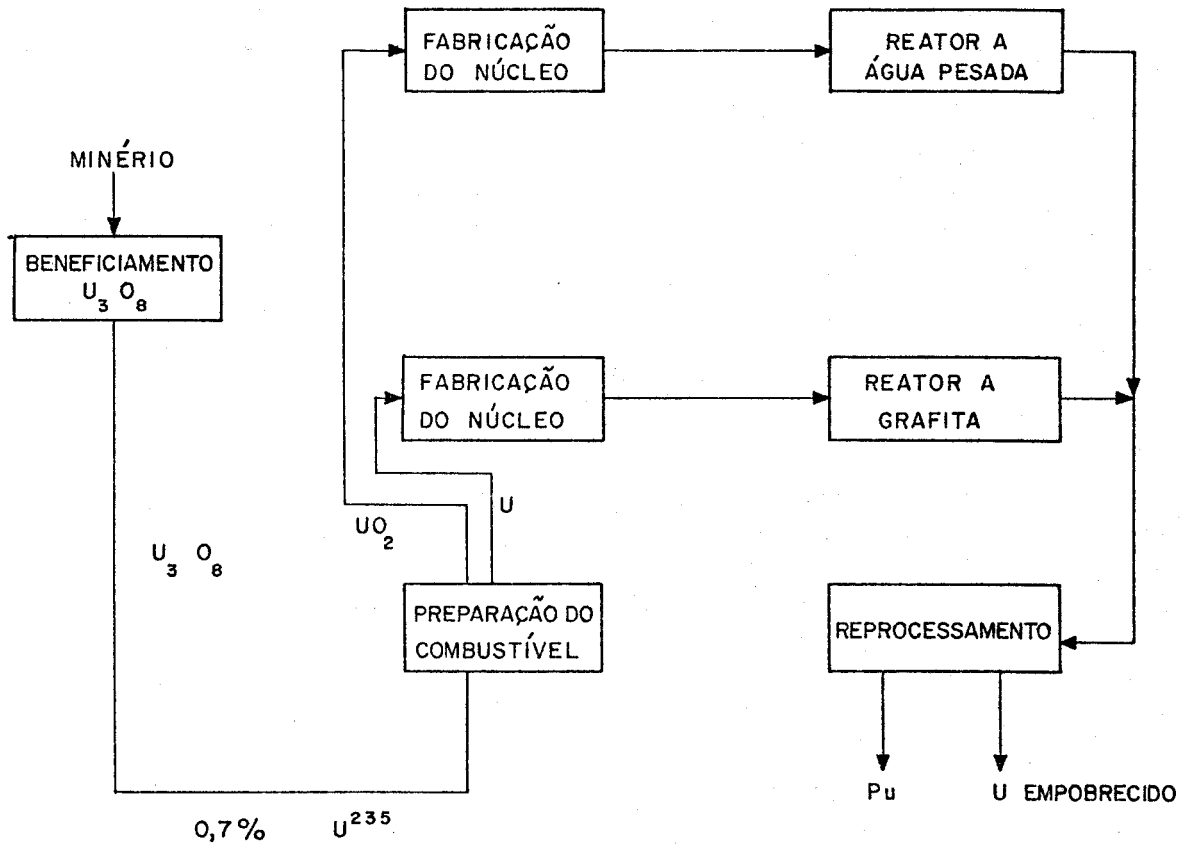
CICLO DO COMBUSTÍVEL DOS FBR A U-Pu /9/

FIG. 1.5



CICLO DO COMBUSTÍVEL DOS HTGR A Th e U-233 /9/

FIG. 1.6



CICLO DO COMBUSTÍVEL PARA REATORES A U-NATURAL

FIG. 1.7

Se num mesmo período existirem em operação, vários tipos de reatores, através da recuperação dos elementos físseis e férteis dos combustíveis irradiados destes reatores, estes podem ser reutilizados nos vários reatores, conforme indicado na figura 1.8 /11/ havendo então a interligação do ciclo do urânio, plutônio e tório (progênie cruzada).

Para que se possibilite um melhor estudo dentro da conceituação econômica dos reatores, é necessária, então, uma análise da incidência dos custos das várias etapas sobre o ciclo completo. A tabela 1.2 /12,13/ indica os custos típicos para o ciclo do combustível nuclear a urânio enriquecido e urânio natural e a tabela 1.3 /8/ mostra a participação de cada fase sobre o custo do ciclo de um reator a água leve (LWR).

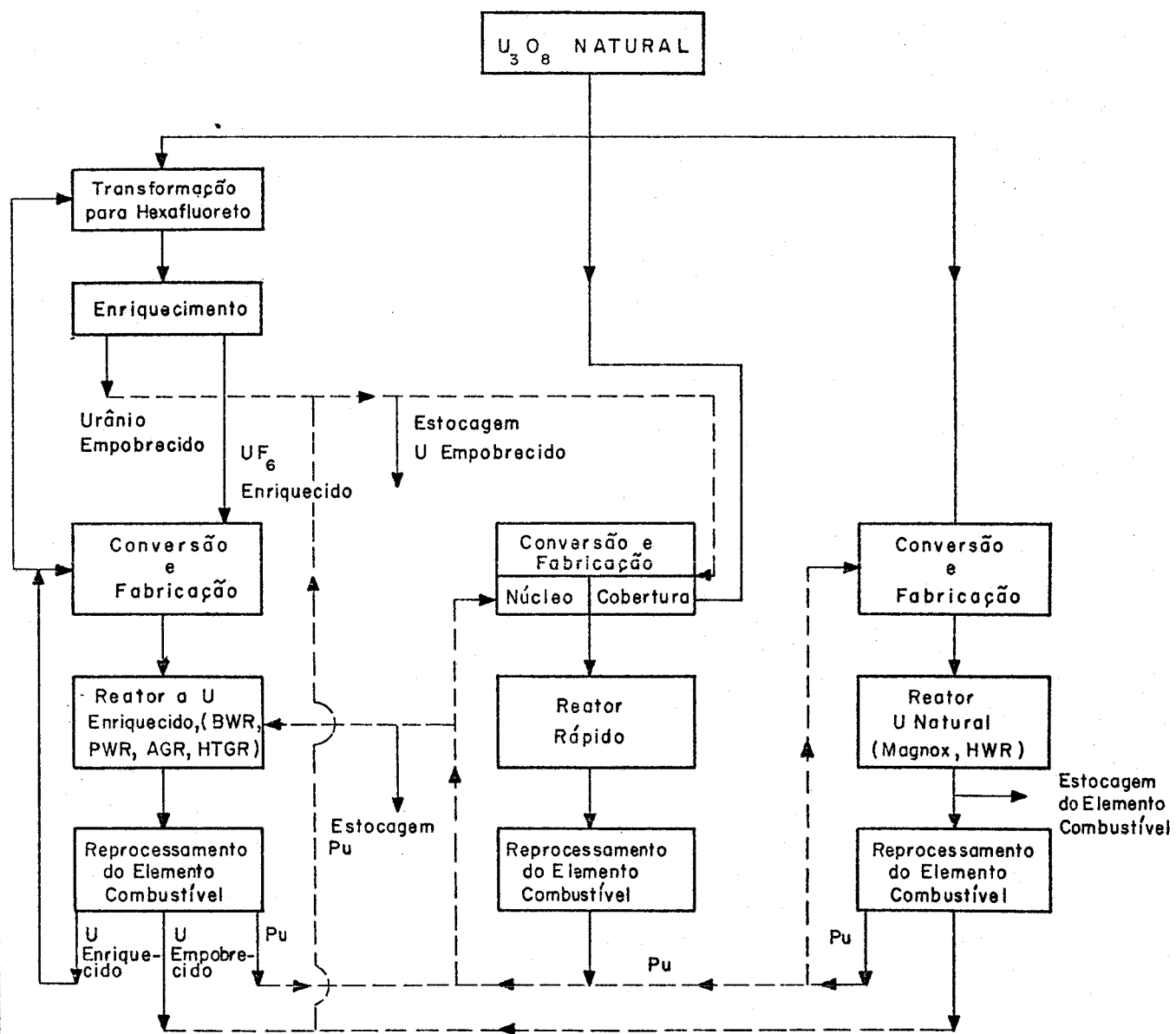
TABELA 1.2

Custos típicos do ciclo do combustível nuclear /12,13/

F a s e	Urânio Enriquecido	Urânio Natural
Urânio como "Yellow Cake" (\$/lb U ₃ O ₈)	8	} 45 \$/kgU
Conversão a UF ₆ (\$/kgU)	2,7	
Separação Isotópica (\$/UTS)	32	
Fabricação e preparação (\$/kgU)	94	
Enriquecimento do rejeito (%)	0,3	-
Transporte do combustível novo (\$/kgU)	2	0,5
Transporte do combustível irradiado (\$/kgU)	5-10 ⁽¹⁾	3 a 5
Reprocessamento (\$/kgU)	35	30 ⁽²⁾
Crédito Plutônio (\$/g físsil)	8	8
Crédito Netúnio (\$/g)	40	-
Taxa de atualização	10%	10%

(1) No caso de transporte, entre países, esta etapa pode atingir 15\$/kgU.

(2) Segundo COHEN /14/, vide item 3-3.1.



INTERLIGAÇÃO DO CICLO DOS VÁRIOS REATORES /11/

FIG. 1.8

TABELA 1.3

Influência das várias etapas do ciclo do combustível/8/

REACTORES LWR	%
Aquisição do urânio	30
Enriquecimento	30
Fabricação do combustível	25
Reprocessamento	7
Transporte do combustível irradiado	3
Encargos financeiros ao longo do ciclo	25
TOTAL	120
CRÉDITO EM U e Pu	20

Conclui-se que, dentro do ciclo completo do combustível, a etapa do reprocessamento contribui com uma pequena porcentagem dos custos para os reatores de potência a urânio ligeiramente enriquecido, enquanto que para os reatores rápidos pode atingir 30% dos custos /8/. Com o avanço tecnológico, esta distribuição de custos poderá sofrer alterações tais que reflitam nos preços das várias etapas do ciclo.

Apesar da incidência do custo de reprocessamento sobre o custo total ser baixa, da ordem de 10%, uma pequena redução dos custos é importante. Assim, uma redução de 0,01 mills/kWh, em qualquer etapa do ciclo, representa uma economia anual de 70 mil dólares para um reator de 1000 MWe operando a 80% de capacidade.

Para efeito de comparação, transcreve-se, na tabela 1.4 /15/, o custo do ciclo previsto para a Central de Angra dos Reis calculado com as hipóteses adotadas na tabela 1.5. /15/

TABELA 1.4

Custo do ciclo para a Central de Angra /15/

	mills/kWh	%
Aquisição de urânio	0,55	30
Enriquecimento	0,65	35
Fabricação do Combustível	0,43	24
Reprocessamento	0,15	8
Transporte do combustível irradiado	0,06	3
Encargos financeiros ao longo do ciclo (80% fator de capacidade)	0,41	22
Subtotal I	2,25	122
Crédito de Urânio	- 0,14	- 8
Crédito de Plutônio	- 0,27	- 14
Subtotal II	- 0,41	- 22
T o t a l	1,84	100%

TABELA 1.5

Hipóteses básicas para a Central de Angra /15/

Potência Térmica (MW (t))	1876
Potência Específica (MW (t)/t U)	39,96
Taxa de irradiação média no equilíbrio (MW(t)D/t U)	32000
Enriquecimento do combustível no equilíbrio (%)	3,2
Enriquecimento do combustível irradiado (%)	0,93
1a. carga (\$/kW)	25
Produção de plutônio no equilíbrio (kg Pu/t U final)	7
Taxa de juros (% a.a.)	11
Período de amortização (anos)	25
Minério de urânio (\$/lb U ₃ O ₈)	8
Conversão U ₃ O ₈ → UF ₆ (\$/kg U)	2,7
Trabalho de separação (\$/UTS)	32
Enriquecimento do rejeito (%)	0,2
Custo de fabricação e Transporte (\$/kg U)	96
Reprocessamento e Transporte do combustível irradiado (no exterior) (\$/kg U)	50
Crédito do Plutônio (\$/g)	8

1.4 - Alternativas quanto à disposição final do combustível irradiado.

Dentro de um programa nuclear, a disposição final do combustível irradiado, proveniente dos reatores, é uma tarefa que exige um amplo estudo econômico tendo em vista as múltiplas alternativas possíveis. Quando a decisão interligada com a estratégia de reatores a ser adotada, a política nacional e o grau de desenvolvimento tecnológico.

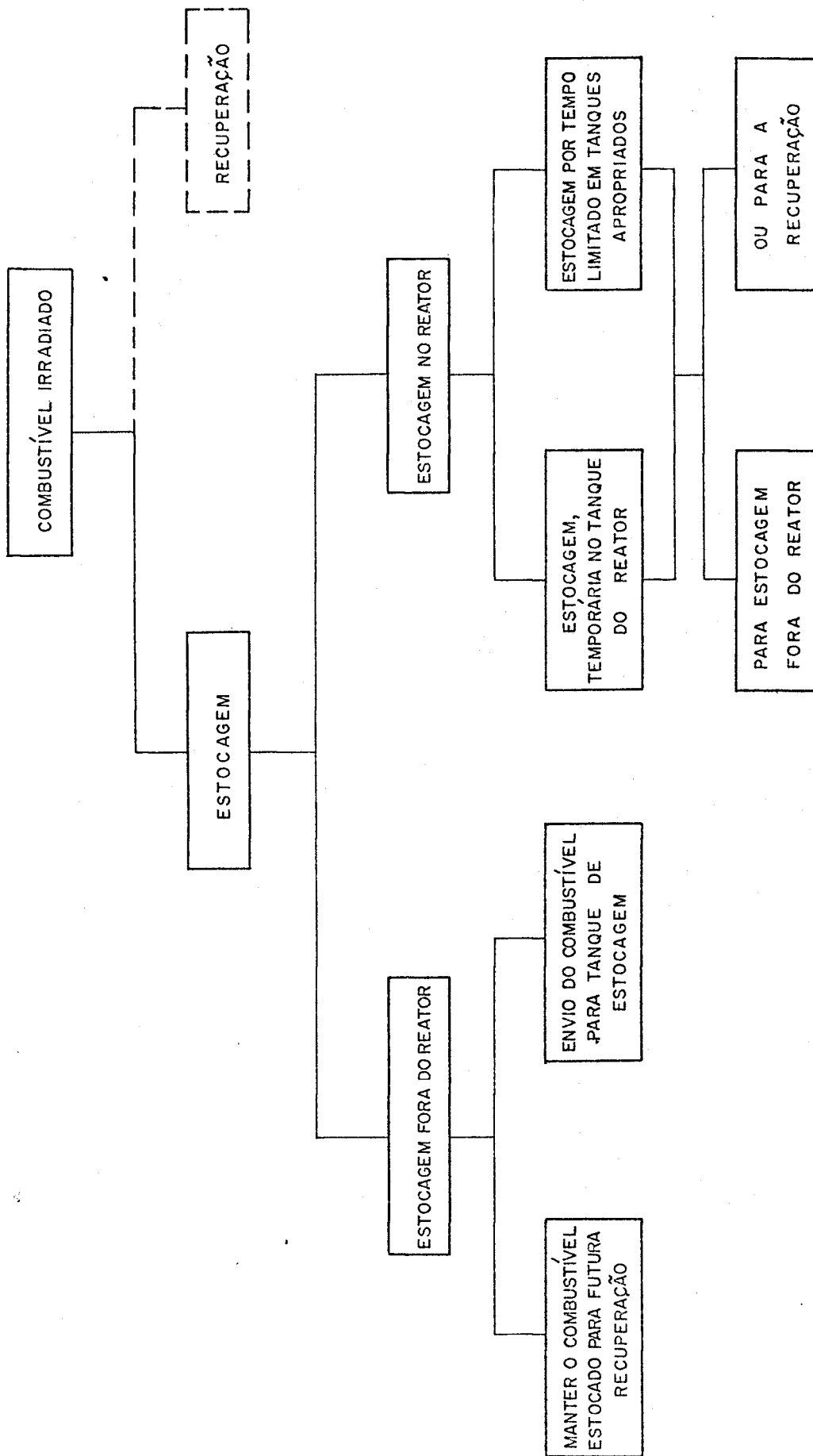
Na figura 1.9 /3/ estão representadas as várias alternativas que devem ser analisadas. Num primeiro enfoque do problema surge, de início, a necessidade de se analisar as estratégias extremas, ou seja:

- estocagem do combustível irradiado;
- reprocessamento do combustível irradiado;
- venda do combustível irradiado.

Cada estratégia leva, entretanto, a várias substratégias, dificultando, assim, o estudo. A decisão, dentro do contexto geral do ciclo, dependerá das necessidades dos produtos recuperáveis e de fatores econômicos, podendo-se concluir a partir de então, sobre a disposição final do combustível irradiado.

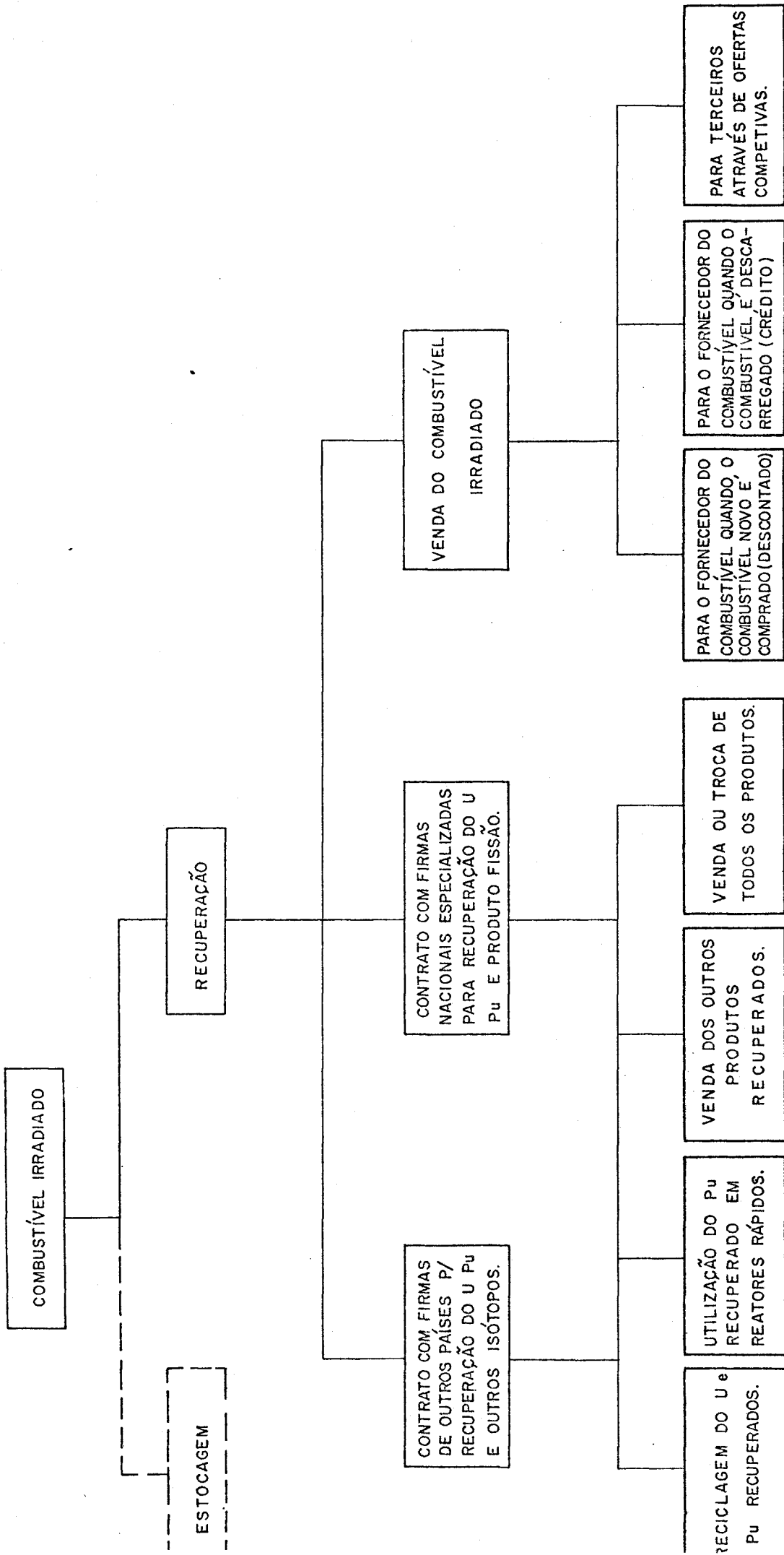
Para o caso brasileiro, como será discutido no capítulo 4, partiu-se do princípio que, para atender a uma dada demanda nuclear, devam ser instalados certos tipos de reatores. A entrada de reatores rápidos deverá ser função da disponibilidade do plutônio produzido pelo sistema. Logo, para esta estratégia, deverá ser admitido que os elementos físséis presentes nos combustíveis irradiados devam ser recuperados obrigatoriamente.

A seguir serão discutidas as alternativas



ALTERNATIVAS QUANTO À DISPOSIÇÃO DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO / 3 /

FIG. 1.9



ALTERNATIVAS QUANTO À DISPOSIÇÃO DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO

FIG. 1.9 (CONTINUAÇÃO)

extremas para a disposição final do combustível irradiado.

1.4.1 - Estocagem do combustível irradiado.

O período de estocagem do combustível irradiado vai depender do futuro destino do combustível.

Assim:

- o combustível irradiado deve ser estocado durante um período referente ao resfriamento do mesmo;

- o combustível irradiado deve ser estocado durante um período até que uma usina de reprocessamento entre em operação;

- o combustível irradiado deve ser estocado por um período indefinido, até que seja viável a implantação de usinas de reprocessamento.

Alguns países estão adotando esta última estratégia até que esteja bem certa a entrada dos reatores rápidos ou até que haja demanda de combustível que justifique a implantação de usinas de reprocessamento com capacidade econômica. A partir de então, recuperariam o plutônio para utilização nestes reatores. Para esta hipótese, no entanto, têm que ser levados em consideração os altos custos de estocagem e os custos de inventário relativos ao valor do material estocado.

Somente depois de um estudo completo dos tipos, capacidades e localização das centrais nucleares, que atenderão a um dado programa nuclear, será possível definir um programa de introdução de usinas de reprocessamento para então se decidir qual estratégia a ser adotada.

A estocagem durante um longo período será justificável somente se não for econômico o reprocessa

mento, ou seja, se não houver mercado para os materiais recuperáveis.

1.4.2 - Reprocessamento do combustível irradiado.

Para se decidir a adoção de tal estratêgia, torna-se necessário um estudo de viabilidade através do qual deverá ser delimitada a data mais conveniente para a introdução de uma indústria de reprocessamento. Neste estudo deverá ser considerada a possibilidade de reprocessamento do combustível no exterior, no início do programa.

É importante, no entanto, ressaltar que mesmo não se procedendo ao reprocessamento do combustível existem os problemas de estocá-lo, considerando, principalmente, a sua alta atividade devida à presença dos produutos de fissão e ao grande volume de material.

1.4.3 - Venda do combustível irradiado.

Desde que não seja viável a introdução de usinas de reprocessamento, a um curto prazo, a alternativa de venda do combustível irradiado dependerá do mercado para este tipo de material e do preço estipulado do mercado.

Em alguns trabalhos são analisadas as condições nas quais o preço para o combustível irradiado deve ser estabelecido baseado numa ponderação entre o suprimento e a demanda /16/. É claro que para certos utilizadores de combustível, tendo em vista os tipos particulares de reatores, custo do capital, e/ou contratos especiais de produção, torna-se mais vantajosa a compra do com combustível irradiado, do que para outros. Pode haver casos em que os compradores em potencial podem pagar mais pelo combustível usado que o seu valor para o proprietário, e um preço de venda pode ser conseguido como benefício pa

ra ambas as partes.

Tal situação ocorreu por exemplo com a França que comprou o combustível irradiado do Canadá, para recuperação e utilização do plutônio no reator "Rapsodie". O valor adotado foi entre 22 e 30 \$ por grama de plutônio presente neste combustível /17/.

1.5 - Incentivos econômicos para o reprocessamento

A tendência geral em todos países, dentro das alternativas apresentadas, é para o reprocessamento do combustível irradiado. As razões principais que levam a esta decisão são: o reprocessamento influi na conservação das reservas de minério urânio ou na economia em relação a sua compra; o plutônio recuperado pode ser reciclado ou utilizado nos reatores rápidos; há interesse na recuperação do urânio enriquecido residual e outros elementos de alto valor econômico /3/. Todos estes itens devem, portanto, ser considerados dentro do ciclo do combustível.

1.5.1 - Potencial em urânio no combustível irradiado

Para uma análise do reprocessamento, atuando para conservação de reservas de urânio, basta fazer uma comparação percentual da quantidade de material físsil presente no combustível irradiado com o previsto a partir de fontes naturais.

Baseado em um estudo de implantação de centrais nucleares na região Sudeste /18,19/, estima-se que, no período de 1979-1989, se atinja uma potência nuclear acumulada de cerca de 11000 MWe. O combustível irradiado total descarregado, neste período, deve ser da ordem de 850 toneladas de metal pesado somente dos reatores a água leve.

Segundo a referência /18/, 98,7% desta des

carga corresponde a urânio com 0,85% de enriquecimento. Comparando esta quantia com o urânio natural, com enriquecimento de 0,7% em U-235, ela equivalerá a 1280 toneladas de U_3O_8 natural.

Na figura 1.10 está representada uma comparação da quantidade de urânio disponível no combustível irradiado na forma de U_3O_8 , com os recursos estimados em U_3O_8 natural. Conforme os relatórios /20,21,22/ as estimativas das reservas de U_3O_8 economicamente exploráveis ao preço de \$8/lb U_3O_8 estão representadas na tabela 1.6 /21/.

TABELA 1.6

Estimativa dos recursos em U_3O_8 no Brasil /21/

Recursos - t de U_3O_8	
Provado	1.000
Provável	3.900
Possível	8.400

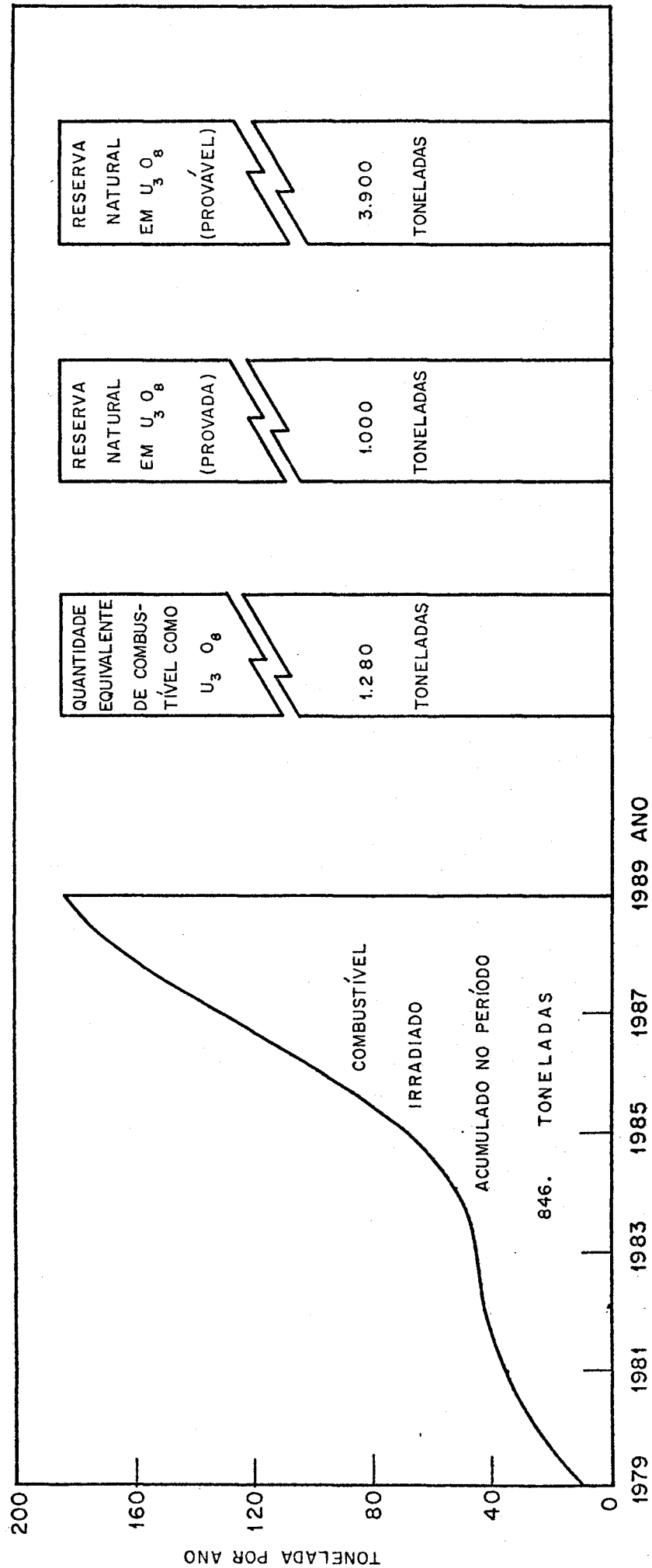
Estes valores correspondem às reservas de Poços de Caldas. Conclui-se, portanto, que o potencial em U_3O_8 no combustível irradiado, que provém dos reatores a água leve do programa no período em consideração, corresponde, respectivamente, a 128% e 33% da quantidade provada e provável de U_3O_8 nas reservas naturais.

1.5.2 - Crédito obtido pelo reprocessamento do combustível irradiado.

Para que o reprocessamento seja economicamente viável é claro que o valor do urânio e plutônio recuperados deve pelo menos equivaler aos custos do reprocessamento e reconversão.

U_3O_8 NATURAL — ESTIMATIVA

PROVADO — 1.000
 PROVÁVEL — 3.900
 POSSÍVEL — 8.400



COMPARAÇÃO DA QUANTIDADE DE URÂNIO DISPONÍVEL NO COMBUSTÍVEL IRRADIADO COM A POTENCIALIDADE EM RESERVAS NATURAIS PARA O CASO BRASILEIRO

Para efeito de cálculo foi considerada a constituição do combustível irradiado como a representada na tabela 1.7 /18/. Logo, para cada quilo de urânio presente no combustível irradiado dos LWR deverá corresponder cerca de 6,6g de plutônio físsil, e para cada quilo de urânio empobrecido dos FBR deverá corresponder cerca de 67,9 gramas de plutônio físsil.

O enriquecimento do urânio no combustível proveniente dos LWR é da ordem de 0,85%. Nos cálculos efetuados não foram consideradas as perdas nas várias operações de reprocessamento, uma vez que a influência é desprezável.

TABELA 1.7
Composição do combustível irradiado /18/

I T E M	Unidade	LWR	FBR
Urânio (enriquecido a 0,85%)	%	98,7	-
Urânio empobrecido	%	-	91,2
Plutônio físsil	%	0,65	6,19
Netúnio	%	0,03	-

Os itens geralmente incluídos /1,3/ nos custos para a recuperação do combustível são relacionados na tabela 1.8.

TABELA 1.8
Custos das várias etapas para a recuperação do combustível irradiado

I T E M	FBR	LWR
1) Transporte do comb. irradiado	34710(a)	5000(b)
2) Recuperação do U e Pu	70000(c)	35000(b)
3) Transformação do nitrato de U a UF ₆	5600(d)	5600(d)
4) Estocagem dos resíduos radioativos	12000(d)	6000(d)
Custo total-\$/t de metais pesados	122310	51600

(a) Custo médio para o núcleo e cobertura (ver tabela 2.2) /23/.

(b) Ver tabela (1.2).

(c) /9/

(d) /2/

Uma vez que o combustível gasto deve ser transportado e estocado, mesmo se não for feita a recuperação, os itens 1 e 4 não serão considerados nos débitos ocasionados pela etapa de reprocessamento. Os encargos serão então, de 40.600 e 75.600 dólares por tonelada de metais pesados, respectivamente, para os reatores LWR e FBR. Logo, o reprocessamento será justificável somente se o valor dos materiais recuperados ultrapassar este valor, para ambos os casos /3,24/.

Considerando o preço do concentrado de urânio como \$8/lb U_3O_8 e o seu custo de conversão a UF_6 como \$2,7/kg de urânio contido, o urânio recuperado com enriquecimento de 0,85% valerá então \$30000/tonelada de combustível irradiado. (1).

O preço do plutônio pode ser da ordem de \$8/g Pu-físsil; este preço, no entanto, será alto para o caso dos LWR, devido às penalizações na etapa de fabricação e será baixo no caso dos FBR, pois com a entrada destes reatores, o mercado para este elemento deverá aumentar, conseqüentemente, o seu preço. Serão adotados, no entanto, estes valores para ambos os casos.

Nas tabelas 1.9 e 1.10, baseado nos dados acima, estão mostrados os lucros líquidos obtidos pelo reprocessamento dos combustíveis dos LWR e FBR, respectivamente.

(1) Considerando perdas no beneficiamento, conversão e enriquecimento.

TABELA 1.9

Lucro líquido obtido pelo reprocessamento do combustível dos LWR

I T E M	\$/t
Urânio enriquecido a 0,85 em U-235 na forma de UF_6 (1)	30.000
0,64% em plutônio físsil (2)	<u>51.000</u>
	81.000
Custo do reprocessamento	<u>-40.600</u>
Lucro líquido obtido pela recuperação	40.400
0,03% em Netúnio (3)	<u>12.000</u>
Lucro Total	52.400

(1) Valor do Urânio - 8\$/lb U_3O_8

(2) Valor do Plutônio - 8\$/g Pu físsil

(3) Valor do Netúnio - 40 \$/g

TABELA 1.10

Lucro líquido obtido pelo reprocessamento do combustível dos FBR

I T E M	\$/t
6,19% em Pu físsil (1)	495.200
Custo do reprocessamento	<u>- 75.600</u>
Lucro líquido obtido pela recuperação (\$/t)	419.600

(1) Valor do Plutônio - 8 \$/g Pu físsil

Através da recuperação de outros isótopos como o Netúnio, que pode ser reintroduzido no reator para reconversão a Pu-238, isótopo de várias aplicações, o

valor do combustível irradiado torna-se cada vez maior /3/. Se o Netúnio for recuperado ao preço de \$40 a grama, há um acréscimo de \$12.000/t no caso dos LWR. Este elemento é formado pela absorção de nêutrons pelo U-236 e pela reação (n,2n) com U-238 /25/. Os reatores de potência, submetidos a alta taxa de irradiação, dão uma pequena contribuição para a reação (n,2n) e a formação é feita principalmente pela absorção de nêutrons pelo U-236, cerca de 0,4% nos LWR. Nos reatores FBR, este elemento não deve ser formado em proporções exploráveis, pois não há, praticamente, U-236 formado.

A figura 1.11 apresenta, na forma de diagrama, os débitos e créditos para a etapa de reprocessamento dos combustíveis de reatores LWR e FBR. Tendo em vista estes valores, o reprocessamento do combustível irradiado torna-se indispensável desde que haja uma política nuclear bem definida.

No apêndice A estão mostradas as vantagens em se recuperar os vários elementos presentes no combustível irradiado e a futura utilização destes elementos.

1.6 - Influência do reprocessamento sobre o custo de geração.

A tecnologia das várias etapas do ciclo do combustível é razoavelmente bem desenvolvida havendo, entretanto, certa carência de informações e experiências, quanto à influência econômica sobre o custo da geração, pois, até agora, não se estabeleceu um mercado global bem definido.

A influência do ciclo, dentro do contexto geral da geração de energia, é de suma importância, pois representa cerca de 20% do custo global de geração, para um fator de capacidade da ordem de 80%.

1- REMOÇÃO DO REATOR E TRANSPORTE DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO.

2- RECUPERAÇÃO DO URÂNIO E PLUTÔNIO.

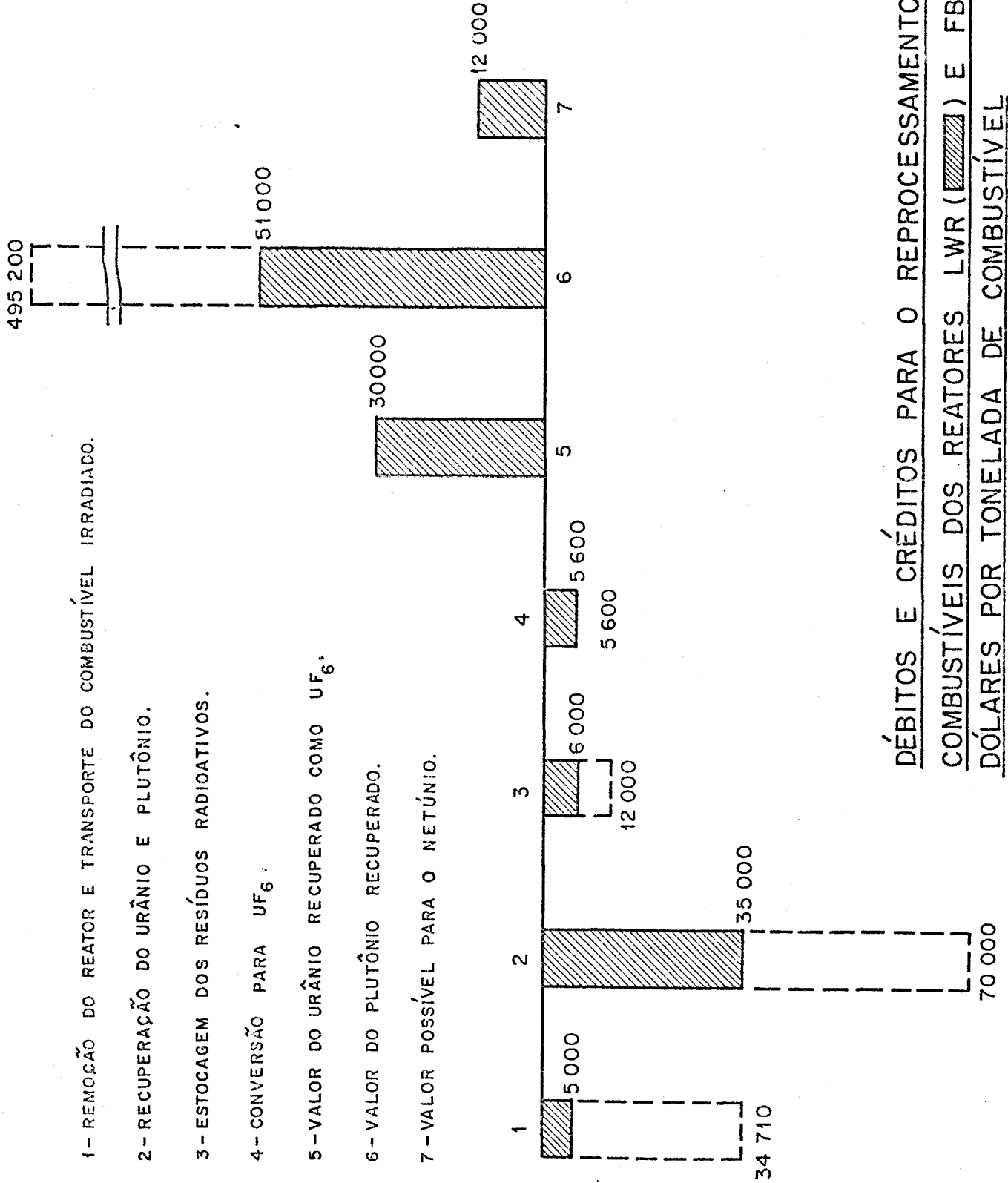
3- ESTOCAGEM DOS RESÍDUOS RADIOATIVOS.

4- CONVERSÃO PARA UF₆.

5- VALOR DO URÂNIO RECUPERADO COMO UF₆.

6- VALOR DO PLUTÔNIO RECUPERADO.

7- VALOR POSSÍVEL PARA O NETÚNIO.



DÉBITOS E CRÉDITOS PARA O REPROCESSAMENTO DOS COMBUSTÍVEIS DOS REATORES LWR (▨) E FBR (□), DÓLARES POR TONELADA DE COMBUSTÍVEL

FIG. 1.11

Vários trabalhos analisam os diferentes métodos de cálculo do custo do combustível por kWh, produzido nos diversos tipos de reatores /26,27,28,29,30/.

A etapa do reprocessamento, considerando reatores a urânio ligeiramente enriquecido, contribui somente com uma pequena parcela na estrutura dos custos totais de produção de energia. Estes custos variam com o tipo de reator. Partindo da suposição que, para reatores LWR, 1 kg de U gera $2,23 \times 10^5$ kWh (taxa de irradiação 31000Mwd/t, rendimento = 30%), com 600 MWe instalados, obter-se-á cerca de 18,87 toneladas de combustível irradiado por ano, para um fator de capacidade de 80%. O custo da energia gerada em uma central, incluindo investimento, operação, manutenção e combustível, deve estar em torno de 8 mills/kWh para um fator de capacidade de 80%. A parcela correspondente ao ciclo sendo da ordem de 20% deste valor, ou seja, 1,6 mills/kWh, o preço do reprocessamento (5-12% do custo do ciclo) estará entre 0,08 a 0,2 mills/kWh /8,31/.

Nesta base, para uma usina nuclear do tipo LWR, o preço do reprocessamento varia entre 17,84 e 44,6 \$/kgU. Um aumento no preço do reprocessamento, por exemplo - de 17,84 para 44,6 \$/kgU, aumentará 7,5% no custo do ciclo do combustível ou 20% deste valor no custo de geração de energia, isto é, 0,12 mills/kWh. Como exemplo, para uma central de 600 MWe, operando com um fator de capacidade de 80%, resulta um acréscimo anual de meio milhão de dólares.

A incidência do custo de todas as etapas do ciclo no custo de geração para o reator de Angra pode ser analisada na tabela 1.5.

CAPÍTULO II

Etapas do Reprocessamento

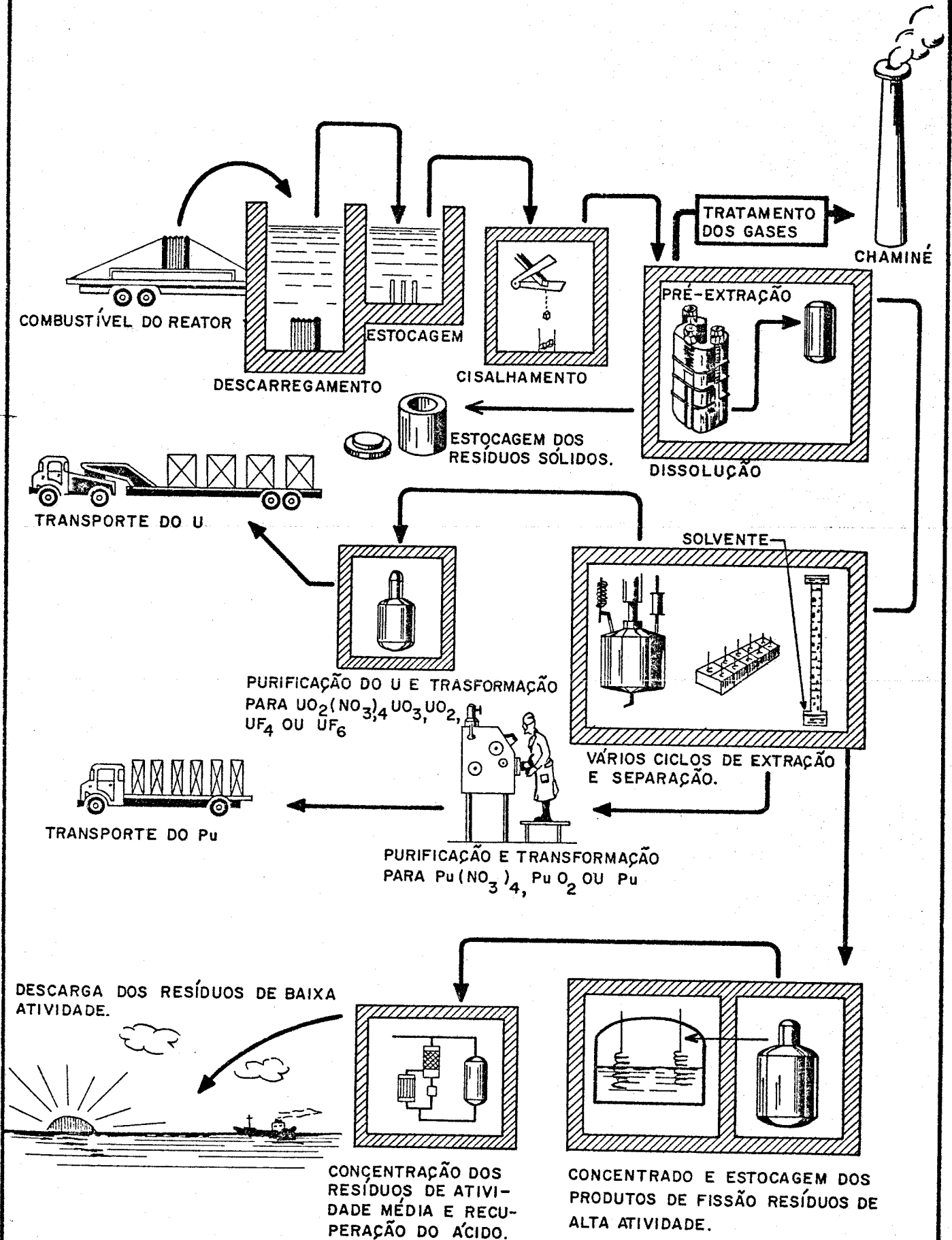
2.1 - Introdução

No capítulo anterior situou-se a etapa do reprocessamento dentro do ciclo do combustível nuclear e foram analisadas as influências deste processo sobre o custo de geração e as vantagens econômicas de se realizar esta operação de recuperação de produtos que se constituem em bens econômicos importantes.

Neste capítulo serão discutidas as operações inerentes às etapas de reprocessamento representadas na figura 2.1 /8/.

As principais etapas constituem-se:

- no resfriamento do combustível irradiado (estocagem);
- no transporte deste combustível;
- nas operações ligadas com a recuperação dos elementos físséis, e
- na eliminação dos rejeitos ou resíduos



OPERAÇÕES TÍPICAS DAS USINAS DE REPROCESSAMENTO /8/

radioativos.

Cada uma das etapas necessita um longo estudo de modo a se otimizar o tempo despendido em cada fase; o processo a ser usado, etc - sempre visando à minimização de custos, aliada à segurança de operação.

A seguir serão discutidos os principais problemas relacionados com cada operação.

2.2 - Resfriamento do combustível irradiado /32-35/

Como, em geral, a usina de reprocessamento não é localizada junto à central nuclear, será necessário o transporte do combustível irradiado, desde o sítio da central nuclear até o local da usina de reprocessamento.

Entretanto, é necessário que o combustível permaneça estocado junto ao reator por um certo tempo, de modo a se obter uma redução da radioatividade do combustível irradiado, pelo decaimento radioativo de certos isótopos (I-131, Np-239, U-237, etc.) e uma dissipação de sua energia calorífica /8/. Caso se fizesse o transporte imediato deste combustível, seriam necessários dispositivos especiais de segurança, e frascos de transportes com blindagens especiais, dotados de sistemas de refrigeração, o que viria onerar muito esta operação /32, 33/.

Em geral o período total para o resfriamento é determinado em função /8/:

- do tipo de reator e da taxa de irradiação atingida;
- da utilização econômica dos recipientes de transporte;
- da duração e frequência das viagens de transporte

te;

- do inventário resultante do material estocado, e
- dos custos das várias etapas do ciclo.

Indica-se na tabela 2.1 a duração total das diversas etapas ligadas ao reprocessamento por tipo de reator, conforme estimativa do Laboratório Nacional de Oak Ridge (ORNL) /9/. No caso dos reatores superconversores rápidos (FBR), devido ao alto valor do material irradiado, o tempo de resfriamento é menor de modo a se reduzir os encargos financeiros envolvidos no processo /34, 35/.

TABELA 2.1

Tempo empregado nas diversas etapas do reprocessamento (dias) /9/

Tipo de Reator	PWR	HTGR	FBR
Resfriamento depois da irradiação	150	90	30
Transporte para a usina de reprocessamento	32	34	24
Estocagem antes do reprocessamento	10	10	10
Reprocessamento propriamente dito	10	10	10
Tempo Total	202	144	74

Os custos de operação das várias etapas da usina de reprocessamento tendem a aumentar com a maior radioatividade e maior liberação de calor dos combustíveis pouco resfriados. A taxa de irradiação atingida influencia: no descarregamento e estocagem do combustível; na blindagem necessária; na necessidade de remoção do I-131 do sistema de liberação dos gases residuais; na de gradação dos solventes orgânicos; na estocagem dos resíduos de alto nível de irradiação; na separação do plutônio durante a extração e nas operações de pós-extração /35/.

O tempo de resfriamento, em geral, é otimizado de modo a se atingir um custo total mínimo. Gupta /35/ determinou que para os combustíveis dos FBR, a soma dos acréscimos no custo de reprocessamento, quando se faz uma redução de 150 dias para 50 dias de resfriamento, é menor que as economias obtidas pela redução dos encargos financeiros de inventário no mesmo período. Outro ponto que deve ser estudado é a influência deste período nos custos de transporte, o que será analisado no ítem 23. No caso do combustível dos FBR, o decréscimo no custo de transporte não compensa o aumento no custo de inventário. Assim, há um interesse de se reduzir o tempo de reprocessamento de combustíveis dos FBR /36,37/.

O custo da estocagem do material radioativo inclui os encargos financeiros de inventário que dependem do valor do material acumulado e os custos da utilização dos recipientes necessários à estocagem. Desse modo, se o valor do combustível irradiado nos reatores a água leve (LWR) for da ordem de \$100/kg, os custos poderão atingir valores de \$1 a \$2 por kg por mês /8/. No capítulo 7 será abordado o cálculo destes custos com maiores detalhes.

Quando se aumenta o tempo de resfriamento o custo do transporte diminui, basicamente devido ao maior número de elementos combustíveis que podem ser transportados num recipiente de um dado peso. Por outro lado, o custo do resfriamento é diretamente proporcional ao tempo de resfriamento. Em geral, o tempo de resfriamento ótimo é diretamente proporcional à taxa de irradiação e à potência específica do reator e inversamente proporcional ao valor do combustível e aos encargos financeiros de inventário. Trata-se, portanto, de um problema típico de otimização /35-38/.

2.3 - Transporte do combustível irradiado /38-62/

Mesmo depois do resfriamento, a atividade gama do combustível irradiado permanece alta e o transporte do reator para a usina de reprocessamento deve ser realizado em recipientes com blindagens especiais, projetados com sistema de refrigeração para remoção do calor formado pelo decaimento radioativo e munidos com absorvedores de nêutrons para evitar acidentes de criticalidade /39-42/.

Os itens que compõem o custo de transporte são /7,9,33/:

- custo do sistema de contenção, que varia com o material usado e com o peso do recipiente (engloba o capital investido na compra do recipiente, a manutenção, os seguros e a amortização do recipiente);
- custo do frete, incluindo os encargos pagos para o transporte do recipiente carregado de combustível irradiado e, às vezes, o custo de retorno do recipiente vazio;
- custo de manipulação do recipiente, incluindo os encargos para carga e descarga, descontaminação, teste e outras operações ligadas ao transporte;
- custo dos seguros, que inclui o prêmio correspondente à perda ou às alterações no recipiente e no seu conteúdo durante o transporte, e também à tarifa de seguro de responsabilidade dos danos que podem ocorrer num acidente que provoque uma contaminação em grande escala.

Os custos do sistema de contenção e do frete são os itens que mais oneram o transporte devido às rigorosas especificações e ao peso do recipiente.

O peso do frasco é determinado por vários fatores /43/:

- limitação quanto à criticalidade durante o transporte;
- quantidade de combustível contido que depende da potência específica do reator; da taxa de irradiação total; e do tempo de resfriamento depois do descarregamento;
- espessura da blindagem para atenuação γ ;
- intensidade da radiação permissível na superfície do recipiente;
- estado físico do material radioativo transportado;
- calor gerado no combustível transportado, pelo decaimento radioativo, sendo necessário em certos casos um resfriamento durante o transporte.

O projeto do recipiente, por exigir a interligação de vários fatores (segurança, remoção do calor e custos), é um dos mais difíceis. Do ponto de vista econômico, o projeto deve ser bastante simples e a razão do peso do combustível para o peso do recipiente deve ser a mais alta possível /38,44-46/. Os recipientes de transportes são de aço com revestimentos de chumbo. Tem sido tentada, também, a utilização de urânio empobrecido como blindagem, o que implicará em menores pesos e levará a maior eficácia na absorção das radiações. Mas, por outro lado, causa maiores problemas de fabricação /7/.

O item que mais influencia o projeto do recipiente de transporte é o período de resfriamento ao qual o combustível é submetido. Quanto maior o período de resfriamento, menor a blindagem necessária para os recipientes com uma redução nos custos e nos fretes, havendo

do, entretanto, um aumento dos encargos financeiros de inventário.

Para que seja conseguida a minimização dos custos de transporte e de resfriamento em geral utilizam-se modelos matemáticos que levam em conta estas duas tendências divergentes.

Com base em vários estudos concluiu-se que a soma do custo de resfriamento e transporte atinge um mínimo para um tempo de resfriamento ótimo, entre 150 e 200 dias, para reatores a água leve /32,38/.

A ORNL /47-51/ usa para determinação do custo de transporte em função da taxa de irradiação, potência específica, e outras variáveis, os códigos MYRA /31,50/ e NORA /9,52/. Estes códigos otimizam o tempo de resfriamento, o número de elementos por recipiente ("cask"), o número de recipientes, e o número de elementos por cada batelada de processamento químico de modo a minimizar o transporte total, o inventário, e os custos de reprocessamento em cada caso. O método utiliza uma variação paramétrica até que se atinja um conjunto de parâmetros que corresponda a um custo mínimo para o sistema.

Através destes códigos é possível analisar a influência do número de elementos por recipiente de transporte, da taxa de irradiação e da potência específica nos custos de transporte.

Para o transporte do combustível irradiado devem ser seguidas certas normas rígidas de segurança fixadas pelos organismos internacionais /53-55/, principalmente no projeto do recipiente no que diz respeito ao material a ser usado, à taxa de irradiação, à liberação de calor e à criticalidade e proteção contra acidentes. Em geral, tais recipientes são submetidos a testes que

abrangerão todos os acidentes possíveis.

Quanto ao seguro, este pode atingir nos Estados Unidos um montante que varia de 10 a 120 milhões de dólares /7/. Estes valores tendem a diminuir com o conhecimento das medidas de segurança adotadas nesta operação e com melhores estatísticas sobre as possibilidades de ocorrência de acidentes.

Para escolha do modo de transporte é necessário considerar a limitação quanto ao peso máximo do veículo, quanto aos equipamentos de manipulação, quanto às estradas, pontes e outros equipamentos do sistema de transporte (como guindastes). Estas limitações podem ter efeitos significativos no custo de transporte, pois a razão do peso do combustível para o peso do recipiente, geralmente tende a aumentar com o aumento do peso do recipiente /43, 44, 56, 57/.

Assim, para centrais a água leve atualmente em construção na Europa, pode-se dizer, em primeira aproximação, que para o peso total, variando de 20 - 90 t, a carga útil varia de 500 - 5000 kg de U, o que corresponde a cerca de 2% - 5% do total /46/.

Pode-se transportar o combustível irradiado por rodovia, ferrovia ou via marítima /58/. No caso de grandes distâncias (>1000 km) e sempre que possível, é preferível a última alternativa /56/, principalmente devido a problemas de segurança e limitações de peso do transporte terrestre. Dessa forma, seria conveniente a localização da usina próxima a um porto. O transporte por rodovia é o predominante no continente europeu, pois poucos reatores possuem conexão com as usinas de reprocessamento por via férrea.

Outro ponto que deve ser analisado é relativo às firmas ou companhias especializadas neste ramo de

transporte. Na Europa e nos EUA já existem vários grupos que dominam esta operação /1,7,59/. No Brasil deverá ser feito um levantamento das transportadoras existentes ca pazes de se adaptarem a tal serviço.

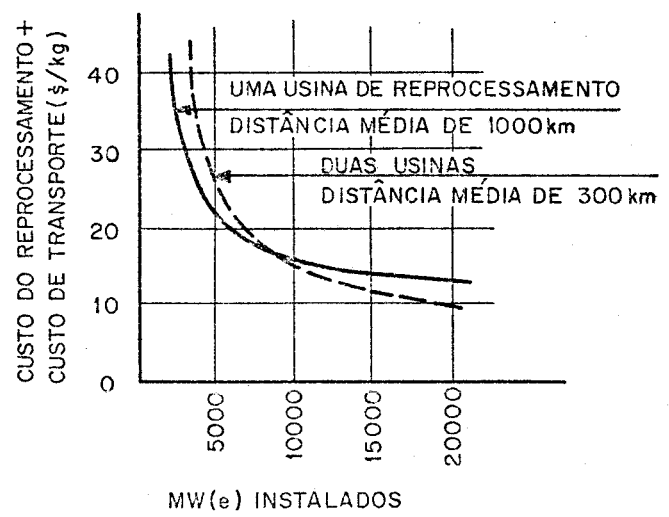
A influência da distância pode ser vista, considerando que o custo de transporte nunca é inferior a 2 - 3 \$/kg U, mesmo que a usina de reprocessamento seja localizada próxima ao reator, enquanto que um aumento na distância de 500 para 1500 km pode acarretar um acrési mo de 3\$/kg /9/, levando a um custo de 5-6\$/km.

Apesar das grandes extensões do território brasileiro, o programa de centrais nucleares estará concentrado praticamente na região sudeste (Rio de Janeiro, Guanabara, São Paulo e Minas Gerais), o que leva a se esperar que as distâncias máximas de transporte para uma usina localizada na região não deva superar 500 km; e que, portanto, o custo de transporte não deve ultrapas sar 5\$/kg.

No estudo de implantação de usinas, o cus to do transporte não é representativo para processos que envolvem alta economia de escala. Isto pode ser constata do através da figura 2.2 /60/ onde uma única usina de re processamento representa a solução mais econômica até uma potência nuclear de 7000 MWe instalados num raio de 1000 km. Neste caso, a economia de escala supera o aumento do custo de transporte. O efeito da distância no custo de transporte pode, também, ser analisado pela figura 2.3/23/.

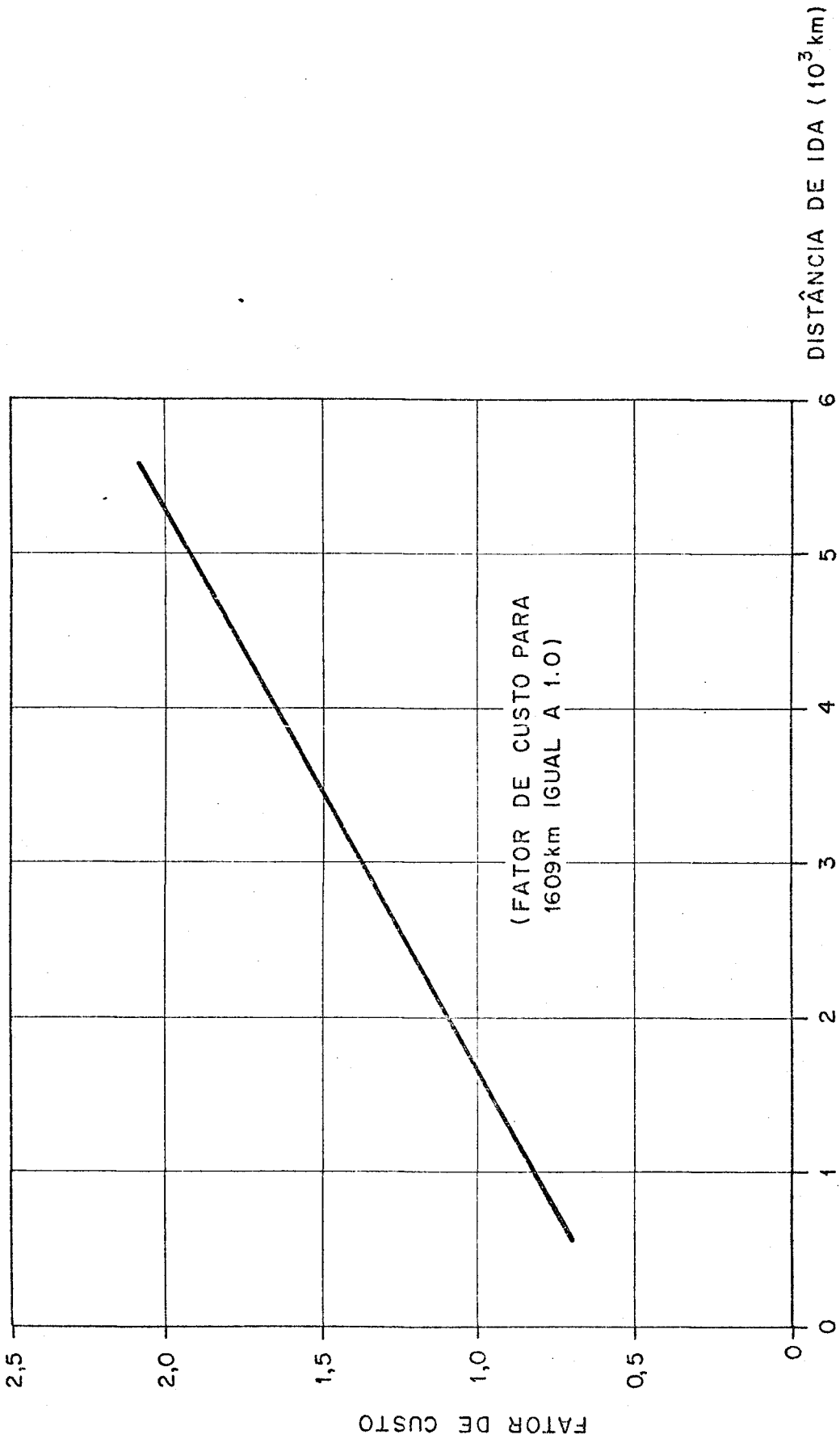
2.3.1 - Custo total do transporte

O custo de transporte depende da localiza ção da usina, dos fatores técnicos já abordados e da fre qüência de carregamento. Somente do ponto de vista econô mico tem-se evidentemente interesse em aumentar a quanti



CUSTO DO REPROCESSAMENTO E TRANSPORTE
EM FUNÇÃO DA POTÊNCIA INSTALADA /56/

FIG. 2.2



EFEITO DA DISTÂNCIA NO CUSTO DE TRANSPORTE / 23 /

dade transportada de combustível, o que implicará no rápido decréscimo do custo do transporte.

Em geral há grandes divergências na estimativa dos custos por falta de maiores conhecimentos ligados a esta operação. Os valores adotados atualmente na Europa e nos Estados Unidos não representam os custos reais, pois os recipientes de transporte não estão totalmente utilizados /56/. Espera-se, no entanto, uma redução dos preços no futuro, tanto devido a maiores fatores de utilização como pela aquisição de experiência e redução dos seguros.

Na tabela 2.2. estão representados os custos de transporte previstos para os Estados Unidos e para vários tipos de reatores /9,23/. Algumas previsões de custos futuros de transporte dos combustíveis dos reatores a água leve (LWR) indicam que estes custos não serão inferiores a 4,00 \$/kg U /61/. Os custos de transporte atualmente em vigor na Europa são de 5-12 \$/kg U para combustíveis dos reatores a água leve. Através da experiência adquirida pelo transporte dos combustíveis dos MGR, ("metal graphite reactor") espera-se menores custos no futuro. Estes custos não serão, no entanto, inferiores à 2 - 3 \$/kg U, mesmo que a usina esteja situada nas vizinhanças dos reatores. Um aumento na distância de 500-1500 km acarretará um acréscimo de 3 \$/kg /8,56/.

Segundo estimativas do relatório da Arthur D. Little Inc., realizado para a USAEC /59/, os custos de transporte podem ser subdivididos, como indicado na tabela 2.3.

TABELA 2.2

Custos estimados para o transporte do combustível nuclear⁽¹⁾ (1970)/9,23/

TIPO DE COMBUSTÍVEL POR REATOR	CUSTO DE TRANSPORTE		TAXA DE IRRADIAÇÃO MÉDIA MWd/t
	(\$/kg metal pesado)	(mills/kWh)	
Reator a água leve	4,88	0,031	20.000
	5,20	0,022	30.000
HTGR	32,50	0,051	61.600
LMFBR - Referência - óxido			
Cobertura axial e núcleo	55,77	0,100	80.000 ⁽²⁾
Cobertura radial	6,37	0,009	8.100
Total ⁽³⁾	34,71	0,109	33.000
LMFBR - avançado a óxido			
Cobertura axial e núcleo	43,16	0,070	97.000 ⁽²⁾
Cobertura radial	4,81	0,005	6.000
Total ⁽³⁾	28,21	0,075	35.400
LMFBR - referência - carbeto			
Cobertura axial e núcleo	33,41	0,066	79.000 ⁽²⁾
Cobertura radial	3,90	0,016	3.800
Total ⁽³⁾	13,91	0,082	19.600
LMFBR - avançado a carbeto			
Cobertura axial e núcleo	30,03	0,036	110.300 ⁽²⁾
Cobertura radial	3,64	0,004	8.340
Total ⁽³⁾	16,90	0,040	47.400

- (1) Distância média, 1609 km (1 milha); transporte por via férrea.
 Todos os custos são em relação a 1970.
- (2) Irradiação média do núcleo.
- (3) Custo médio baseado no combustível total.

TABELA 2.3

Influência de cada parcela nos custos de transporte do combustível irradiado /59/.

	Contribuição no custo de transporte do combustível irradiado (\$/kg U)
Frete (500 - 1000 milhas)	1,65
Seguro e licenças	0,50
Manipulação	0,15
Encargos fixos sobre o recipiente (depreciação, taxas, lucros)	1,95
t o t a l	4,25

No caso de transporte internacional espera-se um custo da ordem de 15 a 20 \$/kg U /7,12,62/.

2.4 - Operações ligadas com a recuperação dos elementos físseis e seu desenvolvimento /63-69/.

2.4.1 - Introdução

Na discussão da tecnologia do reprocessamento é conveniente dividir o conjunto de processos em três partes:

- a etapa de preparação do combustível para a separação química ("head-end"), englobando a etapa de desencapamento; é uma operação que converte o combustível a uma forma adequada para a operação de separação;
- a etapa de separação química dos constituintes do combustível irradiado;
- etapa de purificação e concentração dos elementos recuperados ("tail-end").

Existem vários métodos alternativos desenvolvidos ou sendo pesquisados para estas três etapas, e estas alternativas podem ser combinadas de diversas maneiras. Na figura 2.4 estão representados alguns métodos/70/

Em todo mundo têm sido realizadas pesquisas intensas nestes campos para se determinar o melhor processo a ser adotado atualmente e no futuro para o reprocessamento do combustível de reatores avançados.

Teoricamente, um processo de separação objetiva a repartição de vários componentes, entre duas ou mais fases, e será tanto mais eficaz quanto maior a concentração de um certo componente numa fase, significando, então, um alto fator de descontaminação do processo⁽¹⁾.

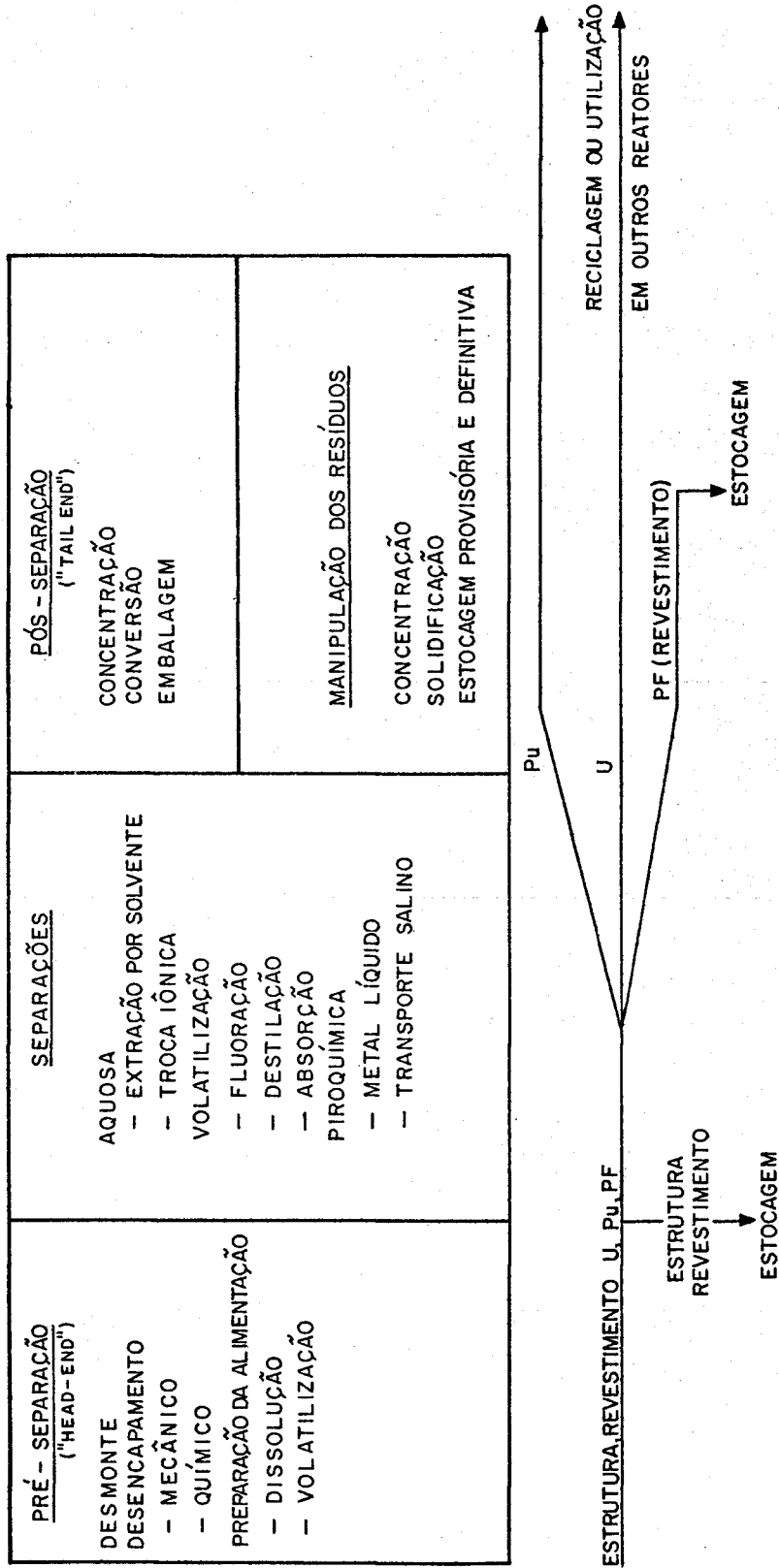
Existem várias alternativas quanto aos processos de separação, compreendendo /71/:

- separação sólido-líquido (precipitação, troca iônica e absorção);
- separação líquido-líquido (partição entre fases líquidas imiscíveis);
- separação sólido-gás (sublimação, absorção);
- separação líquido-gás (destilação).

No caso de reatores de potência para a separação dos constituintes do combustível irradiado, dois processos estão em competição: por via úmida ou aquosa e por via seca ou não aquosa.

(1) O fator de descontaminação (F.D.) /63/ requerido para a separação de uma substância B de outras substâncias (ou classe de substâncias) A é definido como:

$$\text{F.D.} = \frac{\text{razão de massa de A para B na alimentação}}{\text{razão de massa de A para B no produto}}$$



OPERAÇÕES DO REPROCESSAMENTO / 70 /

FIG. 2.4

Com o desenvolvimento destes processos, ca da dia, torna-se mais difícil fazer uma comparação entre eles e portanto decidir-se qual o melhor, pois existem vá rios processos aquosos, vários não aquosos e diversos ti pos de combustíveis de diferentes tipos de reatores de po tência. Assim, um dado processo poderá ser melhor para um certo tipo de combustível, outro processo melhor para ou tro tipo e um terceiro para uma usina na qual vai ser re processada grande variedade de combustíveis /72/.

A decisão é função também da previsão dos tipos, localização e descargas (modo de operação) dos rea tores nucleares que determinará onde, quando e com que capacidade deverão ser instaladas as usinas de repro cessamento.

A partir destes dados dever-se-á conside rar o desenvolvimento técnico e econômico dos métodos de repro cessamento competitivos na época em que a decisão tiver que ser tomada.

Desde que todos os fatores em conside ração certamente mudarão com o tempo, a decisão está sujei ta a alterações e adaptações.

Da mesma forma que o processo de separa ção, a retirada do revestimento ou desencapamento depen de do tipo de revestimento. É uma etapa integrante do pro cesso de separação, sendo denominado como etapa de pré-extração ('Head-end').

Neste item serão discutidas as principais alternativas quanto aos processos de separação e no pró ximo capítulo serão então abordados os processos de de sencapamento, conforme o tipo de reator.

2.4.2 - Processos por via úmida

2.4.2.1 - Introdução

Os processos por via úmida se subdividem em:

- processos por extração por solvente;
- processos por troca iônica;
- processos por precipitação;
- método Aquaflúor.

O processo mais difundido por via úmida e o único empregado praticamente em escala industrial é o de extração por solvente. Este processo se baseia na extração líquido-líquido. A solução aquosa é introduzida em contracorrente com uma solução de um dado solvente, e o combustível, em solução com um certo ácido, é colocado sucessivamente em contato com a fase orgânica. Consegue-se, então, uma primeira separação: os produtos de fissão permanecem na fase aquosa, enquanto que o urânio e o plutônio se estabilizam na fase orgânica. Posteriormente, por operações sucessivas, se efetiva a separação do plutônio do urânio, através de uma variação de valência do plutônio /64/, procedendo-se, depois, à etapa de purificação final. A experiência com os processos de troca iônica e precipitação é muito restrita, enquanto que o processo Aquaflúor é utilizado em escala industrial na usina da GE que iniciará a operação este ano.

Na tabela 2.4 indica-se algumas considerações básicas necessárias para a seleção dos processos por via úmida e o seu futuro desenvolvimento.

TABELA 2.4

Critério para seleção e projeto dos processos de separação por via úmida /73/

<p><u>Processo</u></p> <ol style="list-style-type: none">1 - Operação remota.2 - Reagentes químicos devem ser estáveis à radiação e ao calor.3 - Carga inventariada no processo deve ser mínima. <p><u>Segurança</u></p> <ol style="list-style-type: none">1 - Massa crítica dentro dos limites de segurança.2 - Contaminação controlada e contida.3 - Reagentes químicos compatíveis. <p><u>Equipamentos</u></p> <ol style="list-style-type: none">1 - Duração longa.2 - Fácil manutenção e eficiência. <p><u>Economia</u></p> <ol style="list-style-type: none">1 - Recuperação superior a 99%.2 - Volume mínimo dos resíduos.3 - Menor número de etapas de processamento. <p><u>Qualidade do produto</u></p> <ol style="list-style-type: none">1 - Alta pureza.2 - Alta descontaminação.

A seguir serão discutidas as características dos processos por via aquosa.

2.4.2.2 - Extração por solvente

Existem vários processos de extração por solvente que diferem quanto ao solvente e/ou agente salino usado, mas o princípio de operação é o mesmo. A distinção entre eles pode ser analisada na tabela 2.5 /64/.

TABELA 2.5

Processos de extração por solvente para separação dos elementos físséis e férteis /64/

NOME DO PROCESSO	SOLVENTE ORGÂNICO	TIPO DE COMBUSTÍVEL	AGENTE SALINO NO PROCESSO DE EXTRAÇÃO
PARA SEPARAÇÃO E DESCONTAMINAÇÃO DO URÂNIO E PLUTÔNIO			
REDOX	Hexona (metil-isobutil cetona)	U natural e levemente enriquecido	Al (NO ₃) ₃
PUREX	30% TBP (tri-n-butil fosfato) em hidrocarboneto como diluente, tal como querosene	U natural, e levemente enriquecido	HNO ₃
Quelatação com TTA	0,25 M TTA (tenoil trifluoacetona) em hexona	U natural	Al (NO ₃) ₃
BUTEX	BUTEX (Dibutyl Carbitol)	U natural	
PARA SEPARAÇÃO E DESCONTAMINAÇÃO DO URÂNIO ALTAMENTE ENRIQUECIDO			
U-235-hexona	Hexona	U-235	Al (NO ₃) ₃
U-235 TBP	5% TBP em hidrocarboneto como diluente	U-235	Al (NO ₃) ₃ HNO ₃
PARA SEPARAÇÃO E DESCONTAMINAÇÃO DO URÂNIO E TÓRIO			
Thorex	42,5% TBP em hidrocarboneto como diluente	Tório e urânio (revestimento grafite)	Al (NO ₃) ₃ HNO ₃

Destes processos o que é amplamente usado em escala industrial para reatores térmicos a urânio-natural ou levemente enriquecido é o processo Purex ("Purification by Extraction").

Apesar de haver problemas quanto à degradação do solvente, há grande interesse para extrapolação deste processo clássico para combustíveis dos futuros reatores, como os rápidos. A usina piloto AT-1 na França tem

como finalidade testar este processo para emprego no re processamento dos reatores rápidos /30/.

O processo Thorex é usado para recupera ção dos combustíveis a tório, e é semelhante ao Purex. A única diferença é no ciclo de partição do urânio e tório.

Por ser o processo Purex o mais usado, se rão feitas, a seguir, maiores considerações sobre este método. As várias etapas do processo estão representadas na figura 2.5 /64/.

A etapa de pré-extração consiste do cisa lhamento do elemento combustível irradiado seguida da li xiviação do produto em ácido nítrico concentrado ("chop-leach"), processo clássico. Um esquema alternativo poderá ser o desencapamento químico do elemento combustível, seguido pela dissolução do mesmo. Entretanto, conforme for o revestimento e o tipo de combustível, existem várias al ternativas quanto ao desencapamento e dissolução /74-78/.

O produto obtido geralmente na forma de nitratos, pela dissolução em ácido nítrico, é enviado pa ra a coluna de extração e colocado em contato com a fase orgânica, sendo conseguida a separação inicial do urânio e plutônio dos produtos de fissão. É usado como solvente o tributil fosfato (TBP) diluído em querosene e como agen te salino o ácido nítrico em solução aquosa.

O plutônio é restituído para a fase aqu sa pela redução a um estado inferior de valência e sepa rado, então, do urânio que continua na fase orgânica.

As soluções com urânio e plutônio passam por etapas posteriores para descontaminação adicional me diante ciclos de extração e reextração.

A extração é realizada em colunas do tipo

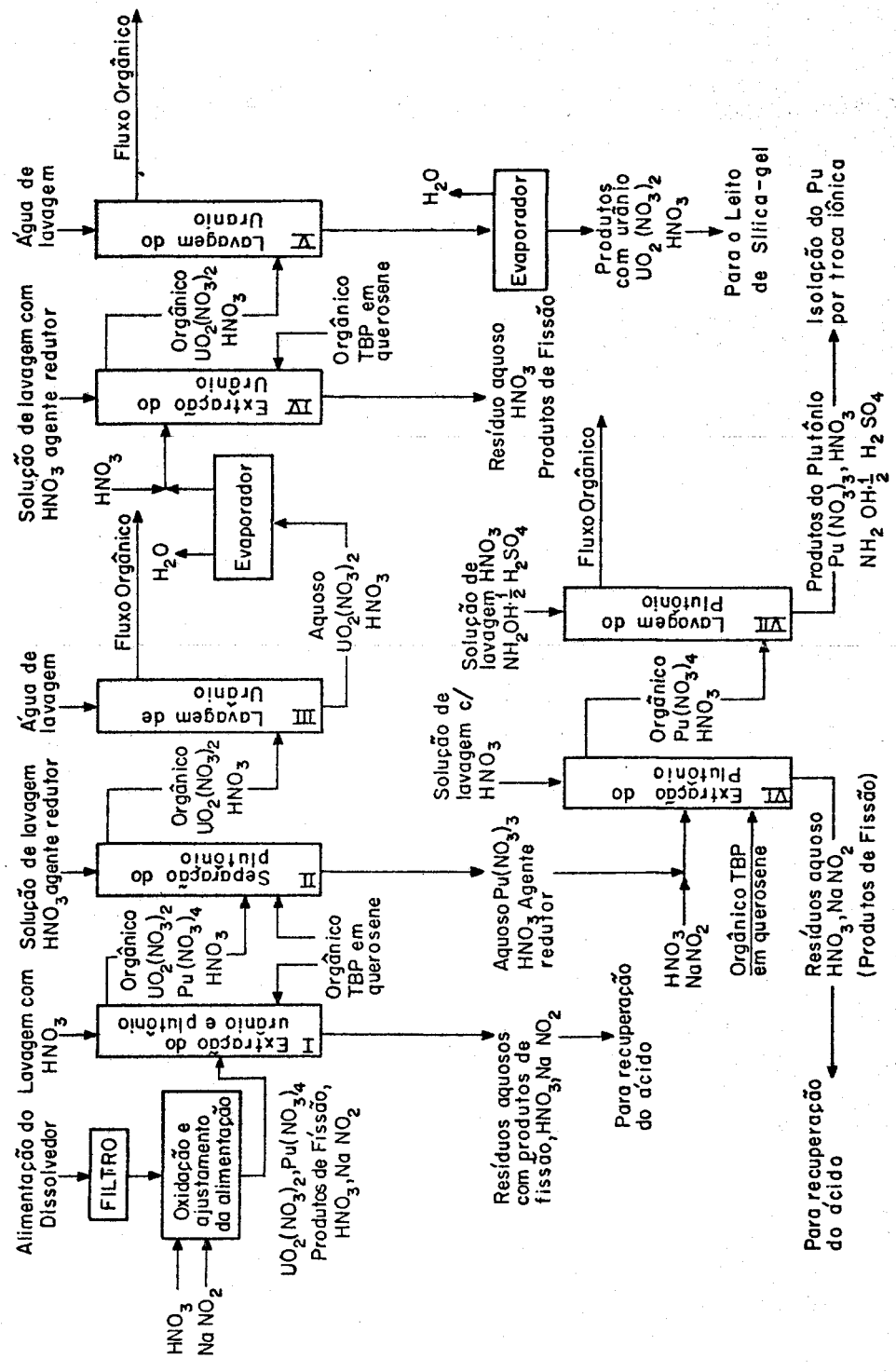


DIAGRAMA DE BLOCO DO PROCESSO PUREX PARA RECUPERAÇÃO DO URÂNIO, PLUTÔNIO E PRODUTOS DE FISSÃO POR EXTRAÇÃO COM O SOLVENTE TRIBUTIL-FOSFATO /64 /

FIG. 2.5

misturadores-decantadores ou colunas pulsadas. Alguns trabalhos analisam estes equipamentos bem como sua manutenção /63-65,79/.

Através deste processo, os produtos são obtidos com alto grau de pureza.

Uma desvantagem, entretanto, é que os produtos de fissão são diluídos em grandes volumes de líquido, requerendo etapas adicionais para reconcentração dos vários fluxos de resíduos, já que em quase todos países há um limite quanto à quantidade de produtos de fissão que podem ser estocados junto à usina. Para os EUA este limite corresponde a 5 anos de operação. Acima deste período, os resíduos líquidos têm que ser convertidos para a forma sólida (geralmente vitrificação) e transferidos, dentro de outros cinco anos, para cavernas profundas de responsabilidade do governo /1,2,37/.

2.4.2.3 - Processo de troca iônica /64,80/

A aplicação mais extensa de troca iônica no reprocessamento do combustível tem sido na concentração dos fluxos dos produtos intermediários ou final de matérias físséis, isto é, U-235, U-233 ou Pu-239, servindo como suporte para o processo de extração. É usado, também, em escala de laboratório, para separação e análise do urânio, plutônio e produtos de fissão.

A etapa completa para recuperação e purificação do urânio irradiado tem sido estudada somente em laboratório e em escala piloto.

2.4.2.4 - Processo de precipitação /64,71,74/

A separação por precipitação do plutônio, do urânio e produtos de fissão foi desenvolvida inicialmente como técnica de laboratório para isolamento do plu

tônio, mas foi usada em usinas de grandes dimensões para recuperar o plutônio do urânio irradiado por meio do processo de fosfato de bismuto, que usa BiPO_4 e LaF_3 como agentes carreadores para a precipitação.

Este processo foi estudado em "Oak Ridge", na segunda guerra mundial, e foi implantado em grande escala em Hanford, com a finalidade de extração do plutônio necessário para o programa militar dos EUA, de 1944 a 1951.

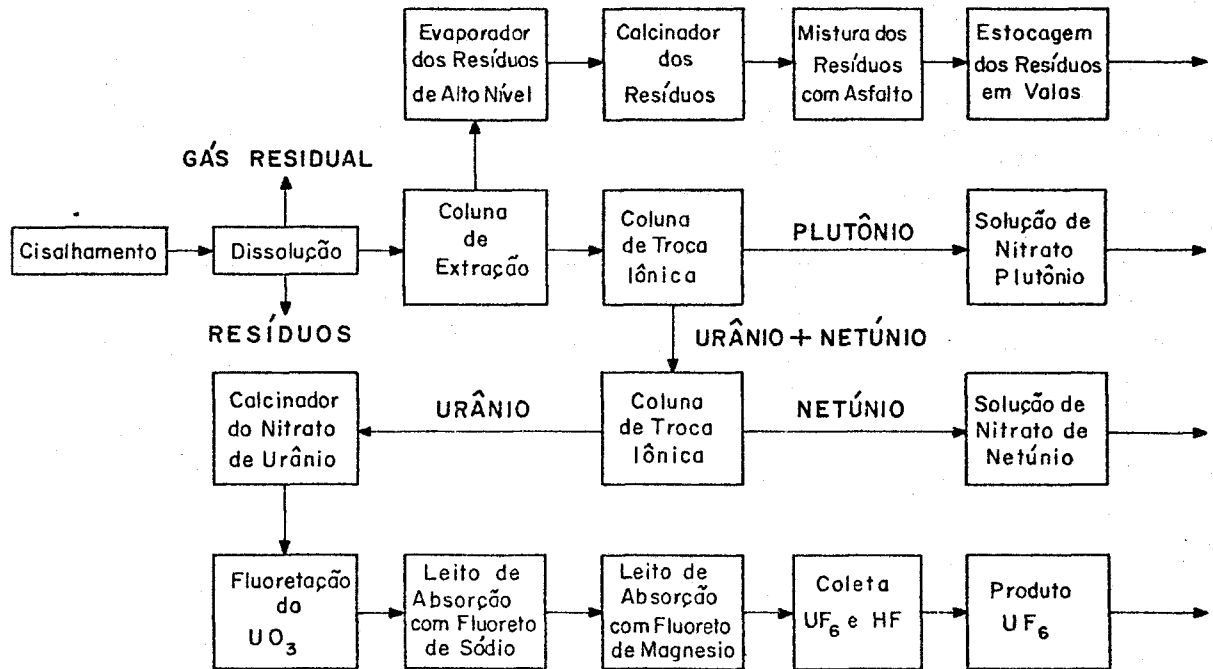
O processo da precipitação não é mais usado devido a várias desvantagens deste em relação ao processo de extração por solvente, como /74/:

- não há recuperação do urânio;
- há grande quantidade de resíduos de alto nível de irradiação;
- exige um número muito grande de operações;
- apresenta uma taxa de recuperação do plutônio relativamente baixa (em torno de 95%);
- é caracterizado por altos custos de processamento.

2.4.2.5 - Processo Aquaflúor /74,81/

O processo Aquaflúor é uma combinação do esquema de processamento aquoso e de volatilização dos fluoretos (processo via seca), tendo sido patenteado pela GE, baseado nas experiências adquiridas no desenvolvimento dos dois processos.

A GE utilizou este processo na usina de "Midwest Fuel Recovery Plant", em Morris. Esta usina é a segunda usina comercial dos EUA e iniciará operação ainda este ano. O diagrama simplificado do processo está representado na figura 2.6 /81/. Como planejado, o combustível



MÉTODO AQUAFLUOR UTILIZADO NA USINA DA GE
"Midwest Fuel Reprocessing Plant" /81/

vel inicialmente sofre cisalhamento - lixiviação (" processo chop-leach"), seguindo-se a dissolução semicontínua e extração por solvente com um ciclo para remoção primária dos produtos de fissão. Os fluxos de U e Pu são concentrados e divididos numa unidade contínua de troca iônica, e os fluxos resultantes de U-Np são separados continuamente numa unidade de troca iônica. O urânio obtido será calcinado e convertido a UF₆ para purificação final por destilação e absorção; e o netúnio e o plutônio serão obtidos na forma de nitratos.

2.4.3 - Processos por via seca /82-90/

2.4.3.1 - Introdução

Estes processos englobam três grupos principais:

- processo de volatilização dos halogênios, que se baseia na diferença das propriedades físicas e químicas dos diversos halogênios e, em particular, dos fluoretos dos elementos contidos no combustível irradiado;
- processos piroquímicos e pirometalúrgicos que são similares, utilizando tratamentos metalúrgicos simples ou complexos realizados a alta temperatura. O processo piroquímico usa, como meio, gases, sais fundidos e metais líquidos, enquanto que no pirometalúrgico os principais constituintes dos combustíveis permanecem no estado metálico.

Um sumário dos processos por via seca e suas características está mostrado na tabela 2.6.

Estes processos foram inicialmente desenvolvidos como uma alternativa para reprocessar o combustos

tível dos reatores térmicos, logo, como um competidor do processo por via úmida. Atualmente eles estão sendo pesquisados, especialmente para os combustíveis revestidos com ligas de U-Zr, U-Al, à base de urânio altamente enriquecido (reatores MTR)⁽¹⁾, e para óxidos mistos de UO_2 - PuO_2 revestidos em aço inox. no caso dos reatores rápidos.

TABELA 2.6

Resumo dos métodos não aquosos para o reprocessamento dos combustíveis irradiados/64/

NOME DO PROCESSO	M É T O D O	TEMPERATURA °C
Destilação dos fluoretos	Destilação do UF_6 do combustível irradiado dissolvido em BrF_3 .	~ 100
Extração com metal líquido ("Liquid-metal extraction")	Extração do Pu pelo contacto do urânio fundido com prata ou magnésio fundido.	~ 1200
Extração com sal fundido ("Fused-salt Extraction")	(1)-Extração do Pu pelo contacto com o urânio irradiado fundido com UF_4 em fluoretos alcalinos fundidos. (2)-Extração dos produtos de fissão da solução de Urânio-bismuto pelo contacto com $MgCl_2$ NaCl-KCl fundido.	~ 1225 ~ 400
Volatilização a vácuo ("Vaccum Volatilization")	Destilação a vácuo do Pu do urânio fundido.	1500-1800
Escoriação por oxidação ("Oxidative slagging")	Separação dos produtos de fissão como escória do urânio irradiado	~ 1200
Refino-eletrolítico ("Electrorefining")	O urânio irradiado comporta-se como ânodo no $CaCl_2$ - UCl_4 fundido eletrolítico, o urânio purificado deposita no cátodo.	900-1050

(1) MTR = "Material Testing Reactor".

Estes estudos são de grande importância, tendo em vista a introdução prevista destes últimos reatores no mercado mundial a partir de 1985/1990 e a necessidade de redução das diversas etapas do ciclo, especialmente o tempo de resfriamento, para estes combustíveis.

Somente depois deste desenvolvimento será, então, possível escolher o processo mais adaptável, do ponto de vista técnico e econômico, para descontaminar e recuperar os elementos físséis e férteis contidos no combustível deste tipo de reator.

A experiência atual com este processo é restrita à escala piloto e de laboratórios, mas tem sido objeto de vários trabalhos de pesquisa em muitos países.

A seguir serão abordadas as principais características destes processos.

2.4.3.2 - Volatilização dos Halogênios

O principal processo é o de volatilização dos fluoretos e se baseia no fato de que o urânio e o plutônio quando na forma de hexafluoretos têm alta propriedade seletiva quanto à ebulição. Assim, a um ponto de ebulição pouco elevado são separados da maior parte dos produtos de fissão e dos transplutônicos, pois estes chegam nas mesmas condições a fluoretos sólidos (vide tabela 2.7). O ataque pode ser feito em fase líquida ou gasosa, 84,85%.

Os fluoretos dos elementos que acompanham o urânio ou o plutônio, durante a volatilização, podem ser separados por destilação, absorção por sólidos apropriados (NaF, MgF_2 , etc) ou redução seletiva. Assim, através de uma simples mudança de fase, é, então, possível assegurar-se uma excelente descontaminação do urânio irradiado.

TABELA 2.7

Ponto de ebulição dos fluoretos dos elementos presentes no combustível irradiado /82,83/

Composto	Ponto de Ebulição (°C)	Pressão de Vapor a 75°C (atm)
TeF ₆	-39	24
IF ₇	4,5	15
MoF ₆	35	3,3
UF ₆	55,2	2,1
TcF ₆	55,3	1,8
PuF ₆	62,2	1,5
IF ₅	98	0,38
SbF ₅	150	0,088
NbF ₅	234	0,032
RuF ₅	227	0,0002
ZrF ₄	903	
Outros produtos de fissão	> 1 000	

O processo geralmente compreende as seguintes etapas /37,86/:

- desencapamento químico ou mecânico;
- volatilização simultânea do urânio e do plutônio;
- separação seletiva do urânio - plutônio por redução química do hexafluoreto de plutônio e recuperação do PuO₂ através de piroidrólise do tetrafluoreto;
- purificação do hexafluoreto de urânio e recuperação do UO₂ em leito fluidizado.

Um dos problemas que surgem neste proces

so é relativo à volatilização e purificação do plutônio. A taxa de fluoração do PuF_4 ou PuO_2 para formar o PuF_6 é muito menor que para o urânio, mas a uma temperatura superior a 300°C , a taxa é razoável. Entretanto, o PuF_6 é instável, e é necessário um excesso de flúor para evitar a decomposição para o PuF_4 e perda deste sólido nas superfícies do equipamento. Quanto ao problema de purificação já existem vários processos alternativos /82,87/.

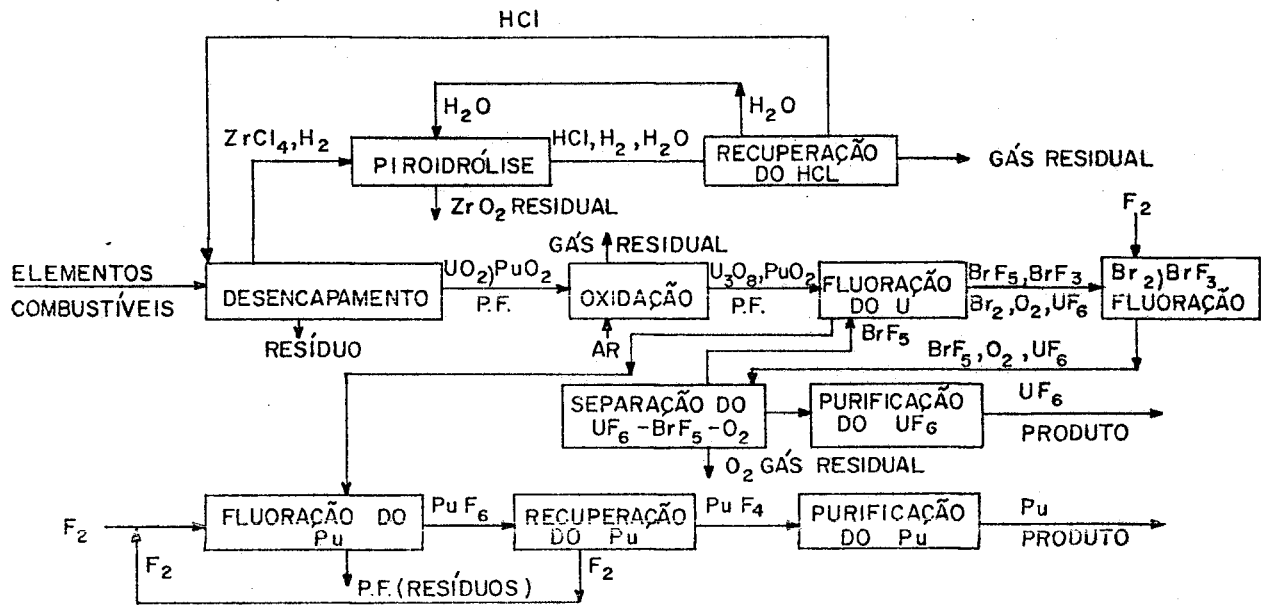
O diagrama deste processo está representado na figura 2.7 /88/.

A usina Piloto de Attila - França /37/ utiliza tal processo para estudos do reprocessamento de ligas de urânio e óxidos mistos dos reatores rápidos. Uma das vantagens do método deve-se ao fato de ser o urânio recuperado como fluoreto que é a forma adequada para o reenriquecimento.

2.4.3.3 - Processos piroquímicos e pirometalúrgicos /8,82,84,87/.

Nestes processos utilizam-se técnicas de purificação comumente empregadas em indústrias metalúrgicas tais como escoriação ("slagging") e volatilização, para a remoção dos produtos de fissão do combustível.

Pela fusão do combustível, a grande parte das impurezas, nele contidas, passam para o estado líquido, e são separadas pela passagem numa fase sólida ou numa outra fase líquida pouco ou não miscível com o urânio. Esta fase é constituída, geralmente, de óxidos ou sais fundidos, e de outros metais ou ligas líquidas. É igualmente possível fazer as separações ou purificações do urânio e plutônio, através das diferenças nas propriedades físicas (volatilidade e solubilidade), seja através do processo de extração líquido-líquido, ou pelas reações



PROCESSO DE VOLATILIZAÇÃO /88/

FIG. 2 7

de oxirredução, causando modificações na solubilidade dos constituintes presentes nas fases.

Desde que o combustível permaneça na forma metálica durante o processo, ele é então caracterizado como um processo pirometalúrgico.

Um exemplo é o processo ("melt refining process") que foi desenvolvido na usina de Idaho - USA para a recuperação do combustível usado no EBR-II⁽¹⁾. O método consiste na fusão do combustível sendo que os produtos de fusão são removidos por destilação ou absorção. Desde que não seja necessária uma recuperação completa do urânio e plutônio, este método pode ser vantajoso. A refabricação tem que ser realizada sob blindagem, devido ao baixo fator de descontaminação dos produtos de fissão.

Pela utilização deste método é possível uma redução no período de resfriamento para 15 dias, mas as operações nas usinas de reprocessamento são realizadas sob controle remoto /82/.

Nos processos piroquímicos empregam-se reações de oxirredução a alta temperatura e utilizam-se metais líquidos e sais fundidos. Os constituintes do combustível são separados face às diferenças na solubilidade.

A solubilidade relativa dos vários constituintes no solvente de metal líquido muda marcadamente com a composição do solvente, com isso, permitindo uma variedade de separações por técnicas de precipitação seletiva.

(1) Experimental Breeder Reactor - nº 2

Um processo piroquímico que está sendo desenvolvido em Argonne é o de transporte-salino ("salt transport procedure") utilizando uma liga de cobre-magnésio. O diagrama representativo deste processo está mostrado na figura 2.8 /82/. Este processo se encontra em menor estágio de desenvolvimento que o de volatilização.

Estes processos ainda apresentam dificuldades tecnológicas devido a: corrosão, altas temperaturas e alta radioatividade, e oferecem como vantagem econômica potencial a possibilidade de tratar combustíveis pouco resfriados, o que permite um inventário mínimo de combustível e um ciclo de operações extremamente simples.

2.4.4 - Comparação dos processos - via seca e via úmida

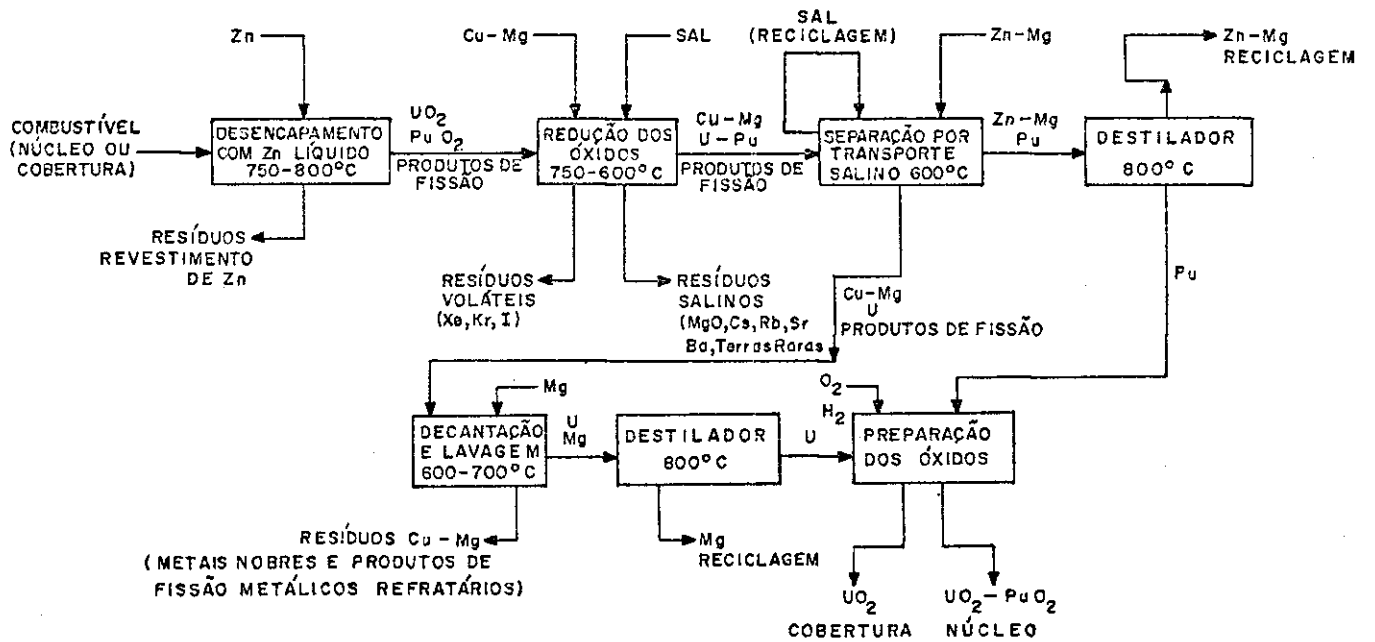
Depois de uma longa experiência através do uso do processo por via úmida, em várias usinas comerciais e um certo desenvolvimento dos processos por via seca, em usinas piloto e experiências de laboratório, pode-se fazer uma certa comparação entre estes dois processos. Entretanto, deve-se distinguir dois problemas distintos, ou seja, reprocessar combustíveis dos reatores térmicos, ou rápidos, já que a taxa de irradiação e a concentração em materiais físséis são bastante diferentes.

2.4.4.1 - Combustível dos reatores térmicos.

Como foi discutido, anteriormente, dentre os processos de via úmida o mais usado é o Purex.

As vantagens relativas a este processo são:

- grande desenvolvimento tecnológico, tendo em vista que as usinas em operação ou planejadas o utilizam em grande escala;



PROCESSO PIROQUÍMICO PARA COMBUSTÍVEIS DOS REATORES RÁPIDOS /82/

- a economia do processo, quando empregada em grande escala, é razoável. Espera-se, no entanto, que não haja reduções substanciais nos custos no futuro;
- pode ser adaptado para recuperação de vários combustíveis;
- o agente salino (ácido nítrico) é recirculado por destilação para novautilização;
- podem ser conseguidos altos fatores de descontaminação em dois ou três ciclos de extração por solvente, vide tabela 2.8 /83/.
- o solvente tem baixa volatilidade e não apresenta perigo de explosão.

TABELA 2.8

Fator de descontaminação conseguido por vários processos /83/

PRINCIPAIS MÉTODOS DE SEPARAÇÃO	FATOR DE DESCONTAMINAÇÃO	FABRICAÇÃO DO COMBUSTÍVEL	DESENVOLVIMENTO
Extração por solvente	Alto ($10^6 - 10^8$)	Direta	Usinas de Produção
Troca iônica	Alto ($10^6 - 10^8$)	Direta	Usinas de Produção
Volatilização dos fluoretos	Alto ($10^6 - 10^8$)	Direta	Usinas Pilotos
Refino com metal fundido	Baixo (3)	Remoto	Usinas Pilotos
Piroquímicos	Médio ($10^2 - 10^4$)	Remoto	Laboratório
Precipitação	Baixo (1 a 20)		Usina de produção

As desvantagens em se usar o processo Purex são:

- grande volume de efluentes radioativos e necessidade de solidificação dos resíduos de alta radioatividade;

- os produtos da degradação do TBP podem reagir com nitrato de urânio ou ácido nítrico a elevadas temperaturas provocando explosão. Isto requer o uso de baixas pressões de vapor para os evaporadores do processo;
- é necessária uma grande quantidade de equipamentos para o tratamento do solvente;
- problemas quanto à criticalidade;
- devido aos problemas de radiólise do solvente, torna-se necessário um tempo de resfriamento de 90 a 150 dias.

Quanto ao processo Aquaflúor este poderia ser mais vantajoso que o Purex porque o urânio é recuperado na forma adequada para o enriquecimento isotópico, podendo futuramente ser mais econômico. Entretanto, é um processo complexo e pode vir a ser de difícil operação/74/

Quanto ao processo Thorex é similar ao Purex e será amplamente utilizado com a possível entrada no mercado dos reatores HTGR.

Por outro lado, os franceses /37/ acham adequado usar processos por via seca, depois da pré-extração, pois o carbono não interfere neste processo, enquanto no por via aquosa ele tende a aumentar a corrosão.

Em relação aos processos por via seca, analisando-se vários trabalhos, conclui-se que não serão viáveis a curto prazo para as usinas em escala industrial, que reprocessem combustíveis dos reatores a água leve /8,74,81/.

2.4.4.2 - Combustível dos reatores rápidos

Para a recuperação do combustível dos reatores rápidos surgem vários problemas devidos a: alta por

centagem de plutônio; alta atividade específica face a altas taxas de irradiação; criticalidade e formação de polímeros do plutônio.

Devido ao seu maior valor é imprescindível um pequeno período de resfriamento para redução dos encargos financeiros de inventário.

Tendo em vista estes problemas, a utilização dos processos aquosos para recuperação deste combustível é incerta, considerando as desvantagens ressaltadas quanto ao desempenho deste processo.

Vários trabalhos estão sendo realizados para desenvolvimento de um processo alternativo por via seca ou para contornar os problemas apresentados no processo aquoso para, então, se determinar qual o processo que será mais viável.

As alterações necessárias para adaptação do processo aquoso são /79,91,92/:

- na etapa de pré-extração será necessária uma unidade de tratamento mecânico;
- a degradação radiolítica pode ser limitada pela utilização de um contactor centrífugo de estágios múltiplos, o que permite um curto tempo de contacto entre a fase orgânica e a fase aquosa que contém a maior parte da atividade, contudo fornecendo um alto rendimento. Este contactor permite o reprocessamento de combustíveis de 100.000 MWd/t resfriados em 90 dias utilizando como solvente o TBP. É provável que a radiólise no solvente, neste caso, seja equivalente àquela obtida nos contactores clássicos (colunas pulsadas ou misturadores-decantadores) tratando combustível irradiado de 20.000 MWd/t,

resfriados em 150 dias. Outra solução é adição íons F^- que limitam degradação do solvente/93/;

- é indispensável maior descontaminação do combustível dos FBR face à maior formação do rutênio (0,38% nos reatores térmicos e da ordem de 6,35% nos rápidos). São, então, necessários três ciclos de extração para atingir os níveis de descontaminação realmente exigidos para o urânio e plutônio;
- a atividade específica muito elevada e a redução no tempo de resfriamento implica na necessidade de um aumento na proteção das unidades de dissolução da usina de reprocessamento e maior eficácia no tratamento dos gases de reação, especialmente devido à maior porcentagem em I-131;
- os problemas com a criticalidade podem ser contornados diminuindo-se a concentração ou a massa de matérias físséis; usando geometria adequada dos aparelhos, ou utilizando-se absorvedores de nêutrons.

Todas estas adaptações, entretanto, aumentarão os custos de reprocessamento.

Os processos de via seca foram, então, desenvolvidos com objetivo principal de substituir o de via úmida para recuperar o combustível dos FBR, tendo em vista os problemas salientados acima.

Entre as vantagens atribuídas aos processos por via seca podem-se ressaltar:

- baixo custo de investimento (que é particularmente alto para o processo aquoso), pela redução do número de ciclos de extração, isto é, as instalações são compactas;

- simplificação dos problemas quanto à criticalidade e radioatividade devido ao pequeno porte dos aparelhos e ausência d'água;
- os resíduos são obtidos quase que completamente na forma sólida, reduzindo os problemas quanto à descarga de efluentes e possibilitando a construção da usina em um maior número de locais e redução nos custos de tratamento de resíduos;
- imobilização mínima dos materiais físséis fora do reator, sendo, por conseguinte, reduzida a duração do ciclo do combustível e, em consequência, diminuído o custo do ciclo do combustível;
- diminuição dos problemas quanto aos resíduos gasosos (iodo, xenônio, criptônio, trítio), especialmente se é reduzido o período de resfriamento do combustível irradiado antes do processamento;
- não há problemas quanto à contaminação radioativa devido à redução no tempo de resfriamento, porque os solventes são minerais e não sofrem radiólise;
- diminuição da contaminação do plutônio pelo rutênio;
- obtenção do urânio sob a forma de hexafluoreto podendo ser facilmente reciclado para usinas de difusão ou reconvertido em combustível (metálico ou óxido);
- possibilidade da usina de reprocessamento ser localizada junto ao reator, suprimindo o transporte dos combustíveis irradiados.

A seguir, serão consideradas as desvantagens

gens apresentadas por este processo:

- desenvolvimento técnico consideravelmente menor quando comparado com os processos aquosos, pois está sendo desenvolvido somente em escala piloto, ou seja, é um processo que ainda não está tecnologicamente comprovado;
- perdas do material físsil por retenção nos resíduos sólidos;
- problemas quanto à corrosão, operações a altas temperaturas e exotermia das reações;
- problemas quanto à manutenção dos equipamentos;
- agressividade dos reagentes utilizados: F_2 , ClF_3 , BrF_3 , BrF_5 , HF e fluoretos fundidos;
- baixo fator de descontaminação (com exceção do processo volatilização dos fluoretos) complicando a etapa, em que o combustível é fabricado novamente;
- manipulação de sólidos abrasivos (leitos fluídizados);
- instabilidade do PuF_6 (ao calor, radiação e de composição química);
- processos são mais longos;
- as usinas projetadas para um tipo de combustível não podem ser facilmente adaptadas para outros tipos de combustíveis.

Apesar de que ainda não seja possível determinar com certeza os custos relativos ao processamento por via úmida e por via seca, estudos preliminares sugerem que os processos por via seca poderão implicar em certas vantagens particularmente para o reprocessamento do combustível pouco resfriado em usinas integradas aos reatores /82, 91/.

2.4.5 - Possibilidades futuras

Dentro da situação atual, os processos por via aquosa são os únicos capazes de darem lugar a estimativas de custos aceitáveis, e a necessária confrontação econômica entre as duas vias deverá ser levada sob uma política completa de desenvolvimento. No entanto, torna-se necessário comparar o que é menos conhecido (via seca) com o que é mais conhecido (via aquosa).

A partir dos itens que foram ressaltados anteriormente, pode-se concluir que os métodos por via seca não concorrerão com o de via úmida para recuperar os combustíveis dos reatores a água leve, pelo menos até a metade da década de 80, época em que deverão entrar no mercado os reatores rápidos, e logo deverá haver um maior desenvolvimento do processo por via seca, iniciando-se aí, então, a competição econômica entre os dois processos.

Estudos deste tipo foram feitos pela "Allied Chemical Company" para a escolha do processo a ser usado na sua usina. Pela análise dos custos do processo de volatilização dos fluoretos concluíram que este não é economicamente competitivo com o Purex para combustíveis dos LWR /74/.

Atualmente têm sido feitas várias estimativas dos custos de reprocessamento dos combustíveis dos FBR utilizando-se os vários processos já salientados /93,94,95/. Os primeiros resultados de estudos realizados na França /87/ indicam que há uma redução apreciável, cerca de 30%, nos investimentos e custos proporcionais (reagentes, transporte e estocagem de resíduos sólidos) para os processos por via seca em relação aos de via úmida.

No futuro, se houver um progresso simultâneo para a fabricação dos combustíveis e para os métodos de reprocessamento por via seca, poder-se-á esperar um ciclo de combustível mais curto. Resta saber se os lucros

em termos de custo de reprocessamento e imobilização financeira compensarão o acréscimo nos gastos correspondentes à posterior etapa de fabricação e transporte para esta usina.

Baseados neste ponto de vista, os franceses realizaram um modelo, através do qual se pode determinar, em termos de um país ou área econômica, as vantagens econômicas relativas aos dois tipos de reprocessamento /93/. Uma estimativa dos custos de reprocessamento dos combustíveis dos reatores rápidos para os dois processos, está mostrado na tabela 2.9.

TABELA 2.9

Custo de reprocessamento do combustível dos reatores rápidos em função da capacidade da usina (1) - 1971 /93/

1 - Método aquoso						
Capacidade da Usina Kg / dia	Investimento		Custo de Operação anual		Custo	
	Milhões de FF	Milhões de \$(2)	Milhões de FF	Milhões de \$(2)	FF /kg U + Pu	\$(2) /kg U + Pu
40	105	19	9,1	1,65	-	-
120	118	22	16,7	3,04	845	154
300	157	29	14,9	2,71	460	84
2 - Método por via seca						
120	85	15,45	10	1,82	620	113

(1) Vida da usina: 15 anos

Taxa de juros: 7%

(2) Taxa de conversão retirada do "Boletim Banco Central do Brasil" (Setembro 71) /96/.

Estes custos podem variar, não somente devido à capacidade das unidades, mas, também, em função da

atividade dos combustíveis a serem reprocessados, do fator de descontaminação adotado, do tempo de estocagem, do tempo de resfriamento e de outros fatores. Em termos gerais, o estudo econômico analisa a grandeza dos custos de investimento e operação em relação ao plutônio recuperável.

É importante lembrar que os custos estimados para o método por via seca contêm grande grau de incerteza (com tendência pessimista). Baseados na consideração de todos estes itens, os franceses concluíram pela maior viabilidade em se instalar usinas usando métodos por via seca para reprocessar combustível dos FBR (junto ao reator). Há, entretanto, vários fatores técnicos desconhecidos que poderão repercutir nos custos. Aham, portanto, que são necessários vários estudos para resolver este problema, principalmente tendo em vista o desenvolvimento industrial do método de reprocessamento por via aquosa. O emprego dos métodos por via seca somente se justificaria quando sua viabilidade econômica houvesse sido demonstrada de uma maneira irrefutável.

A curto prazo, enquanto não houver demanda suficiente de combustível dos FBR, a tendência é modificar os métodos aquosos de reprocessamento e combiná-los com novas etapas de pré-separação para permitir o reprocessamento deste combustível nas usinas já projetadas para os LWR (Usinas polivalentes) /97-99/.

2.5 - Estocagem dos resíduos radioativos /44, 47-51, 63-66, 83/.

2.5.1 - Introdução

O tratamento, estocagem e rejeito dos resíduos radioativos das usinas de reprocessamento é um problema dos mais importantes e, tecnicamente, dos mais di

fíceis na indústria nuclear.

Inicialmente se deve preocupar com os resíduos radioativos gasosos que são liberados durante o processamento. Tal fluxo, geralmente contendo Ru-106, Sr-90, I-129, I-131, Kr-85, Xe-131m, Xe-133 e H-3, deve ser tratado para se enquadrar nos limites máximos permissíveis na atmosfera.

Por outro lado, existe o restante dos produtos de fissão (99,9%) que são coletados como resíduos depois da primeira etapa da extração. Este fluxo, na forma líquida, contém alto nível de radioatividade.

Existem, ainda, os resíduos sólidos, constituídos do material do revestimento e suportes do combustível, e que têm um nível de radioatividade intermediário.

As operações ligadas com a recuperação do solvente liberam também resíduos líquidos mas de baixa radioatividade.

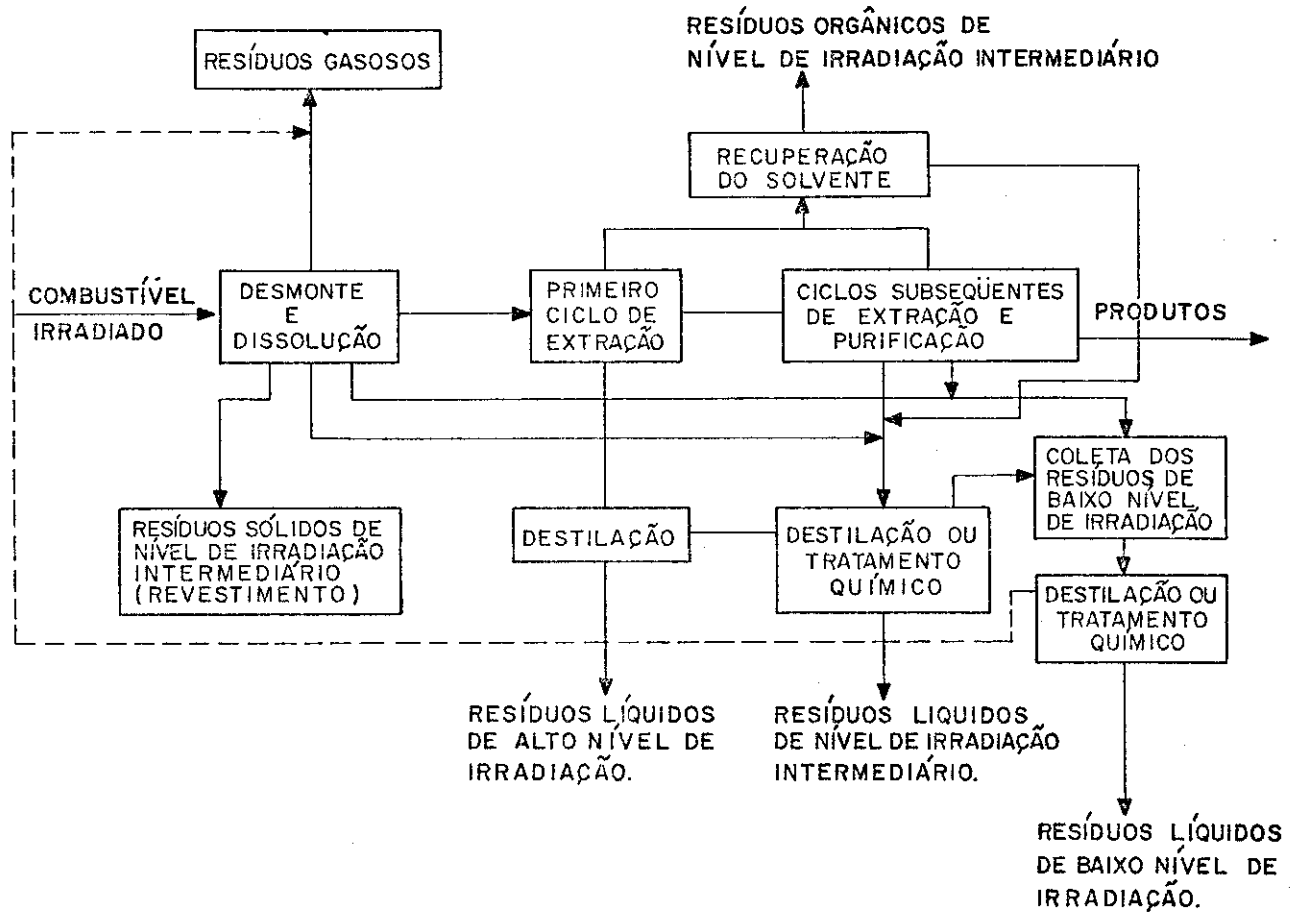
Na figura 2.9 /101/ está indicado um esquema geral da origem dos resíduos radioativos nas usinas de reprocessamento.

A seguir serão discutidos os vários métodos para descontaminação segura e estocagem de todos os tipos de resíduos líquidos, sólidos e gasosos.

2.5.2 - Resíduos gasosos

Os produtos de fissão voláteis e gasosos são liberados principalmente quando o combustível é dissolvido, durante as operações de concentração e desmonte.

Considerando o período emque o combustível fica estocado para resfriamento por cerca de 150 dias,



ORIGEM DOS RESÍDUOS RADIOATIVOS
NAS USINAS DE REPROCESSAMENTO / 101 /

FIG. 2.9

os únicos isótopos voláteis e gasosos que devem ser considerados são Kr-85, I-131 e I-129, bem como o trítio, presente na água dos vários fluxos provenientes da destilação, que é vaporizado e associado com os outros radionuclídeos relacionados acima/101/.

Na tabela 2.10 /102/ está representada a descarga máxima permissível para os vários elementos.

Para se atingir tais limites utilizam-se equipamentos que forneçam fatores de descontaminação pré-determinados. Assim, para descontaminação do I-131 tem-se /103/:

$$FD = \frac{IP}{50}$$

onde FD = fator de descontaminação necessário;

I = atividade do I-131 no instante do reprocessamento (curies/t de combustível)

P = toneladas de combustível processadas anualmente (t/ano)

O denominador desta relação representa a descarga anual máxima de I-131 que é igual a 50 curies.

Os fatores de descontaminação requeridos para os quatro isótopos estão representados na tabela 2.11 /87,101/.

Em geral, para se atingir tais níveis procura-se uma solução ótima, fazendo-se uma ponderação do período de resfriamento, (isto é, custo de inventário e estocagem) e custos associados com equipamentos necessários para a descontaminação. Na figura 2.10 /103/ está representada a variação do fator de descontaminação para o I-131 com o período de resfriamento para usinas de 300 e 1500 t/ano.

T A B E L A 2.10

Valores limites para a descarga de radioisótopos gasosos /102/

Isótopo	Concentração máxima permisi- sível (1) $\mu\text{c}/\text{cm}^3$	Taxa de Rejeito (2) curies/seg	Concentração máxima nas vi- zinhanças (3) $\mu\text{c}/\text{cm}^3$	Porcentagem da concentra- ção máxima permisi- sível	Quantidade de combustível para se atin- gir o máximo aceitável t/ano
Kr ⁸⁵	1×10^{-7}	0,53	$3,0 \times 10^{-8}$	30	5000
H ³	$0,7 \times 10^{-7}$	0,019	$1,1 \times 10^{-9}$	1,5	97000
I ¹³¹	$1,4 \times 10^{-13}$	$1,23 \times 10^{-6}$ (4)	7×10^{-14}	50	3000
I ¹²⁹	$6,7 \times 10^{-12}$	$1,42 \times 10^{-8}$ (4)	$8,1 \times 10^{-16}$	0,012 (5)	(5)

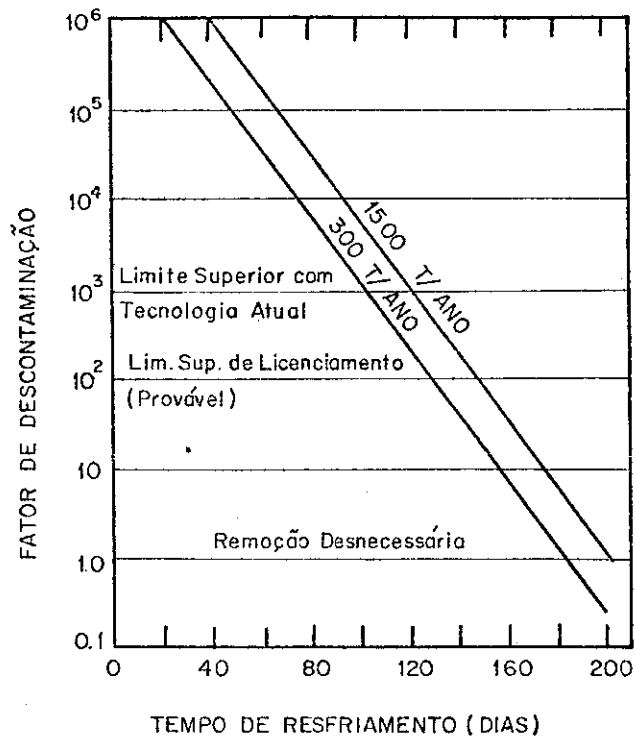
(1) Um terço dos limites estipulados no "10 CFR-Part 20" /103/ para o isótopo no ar, em áreas não confinadas exceto para o I¹³¹ para o qual o limite é reduzido de um fator de 700.

(2) Para uma usina de 1500 t/ano, com uma taxa anual média de rejeito de $3,16 \times 10^7$ se-
gundos.

(3) Para um valor de X/Q de $5,7 \times 10^{-8}$ seg/m³. (X/Q é o fator de diluição médio para to-
da a região).

(4) A uma taxa de renovação de 99%.

(5) Desprezada a reconcentração.



INFLUÊNCIA DO TEMPO DE RESFRIAMENTO
SOBRE O FATOR DE DESCONTAMINAÇÃO DO I-131/103/

FIG. 2.10

TABELA 2.11

Fatores de descontaminação requeridos para usinas de 300 e 1500 t/ano tal que haja descarga diária de produtos de fissão gasosos /87,101/.

Elementos	(Ci/t) (1)	Ci/ano (2)	Capacidade anual da usina acima da qual é requerida uma descontaminação (t)	F.D. requerido por capacidade da usina (t/ano)	
				300	1500
Kr ⁸⁵	10600	10x10 ⁶	935	-	1,6
H ³	680	} 5	2,5	-	-
I ¹³¹	1,95			120	600
I ¹²⁹	0,032				

(1) Taxa de irradiação do combustível 33000 MWd/t, potência específica 24,5 Mw/t; tempo de resfriamento 150 dias.

(2) Taxa anual permissível para a descarga de uma chaminé de 100m de altura para se atingir uma concentração máxima aceitável numa distância de 2 a 3 km na direção preferencial dos ventos. A concentração máxima aceitável é de 1/3 do limite estipulado pelo "Code of Federal Regulations, Title 10, Part 20" "Standards for Protection against Radiation".

Tendo em vista que o combustível é normalmente resfriado durante 150 dias, isto corresponde a um fator de descontaminação que está dentro das possibilidades tecnológicas.

A tecnologia atualmente usada para remoção do iodo é baseada nos métodos de lavagem dos fluxos gasosos com soluções cáusticas; uso de reatores com reagentes de prata e absorvedores sólidos ou filtração/10³.

104/. Tais processos podem remover este elemento e atender aos limites mostrados na tabela 2.10 /103/.

2.5.3 - Resíduos líquidos

Os resíduos líquidos são divididos em várias categorias conforme sua atividade.

Os mais ativos são as soluções provenientes do desencapamento químico e as soluções com os produtos de fissão obtidas após a extração do urânio e plutônio. Depois da concentração, estas soluções têm uma atividade específica que excede a várias centenas de curies por litro.

Os resíduos com atividade média são as soluções provenientes da lavagem da coluna de extração e dos filtros. Suas atividades são da ordem de algumas dezenas ou centenas de curies/m³.

Finalmente, os resíduos de baixa atividade são provenientes de operações secundárias tais como recuperação do solvente, descontaminações, etc. Seu volume é grande mas a atividade atinge a alguns mCi/m³.

Os resíduos de alto nível requerem inicialmente para sua estocagem a utilização de tanques com blindagens espessas para o resfriamento, tal que haja decaimento dos produtos de fissão. Os resíduos são concentrados e então estocados em reservatórios subterrâneos ou em tanques apropriados que serão de aço inoxidável quando os resíduos se apresentam em solução ácida, e de aço comum, quando na forma alcalina.

Atualmente, a única maneira para prevenir a poluição é a estocagem dos resíduos de alto nível sob rigoroso controle. Em vários países têm sido obtidos avanços tecnológicos neste sentido. A tendência geral é para

a realização da estocagem destes resíduos na forma sólida, por ser a mais segura. Em estudos realizados nos EUA /1,2/ estipulou-se que:

- o inventário dos resíduos radioativos de alto nível na forma líquida será limitada à quantidade produzida em 5 anos, por cada uma usina;
- os resíduos em excesso desta quantidade deverão ser transformados para o estado sólido;
- os resíduos solidificados deverão ser de posse e cuidados do governo.

Os objetivos gerais da solidificação são:

- reduzir a mobilidade, solubilidade e volume dos resíduos;
- maximizar a condutividade e estabilidade térmica do produto físsil.

Existem vários processos atualmente em desenvolvimento em vários países /100,101,105/. O resumo deles está listado na tabela 2.12 /101/. O único que está sendo aplicado em escala industrial é o processo de calcinação em tubos fluidizados, mas o produto obtido por este método não pode ser considerado na forma conveniente para estocagem definitiva.

A estocagem e o rejeito definitivo são feitos em cavernas subterrâneas, no oceano, em minas, tanques, etc. /100/.

A alternativa escolhida deve garantir a maior segurança. Nenhum país chegou à conclusão definitiva sobre a melhor solução a ser usada. A AEC tem previsto extensivos programas de pesquisa e desenvolvimento para caracterizar a melhor forma e localização de liberação destes resíduos /106/.

TABELA 2.12

Principais processos de solidificação dos resíduos
de alto nível de irradiação /101/

PROCESSO E PAÍS	DESENVOLVIMENTO DO PROCESSO		PRODUTO	ADITIVOS QUÍMICOS	DESENVOLVIMENTO DO TRABALHO (1972)
	Escala Labor.	Escala Piloto			
<u>Calcinação</u> EUA	Sim	Sim	Cinzas	Cálcio, Sulfato	Em progresso
<u>Calcinação por Vaporização</u> EUA RÚSSIA	Sim ?	Sim ?	Cerâmico, Vidro Cinzas, Vidro	Fosfato; fos- fato de boro, Silicato de boro	Em progresso Em progresso
<u>Vitrificação por Fosfatação</u> EUA	Sim	Sim	Vidro	Fosfato	Em progresso
<u>Leito Fluidizado</u> EUA RÚSSIA	Sim ?	Sim ?	Grãos Grãos, Vidros	Nenhum Silicato de boro	Escala Industrial Em progresso
<u>Vitrificação em cadinhos</u> INGLATERRA FRANÇA EUA	Sim Sim Nenhum	Sim Sim Nenhum	Vidro Vidro Vidro	Silicato de boro Silicato de boro Fosfato, fos- fato de boro	Desenvolvido Em progresso PIVER Desenvolvido
<u>Vitrificação por Vaporização</u> ALEMANHA	Sim	Não	Vidro	Silicato de boro	Em progresso
<u>Forno Rotativo</u> EUA FRANÇA	Nenhum Nenhum	Nenhum Nenhum	Pó Vidro	Nenhum Silicato de Fósforo, si- licato de boro	Desenvolvido Em progresso

No caso dos resíduos líquidos intermediários de irradiação, a primeira etapa é voltada para concentração destes por evaporação, troca iônica, combustão, absorção, etc. O processo usado deve fornecer os efluentes os mais descontaminados possível de tal maneira que possam ser descarregados.

Os resíduos de baixo nível de irradiação são filtrados, diluídos e descarregados no meio externo.

2.5.4 - Resíduos sólidos

Os resíduos sólidos são produzidos regularmente durante a operação da usina (revestimentos no caso de desencapamento mecânico; resíduos dos filtros; resinas de troca iônica; resíduos oriundos do tratamento dos resíduos líquidos) e nas atividades anexas (papéis, equipamentos danificados, refugos, etc.).

A quantidade e atividade específica destes rejeitos são muito variáveis, não sendo possível uma estimativa correta, principalmente no segundo caso.

O problema quanto à estocagem destes resíduos é igualmente na redução do volume. Tais operações são realizadas sob severo controle para impedir um contato direto e dispersão de poeira.

Os resíduos, na forma de refugo, podem ser incorporados ao cimento ou betume e, então, estocados.

Outros resíduos sólidos com alta atividade devem ser estocados sob blindagem.

No caso do reprocessamento do combustível dos reatores rápidos, os problemas relacionados com o rejeito dos efluentes radioativos são maiores devido a:

- maior concentração de produtos de fissão gas

tos (iodo, criptônio, xenônio e trítio) exigin do novos métodos de remoção. Na tabela 2.13/107/ é feita uma comparação da quantidade de I^{131} nos combustíveis provenientes dos reatores LWR e dos FBR;

- maior perda de plutônio ocasiona uma limitação quanto à possibilidade de rejeitar os resíduos de baixo nível;
- a maior atividade e concentração dos produtos de fissão complicará o processo, manuseio e estocagem dos resíduos.

TABELA 2.13

Comparação da quantidade de I-131 nos combustíveis de LWR e FBR /107/

Item	Capacidade 1 t/dia de com- bustível dos LWR Resfriamento 150 dias	1 t/dia de combustível dos LMFBR (1) Resfriamento 150 dias
Entrada em I^{131} , Ci/d	2	$1,5 \times 10^5$
Fator de descontaminação, requerido para I^{131}	200	$1,5 \times 10^7$
Acúmulo de I^{131} nos re- síduos da usina, Ci	23	$1,7 \times 10^6$

(1) Mistura da cobertura e núcleo

Estão sendo muito estudados e desenvolvidos em vários laboratórios etapas e processos especiais para o tratamento dos resíduos destes reatores /107/.

Resumindo, é interessante ressaltar a experiência adquirida pelos países que possuem usinas de re

processamento. Como pode ser visto na tabela 2.14, existe pouca possibilidade de abandono dos resíduos radioativos nas vizinhanças das usinas /8,71,106/.

2.5.5.- Custos associados com a estocagem dos resíduos.

Estima-se que o custo total para estocagem dos resíduos, incluindo as fases de:

- estocagem provisória dos resíduos líquidos, solidificações por calcinação;
- estocagem provisória dos resíduos;
- transporte dos sólidos (200 milhas para ida e volta);
- estocagem em salinas;

é da ordem de 9,5 a 14,5 \$/kgU /101,108/.

Custos comparáveis para estocagem definitiva como líquido variam de 7,8 a 9,1 \$/kgU (U processado) /101/.

A influência do custo de estocagem no custo do reprocessamento será mostrada no capítulo 6.

TABELA 2.14

Tratamento dos resíduos nas várias usinas existentes /8,71,106/

USINA	RESÍDUOS GASOSOS	RESÍDUOS DE BAIXO NÍVEL DE IRRADIAÇÃO	RESÍDUOS DE NÍVEL INTERMEDIÁRIO DE IRRADIAÇÃO	RESÍDUO DE ALTO NÍVEL DE IRRADIAÇÃO 0,5 - 500 Ci/l
Eurochemic	Não existe possibilidade nenhuma de rejeito	-	2,8m ³ /t Up/Rev.Al. 1,6 " " Mg 5,1 " " A.I. 6,7 " " Zr Planejada: Solidificação	Varia c/taxa de irradiação e tempo resfriamento do combustível Planejada: Vitrificação
Windscale	-	Tratamento e rejeito no mar	Magnox-estocagem permanente sob água; Aço Inox e Zircaloy estocagem permanente a seco	Estocagem permanente como soluções de nitratos
Dounreay	-	Descarga no mar	Estocagem permanente sob água	Estocagem permanente como nitratos
WAK	Rejeito Kr-85 ≤ 1400 Ci/d I-131 ~ 2mCi/d	Tratamento e Estocagem a seco	Estocagem a Seco	Concentração e estocagem em meio ácido em tanques de resfriamento de Aço Inox. Planejada: calcinação, vitrificação e estocagem permanente em minas.
Eurex-A	Rejeito 50μCi I-131/d 150 Ci Kr-85/d 1 Ci H-3/d	Tratamento e Estocagem		Estocagem como soluções ácidas (líquido) e estocagem a seco (sólidos)
La Hague	Descarga no mar de resíduos com atividade β < 45000 Ci/ano			
NFS	Tratamento para remoção do iodo	Estocagem	O revestimento é estocado como resíduos sólidos	Concentração neutralização e estocagem. Possibilidade de solidificação
GE	Filtração, lavagem e monitoração antes do rejeito	Concentração e estocagem	Estocagem do revestimento	Concentração a seco; retenção em sólidos inertes

CAPÍTULO III

Reprocessamento dos vários tipos de combustíveis

3.1 - Introdução

Tendo sido explicadas no capítulo 2 as técnicas para o reprocessamento e seu desenvolvimento futuro, torna-se necessária uma análise das modificações que estes processos sofrerão para se reprocessar diferentes tipos de combustíveis.

Por outro lado, considerando a continuação de implantação de centrais nucleares no Brasil é importante examinar os vários métodos de reprocessamento adaptáveis a cada tipo de reator possível de ser utilizado no programa nuclear brasileiro. Será feita, também, uma referência a outros reatores em operação em outros países.

Uma relação dos tipos principais de combustíveis nucleares usados em diversos tipos de reatores

está discriminada na tabela 3.1 /74/.

TABELA 3.1

Tipos principais de combustíveis nucleares /74/

Nº	Material do Combustível	Enriquecimento % U - 235	Material de Revestimento	Geometria do Combustível	U s o
1	U metálico	< 2	alumínio	varetas	Reatores de produção da AEC
2	U metálico	natural	magnésio	varetas	Reatores da Inglaterra
3	U-Al (liga)	93	alumínio	conjunto de placas	Reatores de Testes
4	U-Zr (liga)	93	zircônio	conjunto de placas	Reatores Navais
5	UO ₂ - ZrO ₂	93	nióbio e zircônio	conjunto de placas	Reatores Navais
6	U metálico	< 2	zircônio	varetas	Reatores avançados de produção da AEC
7	UO ₂	< 5	zircônio	conjunto de varetas	Reatores a água leve comercial
8	UO ₂ - PuO ₂	20 (PuO ₂)	aço inoxidável	conjunto de varetas	Reatores Rápidos
9	UO ₂ - ThO ₂ ; UC - ThC	93	grafite e carbeto de silício	partículas nos blocos de grafite	HTGR
10	U natural	-	zircônio	conjunto de varetas	Reatores a água pesada (Candu)

Sabe-se que, na maioria das vezes, quando uma usina projetada para reprocessar um certo combustível (por exemplo, combustível dos LWR) trata outros combustíveis (como o combustível dos FBR ou HTGR), serão necessários alguns equipamentos adicionais. Se estes combustíveis têm diferentes enriquecimentos, a capacidade de tra

tamento nominal da usina varia, conforme o combustível em processamento devido, principalmente, aos problemas de criticalidade. Tais fatos ocorrem na usina da NFS como pode ser constatado na tabela 3.2 /9,110/.

TABELA 3.2

Reprocessamento da usina da NFS em função do tipo de combustível (1) /9,110/

Tipo de combustível	Enriquecimento % U - 235	Taxa de reprocessamento kg/dia
UO ₂	até 3%	1000
UO ₂	4%	900
UO ₂	10%	500
UO ₂	93%	40
UO ₂ - Pu O ₂	-	500
ThO ₂ - UO ₂ (2)	-	500

(1) A capacidade de reprocessamento nominal da usina é de 1 t/dia. Esta usina utiliza, na etapa de pré-separação, a técnica de desencapamento mecânico.

(2) Só recuperando o urânio enriquecido.

Algumas das modificações que se tornam necessárias nas várias etapas são /8/:

- pré-separação: dissolvedores para maiores enriquecimentos, pré-tratamento de combustíveis especiais, dispositivos de desencapamento para manipulação de combustíveis com dimensões diferentes;
- separação: diferentes diagramas ou ciclos adicionais para maiores taxas de irradiação;
- pós-separação: etapas adicionais para tratar maiores quantidades de plutônio ou para purificação

do urânio altamente enriquecido;

- resíduos: maiores blindagens e maior capacidade para o resfriamento dos resíduos com alta taxa de irradiação.

Estas modificações vão refletir-se no custo de recuperação do combustível e dependem da taxa de irradiação, da concentração dos produtos de fissão no combustível irradiado, da composição, da forma e do revestimento do combustível.

A interligação do processo utilizado na pré-separação (várias opções) /74-78/ e na separação, para os diversos tipos de combustíveis, está indicada na tabela 3.3. Nos próximos itens, serão então discutidos os processos mais utilizados no reprocessamento de cada tipo de combustível.

3.2 - Usinas monovalentes, polivalentes e integradas

A decisão a respeito da instalação de usinas de reprocessamento em um sistema com diferentes tipos de reatores é influenciada por uma série de fatores tais como:

- demanda de cada tipo de combustível;
- localização dos reatores;
- custos de transporte;
- custos de reprocessamento em cada tipo de usina, e
- desenvolvimento dos processos.

Estes fatores influenciarão decisivamente nos tipos de usinas de reprocessamento que serão instaladas. Podem-se construir usinas monovalentes, polivalentes ou integradas /31/.

TABELA 3.3

Processos de pré-separação e separação utilizados na recuperação dos
vários tipos de combustíveis dos reatores nucleares /78/

Tipo de combustível	Método	Reagentes para o desencapamento	Reagente para dissolução do núcleo	Processo de separação
Cisalhamento	Nenhum	HNO ₃	Purex	Purex
UO ₂ -Revestimen	Sulfex	H ₂ SO ₄ - 4M em Nionel	HNO ₃	Purex
to Aço Inoxi-	Dissolução Eletrolítica	HNO ₃ - cesta de Nb; tanque de A.Inox; Eletrodos de Pt.	HNO ₃	Purex Modificado
dável	Darex	HNO ₃ - 5M; HCl - 2M em titânio	HNO ₃ - 5M; HCl - 2M	Purex Modificado
ThO ₂ -UO ₂ -Reves	Similar ao UO ₂	Similar ao UO ₂	HNO ₃ - 1,3M; HF - 0,04M	Thorex
timento, Aço Inoxidável	UO ₂ -Aço Inox.	Aço Inoxidável	Al (NO ₃) ₃ - 0,04M	

Continua ...

- continuação -

TABELA 3.3

Tipo de Combustível		Reagente para o desencapamento	Reagente para dissolução do núcleo	Processo de separação
UO ₂ -Revestimento Zircaloy - 2	Cisalhamento	Nenhum	HNO ₃	Purex
	Zirflex	NH ₄ F - 5,5M; NH ₄ NO ₃ - 0,5M em Aço Inoxidável	HNO ₃	Purex
U - metálico revestimento Al	Desintegração radiolítica	HNO ₃ (ZrO ₂)	HNO ₃	Purex
	Dissolução	NaOH, NaNO ₃	HNO ₃	Purex
U - metálico revestimento - Mg	Desencapamento Mecânico	-	HNO ₃	Purex
	Zirflex	NH ₄ F, NH ₄ NO ₃		Purex
U-natural, revestimento Zr	Cisalhamento	Nenhum	HNO ₃	Purex
	Ácido hidrófluorídrico ou HF-HNO ₃	HF - 10M em Monel	HF-HNO ₃ -Al (NO ₃) ₃	TBP 25 Hexone 25
Zircaloy-2	Zirflex modificado	NH ₄ F - 6M NH ₄ NO ₃ -1M H ₂ O ₂ em A. Inox.	HNO ₃ e Al(NO ₃) ₃ é adicionado depois da dissolução	TBP Modificado

continua ...

- continuação -

TABELA 3.3

Tipo de Combustível	Método	Reagente para o desencapamento	Reagente para dissolução do núcleo	Processo de separação
U-Zr (liga) revestimento Zircaloy-2	Neuflex	NH ₄ F-6,5 M H ₂ O ₂ - 6,1 M em Aço Inoxidável	10% H ₂ O ₂ é adicionado continuamente	Dapex
UO ₂ "cermets"	H ₂ SO ₄ , HNO ₃	H ₂ SO ₄ - 6,5 M em Carpenter 20	HNO ₃ - 6M	Purex Modificado
Revestimento	Dissolução Eletrolítica	HNO ₃	HNO ₃	Purex Modificado
Aço Inoxidável	Darex(UO ₂ -Revestimento Aço Inox.)			
Partículas de	Desintegração lixiviação	90% HNO ₃ ou desintegração anódica em HNO ₃ - 4 a 10 M	HNO ₃ - fervente	Purex Modificado
ThC ₂ -UC ₂ reversíveis numa matriz de grafite	Combustão em leito fixo-lixiviação	O ₂ a 700-1000° C em níquel	HNO ₃ -1,3M, HF-0,04M Al(NO ₃) ₃ - 0,1 M	Thorex
	Combustão em leito fluido-lixiviação (leito de alumina inerte)	O ₂ a 700° C em níquel	Lixiviação em leito de alumina	Thorex

- continuação -

TABELA 3.3

Tipo de Combustível	Método	Reagente para o Desencapamento	Reagente para dissolução do núcleo	Processo de Separação
Partículas de ThC_2 - UC_2 reversíveis numa matriz de grafite	Combustão-fluoração (recuperação somente do U;Th)	O_2 a 700°C - 1000°C em leito fixo e leito fluído de Ni ou INOR-8		Absorção em Na F (UF_6 em fase gasosa) e destilação
UC_x , ThC_x reversimento de Aço Inoxidável	Hidrólise com H_2O ou HNO_3	Desencapamento mecânico ou cisalhamento	H_2O , HNO_3	Purex
UO_2 - PuO_2 e PuO_2 , revestimento de Aço Inoxidável ou Zircaloy - 2	Dissolução HNO_3 com aditivos	Desencapamento mecânico ou cisalhamento	HNO_3 e HF	Purex

As usinas de reprocessamento monovalentes são projetadas para o tratamento de um só tipo de combustível, sendo potencialmente mais econômicas, desde que haja quantidade suficiente de combustível que justifique a introdução de uma grande usina. No caso de se processar outros tipos de combustíveis, numa usina monovalente, devem ser acrescentados equipamentos adicionais, sendo que, em alguns casos, há redução na taxa de produção (vide tabela 3.2) o que acarretará aumento nos custos de operação e depreciação.

As usinas polivalentes são projetadas para tratar mais de um tipo de combustível com diferentes tamanhos, composição, revestimentos e enriquecimentos. Quando projetadas, já são previstos os tipos de combustíveis a serem recuperados. Em relação às usinas monovalentes, o sistema de equipamentos é bem mais complexo, pois, em geral, existem etapas diversas de pré-separação para cada combustível, sendo necessárias mais tubulações.

A outra alternativa é quanto à instalação de usinas integradas aos reatores. Estas são projetadas para recuperarem o combustível de cada reator e construídas junto a este reator. Como foi discutido no capítulo 2, caso fiquem provadas as vantagens em se usar os processos por via seca, uma usina, usando este processo, poderá ser integrada especialmente em centrais com reatores rápidos, pois não apresentam praticamente economia de escala. Estas usinas possuem algumas vantagens em relação às usinas monovalentes: utilizam instalações auxiliares do reator, tais como, tanques de estocagem, equipamentos de manipulação de combustível, etc; as operações de pré-separação podem ser relativamente simples, e a etapa de transporte dos elementos altamente radioativos, que é muito dispendiosa, é cancelada.

Tendo todas estas alternativas, para se

chegar a uma estrutura ótima, deve-se fazer um estudo considerando a implantação de usinas polivalentes dimensionadas para atenderem a toda a demanda de reprocessamento e os acréscimos de custos ocasionados por isto, e compará-los com os custos das usinas monovalentes ou integradas.

3.3 - Tipos de combustíveis

3.3.1 - Introdução

Serão examinadas neste item, algumas dificuldades e o custo do reprocessamento de vários tipos de combustíveis.

Desde que no capítulo 2 já foi ressaltado o processo de separação dos constituintes do combustível irradiado de diversos reatores, neste capítulo dar-se-á maior ênfase às etapas de pré e pós-separação.

Considerando que os processos mais usados de processamento químico envolvem o processamento aquoso, os principais objetivos das etapas de pré-separação são os de reduzir o combustível irradiado a uma forma conveniente para alimentação das etapas de separação química. A forma e tipo de revestimento, conforme mostram as tabelas 3.1 e 3.3 influenciarão na escolha do processo a ser utilizado.

3.3.2 - Combustíveis com urânio enriquecido dos reatores a água leve (LWR)

A grande maioria dos reatores em operação em todo o mundo são a água leve (LWR) que utilizam como combustível óxido de urânio enriquecido em média a cerca de 3% em U-235. Para o reprocessamento dos combustíveis destes reatores usa-se geralmente o método por via úmida,

Processo Purex clássico, conforme descrito no capítulo 2.

O processo de pré-separação mais utilizado é o de cisalhamento-lixiviação, existindo, entretanto, diversas versões deste processo. Inicialmente o combustível é cisalhado em peças com comprimento variando cerca de 2,50 a 7,50 cm (1 a 3 polegadas) expondo assim o núcleo de UO_2 . Estas peças são colocadas em um dissolvedor e o UO_2 é lixiviado com ácido nítrico. Depois de uma lavagem, os resíduos são removidos do dissolvedor, monitorados para se determinar a quantidade residual de UO_2 , embalados e rejeitados como resíduos sólidos. A principal vantagem deste processo é a de impedir que a solução radioativa contenha material do revestimento. Em adição, a geometria do dissolvedor não depende da do combustível.

Algumas modificações são necessárias para os combustíveis dos LWR com reciclagem do plutônio. Neste caso, a composição do combustível irradiado mudará devido à maior concentração de plutônio e serão necessários equipamentos adicionais de pós-extração. O custo da etapa adicional para tratar o plutônio acarretará um aumento nos custos de investimento da ordem de 8%, devido aos problemas ligados à sua toxidez e criticalidade /8,9/. Pode haver também redução na capacidade nominal de tratamento da usina.

Os custos para a recuperação do combustível dos LWR serão analisados no capítulo VI.

3.3.3 - Combustível dos reatores avançados a gás (AGR) e reatores a água pesada (HWR)

O reprocessamento do combustível AGR em usinas projetadas para LWR requererá equipamentos adicionais de pré-extração, sendo estimado um aumento de 5% nos custos para uma usina de 5 t/d /8/, enquanto que pa

ra o combustível dos HWR não são necessários equipamentos adicionais. No entanto, o problema do reprocessamento dos combustíveis dos HWR é de natureza econômica, e só se justificará se o valor do plutônio nele contido (único material físsil presente no combustível irradiado) for superior ao custo para a sua recuperação, ou se houver mercado para os demais isótopos e produtos de fissão contidos no combustível irradiado, justificando as suas recuperações.

Supondo um custo de reprocessamento de 30 \$/kg de combustível irradiado, e que o único bem econômico contido neste combustível seja o plutônio, o preço do plutônio físsil proveniente dos reatores a água pesada e urânio natural deverá ser no mínimo de 11,5 \$/g, baseado numa proporção de 2,6 g de plutônio físsil por kg de combustível irradiado no caso de um CANDU-PHW. Este valor é superior ao valor de indiferença⁽¹⁾ do plutônio físsil para os HWR e LWR. Conclui-se que, atualmente, não é econômico recuperar o plutônio contido no combustível irradiado dos reatores a água pesada e urânio natural com o fim de utilizá-lo nos reatores comerciais existentes (o valor de indiferença do plutônio está em torno de 7 \$/g para os LWR com 3% de enriquecimento e 5 \$/g para HWR U-natural) /111/. No futuro, espera-se que haja uma redução do custo de reprocessamento do combustível dos reatores HWR. Admitindo-se que seja possível um custo de reprocessamento de 15 \$/kg, o preço mínimo do plutônio será de 5,8 \$/g, valor que então justificará a reciclagem econômica do plutônio dos HWR nos LWR, mas não nos HWR. Uma vantagem sensível poderá ser obtida desde que o plutônio seja uti

(1) Entende-se como valor de indiferença o valor para o qual o emprego do plutônio conduz aos mesmos custos de produção de energia que quando se emprega o urânio.

lizado nos reatores rápidos (valor do plutônio em torno de 15 \$/g) e/ou se houver um aumento no preço do urânio enriquecido, o que parece ser a tendência atual /112/.

Com base em várias referências/7,14,113/, na figura 3.1 estão representadas as estimativas de custo de reprocessamento do combustível dos HWR para usinas de várias capacidades. Estes custos são inferiores aos custos para o caso dos LWR, pois como o combustível é o urânio natural apresentam, problemas de criticalidade somente para a separação do plutônio.

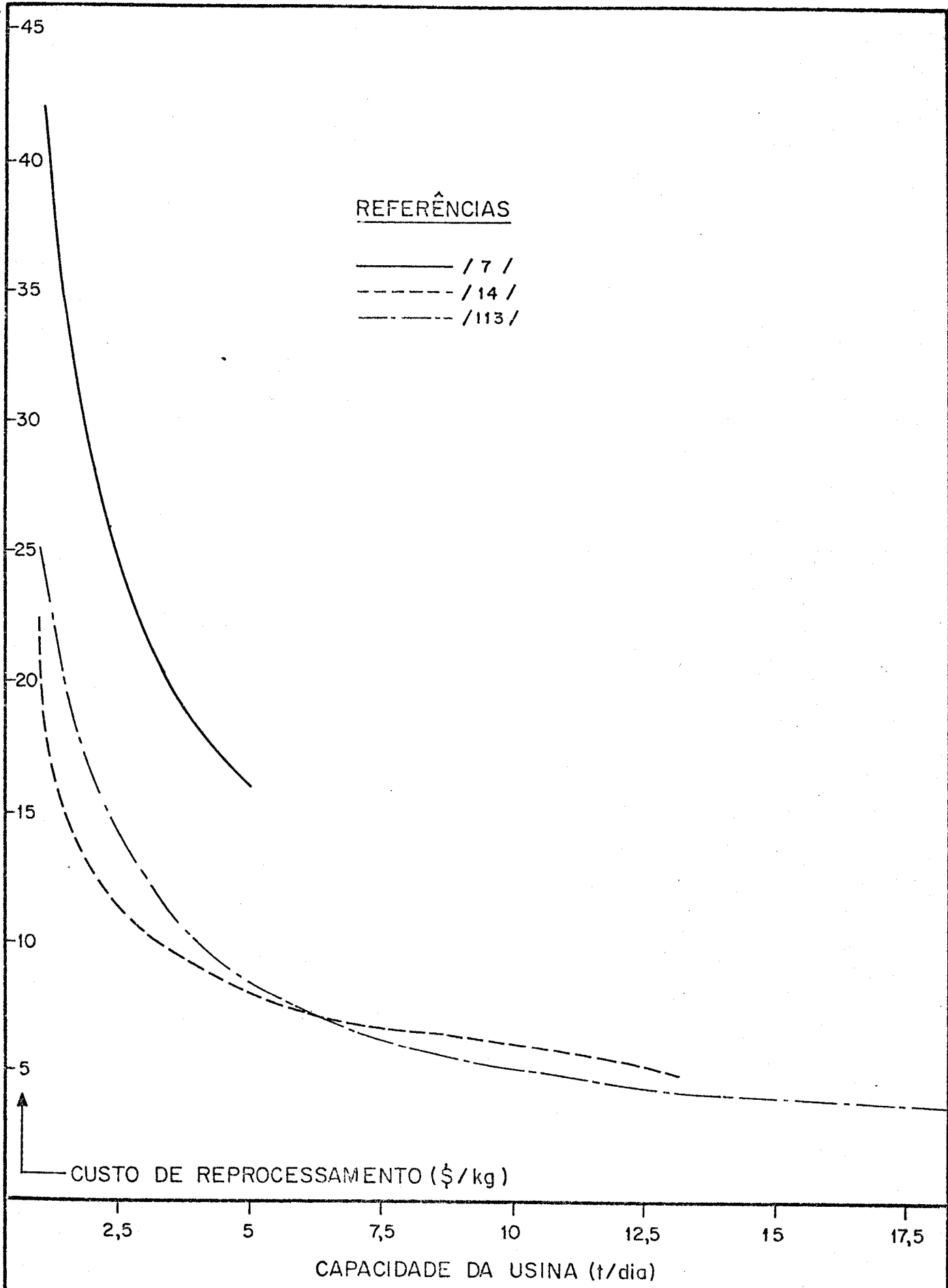
Estima-se que para recuperar este combustível nas usinas existentes nos EUA e na Inglaterra, os custos sejam de \$ 30 e \$ 24 por quilode urânio, respectivamente /14/.

3.3.4 - Combustíveis revestidos com grafite dos reatores a alta temperatura

Os reatores a alta temperatura têm como combustível carbetos ou óxidos de urânio e tório revestidos com carbetos pirolíticos e carbetos de silício dispersos numa matriz de grafite.

O objetivo para se reprocessar o combustível destes reatores é devido à recuperação do U-233, do tório, e do U-235. A alta porcentagem de U-236 presente juntamente com o U-235 faz com que as vezes não seja vantajoso reciclá-lo.

O reprocessamento do combustível de reatores a alta temperatura cuja tecnologia ainda está em fase de laboratório é um ponto muito importante para a competitividade e o sucesso destes reatores. Sua viabilidade econômica está ligada diretamente com a solução do problema do reprocessamento /10,114/.



CUSTOS DE REPROCESSAMENTO DO
COMBUSTÍVEL DOS HWR / 7, 14, 113 /

FIG. 3.1

A etapa de pré-separação para este tipo de combustível é completamente diferente das utilizadas para os outros combustíveis, devido à presença da grafite e à necessidade de separar as partículas contendo U-235 das com U-233. Vários estudos estão sendo realizados para se determinar o melhor processo a ser usado nas futuras usinas comerciais /42/.

O método de moagem-lixiviação ("burn-leach process") parece que é o mais indicado /87/, e está sendo desenvolvido nos EUA, Alemanha e Inglaterra /42,115-120/.

O diagrama do processo estudado pela "GULF General Atomic" acha-se representado na figura 3.2 /42/. O material combustível consiste de pequenas esferas de urânio e tório revestidos com camadas múltiplas de revestimento impermeável e agrupadas em varetas de combustível. O revestimento destas partículas deve, então, ser removido para a recuperação do urânio e tório nas operações subseqüentes.

No ciclo tório-urânio, o material fértil é o tório, e os materiais físséis são os U-235 e U-233. As partículas de U-235 - U-236 são separadas das partículas Th-U-233 na pré-extração, sendo recuperadas separadamente. Esta separação isotópica do urânio é baseada no fato de as partículas de U-235 serem revestidas com SiC ou, alternativamente, nas diferenças de tamanho ou de comportamento das partículas de U-235 e U-233 - Th quanto à queima-lixiviação.

Depois da moagem, peneiramento e queima, o U-233, o tório e produtos de fissão associados a estes elementos são dissolvidos em conjunto e separados por extração por solvente pelo processo Thorex⁽¹⁾ /114/. O tório é, então, recuperado como nitrato e estocado antes de nova reciclagem durante 10 a 15 anos, para permitir o decaí

(1) Mistura de HNO_3 - 13M, $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$ - 0,1 M e HF - 0,05 M

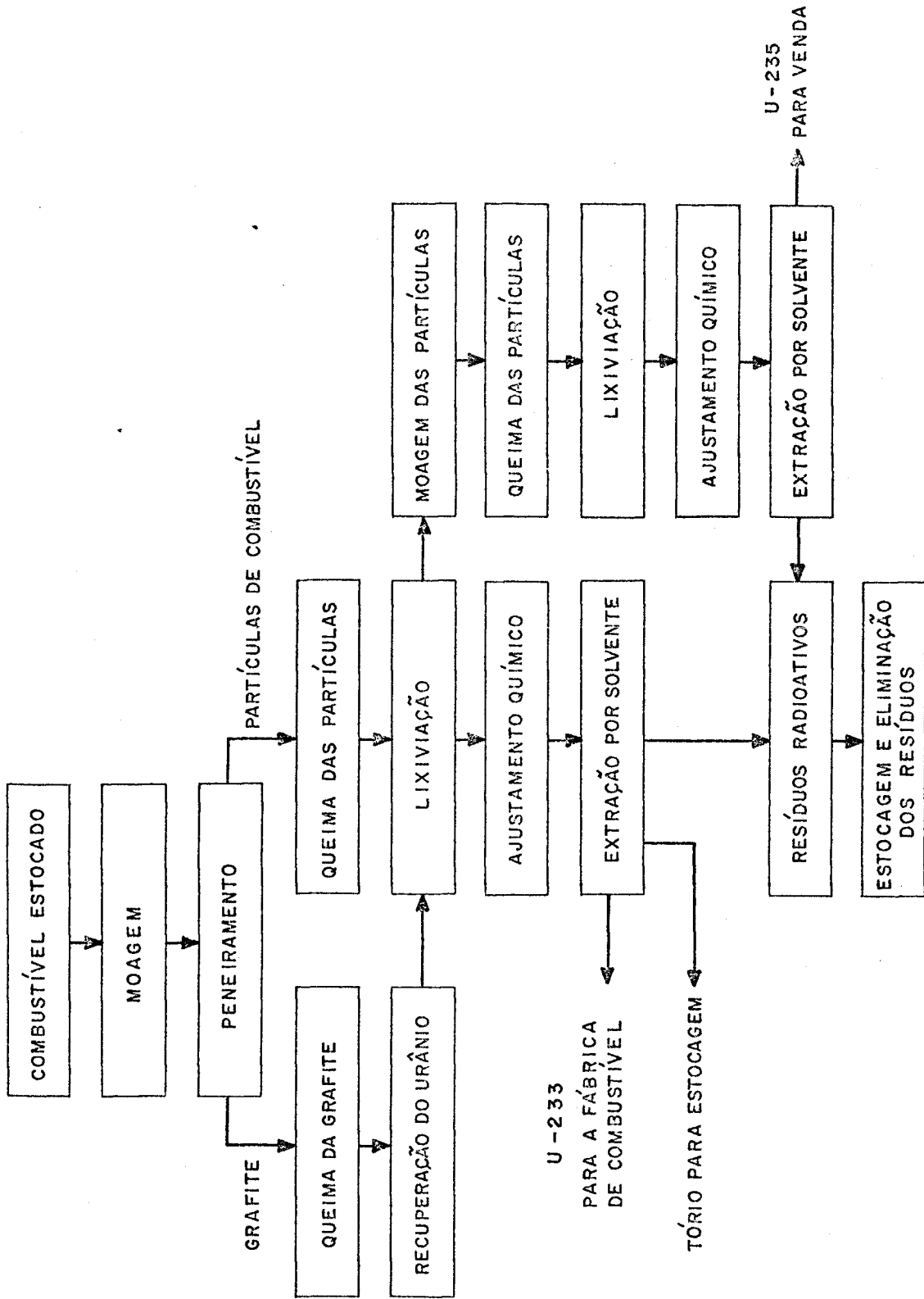


DIAGRAMA EM BLOCO SIMPLIFICADO DO REPROCESSAMENTO DO COMBUSTÍVEL DOS HTGR / 42 /

mento do Th-228 e dos produtos devido a seu decaimento/119/. O U-233 recuperado é reciclado imediatamente para a fábrica de combustível.

As partículas, contendo U-235 - U-236, são dissolvidas separadamente, depois da moagem, e o U-235 e U-236 são separados, em conjunto, dos produtos de fissão por extração por solvente, utilizando-se TBP-25 /114/. Caso não haja interesse em recuperar o U-235 - U-236, pode-se obter uma economia de 10% no investimento e, proporcionalmente, a mesma redução nos custos de operação.

O processo utilizado na Alemanha na usina piloto de reprocessamento a quente, JUPITER, para recuperação do combustível dos reatores a alta temperatura, refrigerados a gás, emprega também o processo de queima-lixiviação, com pequenas modificações no diagrama apresentado na figura 3.2. Esta usina piloto foi projetada para tratar 2 kg de metal pesado por dia /116-118/ e deverá entrar em operação por volta de 1973.

Outro processo que está sendo desenvolvido paralelamente para a separação da matriz de grafite dos metais pesados é o de cloração seca /116-118/.

Enquanto não houver usinas especialmente projetadas para os combustíveis dos reatores a alta temperatura, vários grupos estão considerando a possibilidade de recuperação destes combustíveis nas usinas já projetadas para recuperar o combustível dos LWR. Para isto são necessários equipamentos adicionais de pré-separação de queima-lixiviação. O processo "Thorex" poderá ser adaptado para o uso dos equipamentos existentes de extração por solvente /87/.

Se estes combustíveis forem tratados numa usina inicialmente projetada para tratar os combustíveis

dos LWR, com uma capacidade de 5 t/dia, os custos de investimento aumentarão de cerca de 10 a 15%, parcela correspondente aos equipamentos adicionais excluindo os custos de desenvolvimento. Alguns grupos, entretanto, julgam que os combustíveis contendo tório não devem ser processados numa usina que normalmente processe urânio, a fim de evitar os problemas de contaminação mútua, e, ainda, problemas com a maior radiação gama e um maior período para decaimento no ciclo do tório /8/.

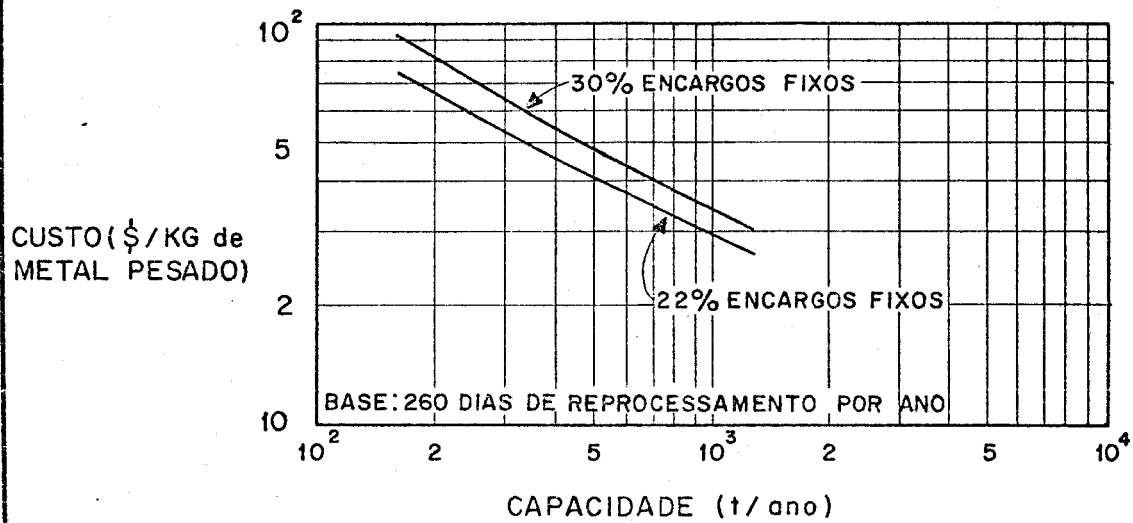
Assim, estudos econômicos preliminares realizados na Inglaterra para reprocessamento dos combustíveis dos HTGR indicaram a conveniência em se estocar estes combustíveis por vários anos depois do início da construção destes reatores, até que se atinja uma quantidade suficiente acumulada para garantir uma alta utilização nas usinas de reprocessamento monovalentes.

Segundo estimativas da ORNL, os custos previstos para o reprocessamento destes combustíveis, e para várias capacidades de usinas são os indicados na figura 3.3 /119/. Previsões semelhantes foram realizadas pela GULF /121/.

Segundo política da AEC, o reprocessamento do combustível dos HTGR será realizado até 1977 desde que não haja disponibilidade de serviços comerciais para estes combustíveis /1,2/. Os preços estabelecidos atualmente são de \$ 125/kg de metal pesado (urânio e tório) /122/.

3.3.5 - Combustíveis com óxidos mistos de urânio e plutônio dos reatores rápidos /91-97,108/

Inicialmente é interessante se considerar as características do combustível irradiado. O combustível de referência é o $UO_2 - PuO_2$, revestido em aço inoxidável. O núcleo do combustível é constituído de três par



CUSTOS DE REPROCESSAMENTO
DO COMBUSTÍVEL DOS HTGR / 119 /

FIG. 3.3

tes: a parte central, que é o núcleo propriamente dito, contendo óxido de urânio natural ou empobrecido combinado com 15 a 20% de óxido de plutônio como material físsil e as duas extremidades, contendo óxido de urânio empobrecido e que forma a cobertura axial do reator (certos tipos de reatores rápidos não possuem esta cobertura).

É possível separar o núcleo das duas extremidades de cobertura e processá-lo separadamente, mas não há vantagem aparente em se fazer isto, devendo-se supor que serão processados juntos. Neste caso, o conjunto apresentará atividade e taxa de irradiação similares às dos LWR /108/.

A cobertura radial que envolve o núcleo do reator é formada por elementos que contém óxido de urânio empobrecido.

Tanto na Europa como nos Estados Unidos, tendo em vista o estágio de desenvolvimento que se encontram estes reatores, a quantidade de combustível a ser reprocessada antes de 1980-1985 não justifica a construção de uma grande usina projetada especialmente para este tipo de combustível, conforme indicado na tabela 3.4/8,9/. Há, ainda, incertezas na data de entrada destes reatores, devido às dificuldades tecnológicas encontradas ultimamente.

Poder-se-ia pensar, então, na estocagem inicial do combustível irradiado até que fosse viável a instalação de uma usina projetada especialmente para tratá-lo. Esta alternativa não é, no entanto, viável, pois acarretaria um alto custo de imobilização devido ao valor do material contido no combustível irradiado. O valor residual de um quilo de combustível irradiado dos FBR está em torno de 600 U\$, comparado com 100 U\$ por quilo do combustível dos LWR /9/.

TABELA 3.4

Estimativa da quantidade de combustível descarregado dos reatores rápidos(8,9/

	1975	1980	1985	1990	2000
Estados Unidos(9/	-	-	300	3000	-
Europa /8/	30	100	400-800	-	-

A curto prazo, há a possibilidade de se tratar esta pequena parcela nas usinas de reprocessamento já existentes, porém considerando algumas modificações como será descrito nos itens seguintes.

A longo prazo e desde que haja uma quantidade representativa de combustível proveniente destes reatores, a maneira mais econômica de reprocessá-lo será através da implantação de usinas monovalentes, como já foi explicado anteriormente.

O método do reprocessamento por via seca parece que será competitivo neste caso. Será possível, também, que somente o núcleo (com mais de 100 g Pu/kgU) seja tratado na usina monovalente, enquanto que a cobertura (com aproximadamente, 10 g Pu/kg U) continuará a ser tratada nas usinas instaladas para os LWR /8/.

Baseando-se em usinas de reprocessamento experimentais, pode-se analisar os vários problemas surgidos para reprocessar este combustível.

Usando-se a tecnologia atual, para transportar os combustíveis provenientes dos FBR, seriam necessários 300 dias de resfriamento. É possível uma redução para 30-90 dias pelo uso do sódio líquido como refrigerante no recipiente de transporte. Sendo, portanto, ne

cessária a introdução de equipamentos e etapas especiais para remoção deste metal. Uma descontaminação pode ser conseguida pela vaporização do sódio com gás inerte e desativação do sódio com vapor d'água contido no gás inerte /108/.

Quanto à etapa de pré-separação, existem vários processos que estão sendo intensamente pesquisados. Pode-se fazer o processamento mecânico, consistindo de três etapas: desmonte mecânico, cisalhamento do revestimento para retirada do combustível e de uma etapa para remoção do trítio, iodo e gases nobres ("voloxidation") com desativação final para retirada do sódio/47-51,108/.

No processamento químico pode-se utilizar para o desencapamento, zinco fundido a 800°C , contido em vasos de tungstênio. Este método está sendo desenvolvido pelo "Argonne National Laboratory" (ANL). A vantagem principal do processo é que remove essencialmente todos os produtos de fissão voláteis do combustível antes da dissolução.

Depois do desencapamento, a dissolução do combustível é feita em ácido nítrico. Para a etapa de extração por solvente serão necessárias algumas modificações nos processos atualmente adotados, como já foi descrito no capítulo 2.

Caso o combustível dos reatores rápidos seja recuperado nas usinas projetadas para reprocessarem o combustível dos LWR, os custos serão duplicados face à redução na produção da usina e à necessidade de equipamentos especiais de pós-separação para armazenarem maiores quantidades de plutônio /9,23/.

CAPÍTULO IV

Mercado nacional para o reprocessamento

4.1 - Introdução

O Brasil vem apresentando, nos últimos anos, um alto ritmo de desenvolvimento econômico, que para ser mantido implicará num aumento da capacidade elétrica instalada pelo menos na mesma medida dos últimos anos, de modo a atender à demanda crescente de energia. Segundo a ELETROBRÁS /123/, a taxa anual de crescimento é de 10%, o que exigiria no caso da continuação do mesmo desenvolvimento, que se atingisse uma potência instalada acumulada nos próximos 30 anos de cerca de 200000 MWe, dos quais cerca de 100 - 150000 MWe corresponderiam à Região Sudeste. Tal situação se deve ao fato de que nesta região se concentra o maior parque industrial da América do Sul, responsável pela produção de mais da metade do Produto Nacional Bruto (PNB).

Através do levantamento do potencial hidroelétrico desta região, coordenado por um consórcio de firmas de consultoria estrangeira, CANAMBRA, e sob o patrocínio do Programa de Desenvolvimento das Nações Uni

das (UNDP) /124/, mostrou-se que este potencial não era suficiente para atender, a médio prazo, à demanda de energia, sendo necessária, portanto, uma complementação térmica crescente a partir do final desta década/início da década de 1980.

A partir de então têm sido realizados vários trabalhos com o objetivo de se determinar a viabilidade econômica de se instalar centrais nucleares no Brasil como parte desta complementação térmica prevista e a estrutura ótima do sistema gerador no futuro /125-127/. Destes estudos resultou a decisão de construir a Central Nuclear de Angra dos Reis. Como continuação destes trabalhos iniciais foi realizado em 1971, na CNEN, um trabalho de atualização considerando várias estratégias de reatores nucleares e usinas térmicas a óleo e cujos resultados foram apresentados em parte na 4^a Conferência das Nações Unidas realizada em Genebra no mesmo ano /18-19/. Os resultados deste trabalho serão adotados neste estudo como dados de referência.

Com a implantação de centrais nucleares no Brasil, surgirá um forte incentivo para criação de uma indústria nacional para atender a todas as etapas do ciclo do combustível e de componentes de reatores. Este fato assume grande importância, uma vez que a implantação da indústria nuclear marca um novo passo no aperfeiçoamento tecnológico de nosso parque industrial. Além disto, se esta política não for adotada, continuará o Brasil na dependência dos países desenvolvidos, o que ocasionará uma pressão na nossa balança de pagamentos pela importação sempre crescente de equipamentos e combustíveis para atendimento das necessidades futuras.

Neste trabalho serão analisados, em particular, os problemas ligados à implantação de um tipo de usina do complexo industrial do ciclo do combustível nu

clear. Trata-se das usinas de reprocessamento do combustível irradiado das nossas futuras centrais nucleares, com o objetivo de recuperação dos bens econômicos neles contidos.

Neste capítulo analisa-se, particularmente, a descarga de combustíveis irradiados provenientes das centrais futuras, e a conseqüente demanda em serviços de reprocessamento do combustível.

Adota-se para isto um programa nuclear de referência, para, então, determinarem-se as alternativas possíveis quanto ao reprocessamento do combustível dele decorrente.

4.2 - Programa nuclear de referência

Desde 1960 a CNEN vem conduzindo estudos com a finalidade de determinar a viabilidade econômica de se instalar no Brasil a primeira central nuclear. Em 1968, foi formado um grupo de trabalho composto por técnicos da CNEN, Eletrobrás e da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), tendo como um dos objetivos o estudo da melhor estratégia de complementação da energia não hidráulica para a Região Sudeste /127/.

Através da análise do sistema energético da região, determinou-se, em particular, a estrutura do sistema (1975-1980) consistindo de centrais hidroelétricas, térmicas convencionais (óleo) e nucleares. O grupo recomendou a instalação da primeira usina nuclear, com capacidade de cerca de 500 MWe e que deveria entrar na rede por volta de 1976-1977. Este estudo resultou na decisão de construção da Central Nuclear de Angra dos Reis, cuja capacidade final adotada foi de cerca de 630 MWe.

Em 1971, a CNEN, através da ASPED, iniciou

uma série de estudos para fazer uma revisão e atualização da demanda nuclear do relatório da AIEA. Adotou-se como projeção da demanda de energia o estudo de mercado da Eletrobrás, extrapolado, conforme é mostrado na tabela 4.1 /123/. Para se determinar a participação nuclear foi usado o código PROSE (Programa de Otimização de Sistemas Elétricos) /128/. As várias projeções obtidas estão mostradas na figura 4.1 /19/. Tal estimativa foi obtida pela fixação da entrada de certas usinas hidráulicas, cujas construções tinham sido praticamente decididas. Para este trabalho considerou-se a projeção nuclear média como o caso de referência.

4.3 - Estratégias possíveis de centrais

Um estudo de estratégias de centrais elétricas tem como finalidade determinar a proporção ótima das diversas fontes de geração tal que implique num custo mínimo de geração para o sistema.

Estuda-se, então, o benefício (ou malefício) decorrente de uma combinação de centrais elétricas (convencionais e nucleares) para o atendimento da demanda de energia elétrica da região em consideração.

Cada estratégia adotada implicará em diferentes necessidades de combustível (nuclear e fóssil) e, conseqüentemente, haverá alterações em todas as etapas do ciclo do combustível.

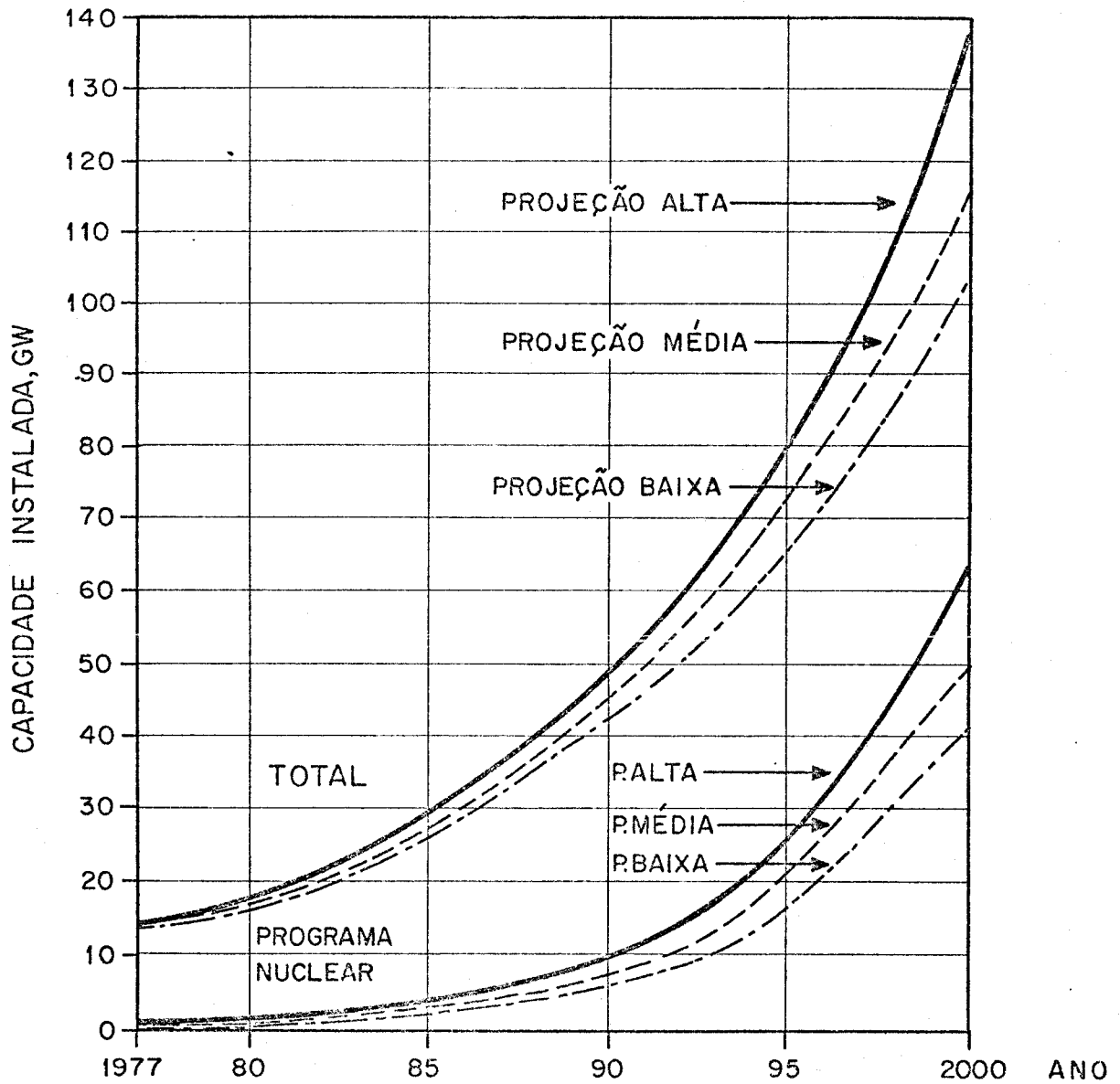
Um estudo completo deverá abranger a introdução de vários tipos de reatores comprovados e reatores possíveis de entrarem no mercado.

Para se julgar o mérito relativo dos diversos tipos de centrais, é necessário que se considere o custo global do sistema dentro de um certo horizonte de

TABELA - 4.1

Projeções da demanda de ponta mais reserva (em janeiro de cada ano) /123/

Projeção	1977		1982		1987		1992		1997		2000	
	taxa (%)	potência (MW)	taxa (%)	potência (MW)	taxa (%)	potência (MW)	taxa (%)	potência (MW)	taxa (%)	potência (MW)	taxa (%)	potência (MW)
alta	-	13.500	10,4	22.150	10,6	36.900	10,6	60.080	10,6	100.500	10,6	135.000
média	-	13.500	9,7	21.450	9,85	34.300	9,85	54.900	9,85	87.500	9,85	116.000
baixa	-	13.500	9,1	20.450	9,3	32.500	9,3	50.600	9,3	79.000	9,3	103.500



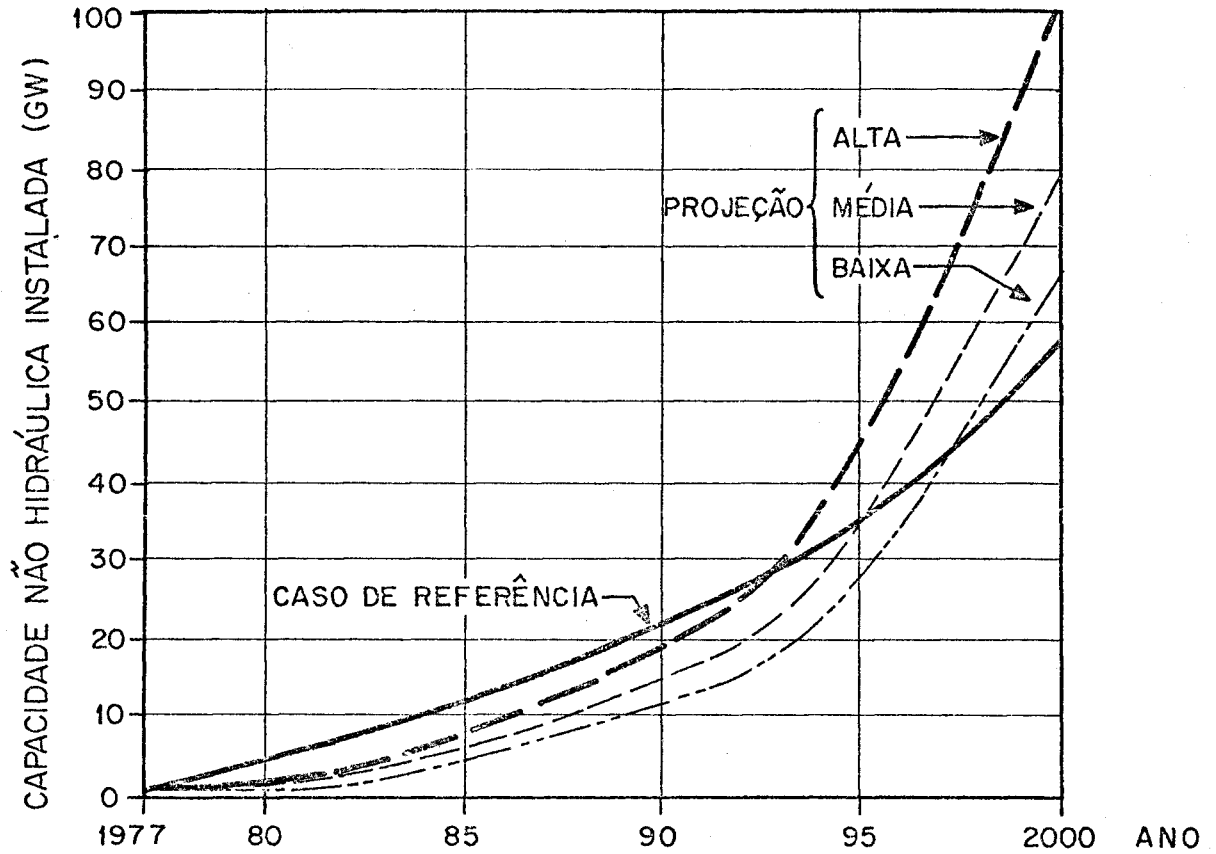
PROGRAMA NUCLEAR
EFEITO DA PROJEÇÃO DA DEMANDA
REGIÃO SUDESTE / 19 /

estudo, levando em conta a evolução futura e a influência mútua que as centrais causam, umas sobre as outras, dentro desta evolução. Isto exige uma análise da influência sobre o custo do sistema de projetos alternativos, isto é, de conjuntos ou estratégias de centrais a longo prazo /129,130/.

Pela utilização do programa PROSE, adotado nos estudos para a determinação da demanda nuclear, não era possível se fazer um estudo de estratégias de reatores e nem o cálculo da demanda das várias etapas do ciclo. Tornou-se necessária, então, a utilização de outro código para se analisar as estratégias alternativas utilizando os resultados do PROSE como dados de entrada. Foi adotado o programa alemão PAPAS, que é um modelo de otimização e foi desenvolvido no Centro Nuclear de Jülich (KFA) na Alemanha /131,132/.

A curva de referência, adotada como previsão da capacidade não hidráulica, instalada na Região Sudeste, foi baseada numa média adequada dos resultados obtidos pelo código PROSE, e está representada na figura 4.2 /19/. As estratégias adotadas para atenderem ao programa térmico da figura 4.2 foram /18/:

- só centrais térmicas a óleo;
- centrais térmicas a óleo e centrais nucleares com reatores a água leve e com reatores rápidos (ÓLEO+LWR + FBR);
- centrais térmicas a óleo e centrais nucleares com reatores conversores avançados e reatores rápidos (ÓLEO + ATR + FBR);
- centrais térmicas a óleo e centrais nucleares com reatores conversores avançados, com reatores a água leve e com reatores rápidos (ÓLEO + ATR +LWR +FBR);



PREVISÃO DA CAPACIDADE NÃO HIDRÁULICA
INSTALADA NA REGIÃO SUDESTE DO BRASIL
(PROGRAMA PROSE) / 19 /

FIG.4.2

- centrais térmicas a óleo e centrais nucleares com reatores a água leve (ÓLEO + LWR).

O critério adotado no programa PAPAS, para a determinação da proporção ótima das diversas fontes térmicas, é baseado na comparação dos custos de energia gerada (quilowatt - hora) por cada unidade e para o sistema, levando-se em conta o fator de carga e as implicações nas etapas do ciclo do combustível /130,132/.

4.4 - Estratégias adotadas - razões

Um estudo quanto à instalação de usinas de reprocessamento para atender à demanda em combustível irradiado proveniente das várias estratégias de reatores seria muito extenso, principalmente pelo fato de se usar um código de simulação para a solução deste problema em particular (Código FUELCO /9/).

Considerando que o primeiro reator a ser instalado no Brasil é do tipo a água leve (PWR) e a tendência mundial é para a introdução destes reatores, a estratégia a ser analisada deverá, logicamente, incluir estes reatores.

Os reatores a água leve fazem parte da família dos reatores de primeira geração (reatores térmicos), ou seja, os que produzem elementos físséis que podem ser reciclados nos próprios reatores térmicos ou usados como combustível nos reatores de segunda geração (reatores superconversores rápidos - FBR).

Como discutido no apêndice A, em estudos realizados na ASPED, a melhor alternativa para o emprego do plutônio produzido, do ponto de vista do consumo de combustível, deve ser pela sua utilização nos reatores rápidos /133/. Tendo em vista, também, que em outros países

a tendência geral parece ser pela adoção destes reatores, considerar-se-á que o sistema de implantação de centrais nucleares deverá incluir estes reatores.

Isto salienta a necessidade de um estudo incluindo os dois tipos de centrais, ou seja, uma estratégia mista.

O superconversor rápido (FBR), adotado no estudo, é a versão com combustível a óxido. Admitiu-se que este reator esteja disponível comercialmente a partir de 1985.

Quanto aos reatores a água leve, adotou-se os parâmetros intermediários dos reatores a água fervente (BWR) e pressurizada (PWR).

Os parâmetros adotados para ambos os tipos de reatores estão relacionados na tabela 4.2 /18/.

4.5 - Curvas de necessidade de reprocessamento (caso de referência ÓLEO, LWR, FBR)

A estratégia de introdução de usinas a óleo e nucleares (LWR e FBR), para atender à demanda de energia elétrica a partir de 1975, apresentou os resultados mostrados na tabela 4.3 /18/. A demanda anual de com combustível irradiado para esta estratégia, bem como a demanda acumulada ano a ano para cada reator, está representada na tabela 4.4.

No estudo de implantação de usinas de reprocessamento para atender a esta demanda, um ponto importante é relativo às dificuldades para se recuperar os com bustíveis provenientes de reatores diferentes como já discutido. Neste trabalho foi utilizado um código, em que é possível analisar as alternativas de implantação de usinas polivalentes ou de usinas monovalentes.

T A B E L A 4.2

Dados dos reatores nucleares necessários
para o estudo /18/

	UNIDADE	LWR	FBR
Rendimento	%	33	42
Quantidade total de combustível usado na fabricação/quantidade de combustível irradiado	-	1,01	1,01
Quantidade de combustível reprocessado/quantidade de combustível irradiado	-	0,99	0,99
Fator para manutenção de reserva de combustível	-	1,03	1,03
Taxa de irradiação	MWd/t	31.000	31.000
Potência específica	MW/t	33	42
Átomos de metais pesados no combustível irradiado/átomos de metais pesados no combustível novo	-	0,967	0,967

T A B E L A 4.3

Resultados da estratégia: ÓLEO + LWR + FBR /18/

A N O	1980	1985	1990	1995	2000
Capacidade térmica total instalada (MW)					
- sem reserva	5.700	11.800	20.700	34.000	56.000
- com reserva	6.384	13.220	23.180	38.080	62.720
Capacidade instalada das centrais (MW)					
- Óleo	4.704	5.150	9.034	14.840	24.440
- LWR	1.680	7.500	12.470	17.440	27.260
- FBR	-	560	1.680	5.800	11.020
Fator de capacidade média anual (%)					
- Óleo	40,5	18,0	18,0	18,0	18,0
- LWR	88,0	74,0	74,0	71,0	70,0
- FBR	-	89,0	89,0	89,0	89,0
Dispêndios anuais (M\$) (1)	232	463	810	1.325	2.180
Dispêndios acumulados até o ano (M\$) (1)	850	2.645	5.952	11.500	20.550
Valor presente acumulado do sistema até o ano (M\$) (1)	596	1.410	2.390	3.450	4.590

(1) Dólares de 1970.

T A B E L A 4.4

Demanda anual e acumulada para o reprocessamento do combustí
vel - Estratégia: ÓLEO + LWR + FBR

ANO	LWR		FBR		Capacidade nuclear instalada com reserva(MWe)	
	Demanda anual (t/ano)	Demanda acumulada (t)	Demanda anual (t/ano)	Demanda acumulada (t)	LWR	FBR
1975	8,43				560	
1976	23,89	32,32			1120	
1977	35,11	67,43			1344	
1978	41,63	109,06			1456	
1979	45,85	154,91			1568	
1980	49,48	204,39			1680	
1981	67,11	271,50			2800	
1982	97,08	368,58			3920	
1983	130,90	499,48			5600	
1984	163,10	622,58			6720	
1985	183,20	845,78	6,71		7506	560
1986	202,30	1048,08	14,76	21,47	8419	672
1987	225,30	1273,38	17,44	38,91	9333	784
1988	249,30	1522,68	22,81	61,72	10360	1120
1989	277,70	1800,38	28,18	89,90	11620	1232
1990	303,50	2103,88	34,89	124,79	12470	1680
1991	312,80	2416,80	58,03	182,82	12700	3163
1992	325,70	2742,38	82,52	265,34	13840	3724
1993	351,70	3094,08	96,71	362,05	14930	4348
1994	380,10	3474,18	112,40	474,45	16290	5036
1995	409,00	3883,18	129,80	604,25	17440	5801
1996	440,10	4323,28	149,10	753,35	18990	6639
1997	479,20	4802,48	170,20	923,55	20800	7568
1998	524,20	5326,68	193,70	1117,25	22850	8598
1999	574,70	5901,38	219,70	1336,95	25120	9743
2000	625,90	6527,28	248,70	1585,65	27260	11020
2001	677,60	7204,88	280,80	1866,45	29620	12420
2002	738,40	7943,28	316,10	2182,55	32520	13960
2003	803,20	8746,48	355,10	2537,65	35250	15670
2004	871,80	9618,20	398,10	2935,75	38500	17550
2005	948,00	10566,28	445,50	3381,25	41890	19630

No primeiro caso, devido às dificuldades tecnológicas e necessidade de equipamentos extras, principalmente de pré-extração ("head-end") e pós-extração ("tail-end"), haverá redução na capacidade nominal da usina e acréscimos no custo de investimento (estes aspectos foram ressaltados no capítulo 3). A demanda equivalente é calculada considerando que 1 kg de combustível dos FBR equivale a 2 kg de combustível dos LWR.

Considerou-se neste trabalho que o combustível irradiado dos reatores rápidos seja reprocessado na mesma usina para os reatores a água leve face à pequena demanda dos primeiros no início do estudo (usina polivalente).

4.6 - Curvas de demandas alternativas

Uma estratégia alternativa, oposta à considerada no item anterior, é pela consideração quanto à introdução de somente centrais nucleares do tipo a água leve (LWR) e centrais a óleo.

A demanda em combustível irradiado para esta estratégia acha-se representada na tabela 4.5.

Analisando-se as demandas acumuladas para as duas estratégias, vê-se que há uma grande diferença de demanda ao longo do período de estudo. Esta divergência no ano 2000, será de 2019 toneladas para o combustível LWR o que viria alterar os resultados deste estudo.

4.7 - Comentários

O modelo usado no programa alemão, e que foi utilizado para a estimativa da demanda em combustível irradiado para determinada estratégia de reatores, emprega certas simplificações a saber:

T A B E L A 4.5

Demanda anual e acumulada para o reprocessamento
do combustível - Estratégia: ÓLEO + LWR

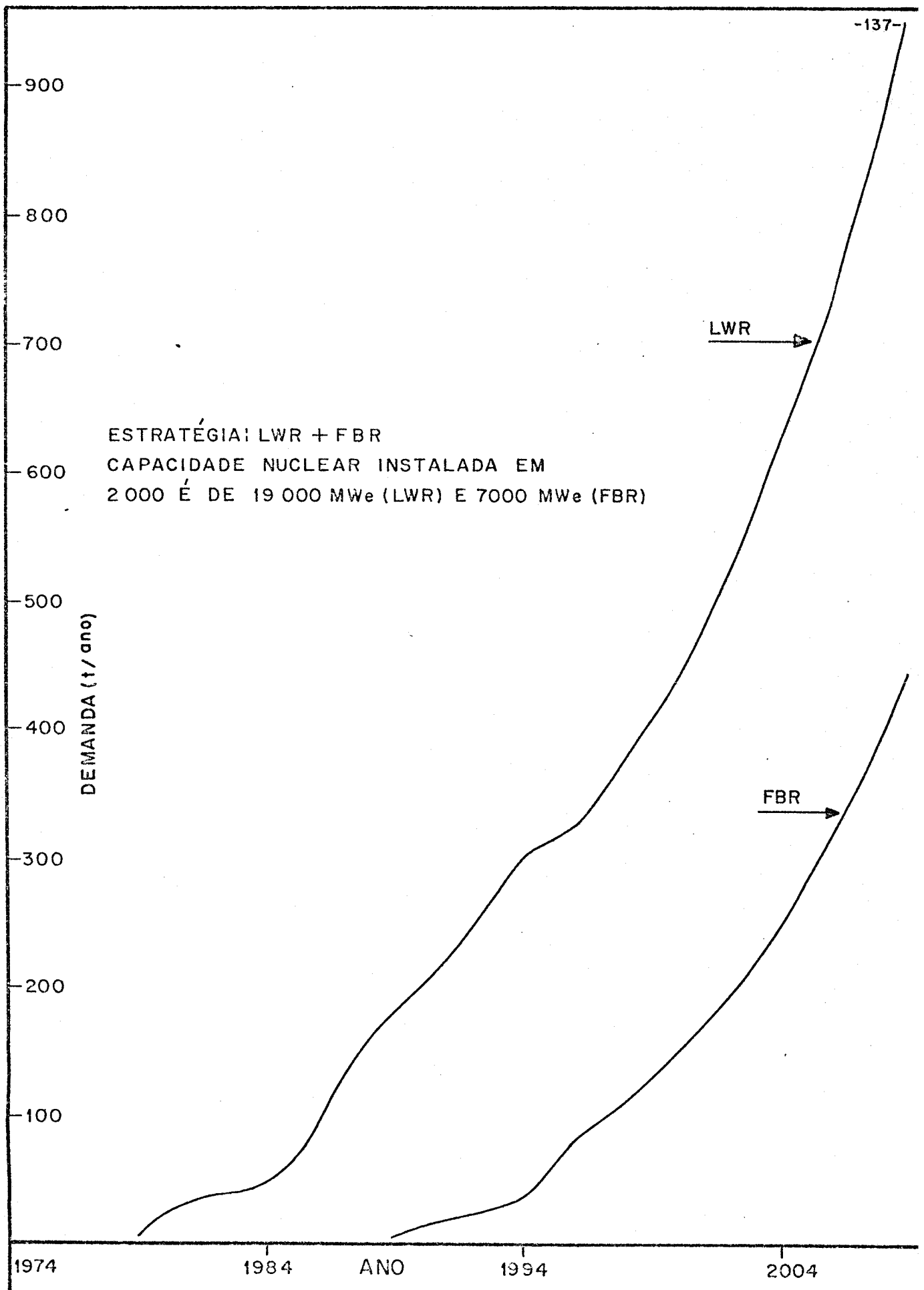
Ano	Demanda - LWR t/ano	Demanda acumulada (t)	Capacidade instala- lada com reserva (MWe)
1975	8,43		560
1976	23,89	32,32	1120
1977	35,11	67,43	1344
1978	41,63	109,06	1456
1979	45,85	154,91	1568
1980	49,48	204,39	1680
1981	67,12	271,51	2801
1982	97,10	368,61	3921
1983	130,90	499,51	5601
1984	163,31	662,82	6721
1985	191,80	854,62	8067
1986	221,10	1075,72	9092
1987	247,50	1323,22	10120
1988	278,30	1601,52	11480
1989	313,60	1915,12	12850
1990	347,90	2263,02	14150
1991	386,70	2649,72	15860
1992	430,70	3080,42	17570
1993	474,80	3555,22	19280
1994	523,20	4078,42	21330
1995	574,30	4652,72	23240
1996	629,80	5282,52	25640
1997	695,90	5978,42	28370
1998	770,70	6749,12	31450
1999	854,40	7603,52	34860
2000	942,50	8546,02	38280
2001	1035,00	9581,02	42040
2002	1141,00	10722,02	46490
2003	1255,00	11977,02	50930
2004	1378,00	13355,02	56060
2005	1515,00	14870,02	61520

- não leva em conta as durações das etapas do ciclo, ou seja, para o caso do reprocessamento, o tempo necessário ao resfriamento do combustível irradiado que, em geral, atinge de 3 a 6 meses;
- não faz distinção do combustível oriundo da primeira carga, já que supõe que o reator esteja em equilíbrio desde a data de entrada em operação;
- considera que o combustível fica disponível para o reprocessamento no ano em que é consumido, daí já surgirá demanda no primeiro ano do programa.

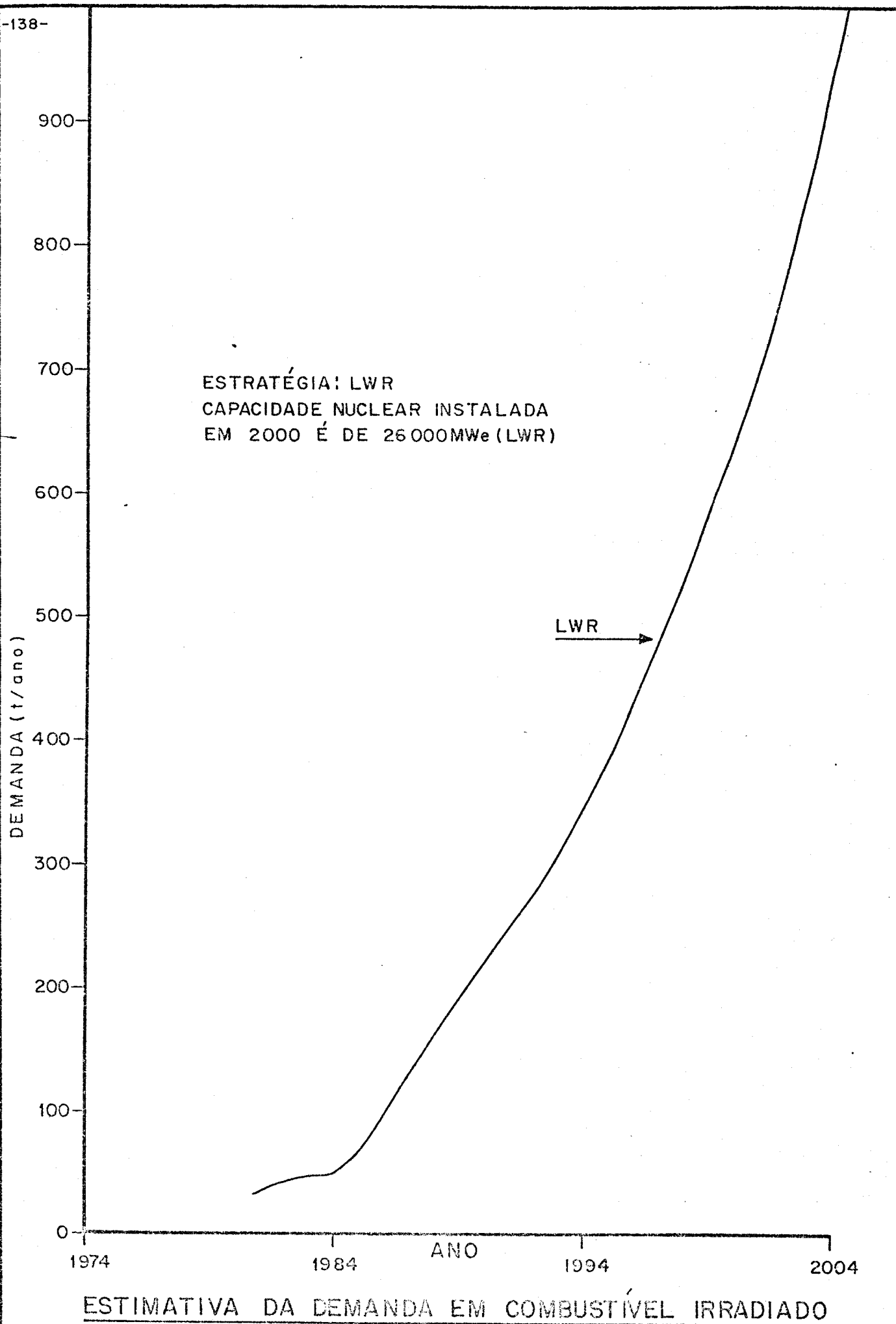
Deste modo, pode haver uma antecipação de cerca de 2 anos, nas estimativas de demanda para o reprocessamento.

Outro ponto importante é que no programa PAPAS, que será usado ao longo do estudo, considerou-se que a usina de Angra dos Reis entraria em operação em 1975 e com uma capacidade de 500 MWe. Na realidade sabe-se, atualmente, que ela deverá iniciar operação por volta de 1977, e com uma capacidade de 630 MWe.

Levando em consideração os pontos ressaltados acima, as estimativas de demanda de reprocessamento originais do PAPAS, foram deslocadas no tempo, iniciando-se, em 1979, o programa de reprocessamento. Os resultados estão apresentados nas figura 4.3 e figura 4.4 para as estratégias ÓLEO + LWR + FBR e ÓLEO + LWR, respectivamente. Todas as análises, que serão feitas posteriormente, basear-se-ão em tais valores.



ESTIMATIVA DA DEMANDA EM COMBUSTÍVEL IRRADIADO



ESTIMATIVA DA DEMANDA EM COMBUSTÍVEL IRRADIADO

FIG 4.4

CAPÍTULO V

Atendimento do reprocessamento no exterior

5.1 - Introdução

Tendo sido analisado no capítulo anterior o volume do mercado nacional para o reprocessamento do combustível irradiado, torna-se necessário averiguar a disponibilidade e facilidades de se usar os serviços de reprocessamento dos países onde tal operação está sendo realizada em base comercial.

Com este objetivo, neste capítulo, procurar-se-á determinar a disponibilidade de tais serviços, tanto na Europa como nos E.U.A. Para isto, deve-se inicialmente fazer uma confrontação da demanda, oferta e custos de reprocessamento adotados nestes países. A avaliação final deverá ser feita baseada na evolução dos preços e na viabilidade de compra de tais serviços.

Para situação deste mercado, no apêndice

B, está descrito um histórico da evolução da indústria de reprocessamento e as características das usinas já existentes ou planejadas no mundo. Estas indústrias surgiram, inicialmente, como consequência dos programas militares e, como uma continuação, diversos países se lançaram em tal campo, não tendo objetivos econômicos em vista e sim a aquisição da independência do ciclo. Isto ocasionou um excesso de capacidade instalada, estando as usinas operando, portanto, a um baixo fator de capacidade. Esta filosofia está atualmente mudada, principalmente na Europa, onde os países deverão se integrar na prestação dos serviços de reprocessamento, só sendo então implantada uma nova usina quando estiver demonstrada a sua viabilidade técnica e econômica.

O estudo a seguir foi dividido considerando o mercado nos Estados Unidos e na Europa e a disponibilidade quanto à prestação de serviços de reprocessamento a outros países e às implicações políticas e econômicas de tal situação.

5.2 - Mercado para o reprocessamento nos EUA

5.2.1 - Demanda em combustível irradiado

A projeção da potência nuclear nos EUA mostra que haverá uma grande expansão e estima-se que em 1990, atinja a 45% da capacidade elétrica total instalada /134/. Esta projeção está representada na tabela 5.1.

TABELA 5.1

Projeção da potência nuclear instalada nos EUA /134/.

Ano	1970	1980	1985	1990
Potência MWe	6500	140000	300000	475000

A estimativa da demanda de combustível irradiado depende da projeção da demanda nuclear e dos tipos de reatores adotados. Por esta razão todas as estimativas são acompanhadas de uma incerteza na quantidade de combustível disponível em dado ano, devido aos atrasos na construção das usinas e/ou operação, taxa de irradiação, bem como à implantação de outros reatores. Na tabela 5.2 está representada a incerteza no mercado, se se comparar as previsões feitas por várias fontes diferentes.

TABELA 5.2

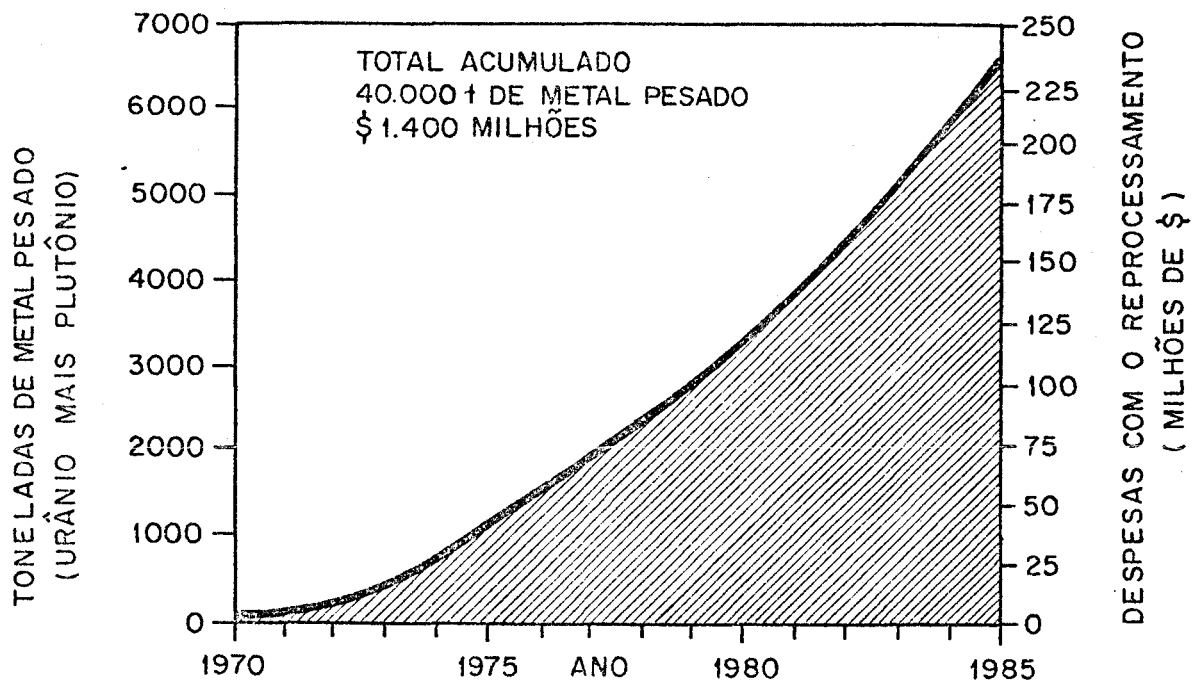
Estimativas de várias fontes da quantidade de combustível irradiado para ser reprocessada nos E.U.A.

ANO	TONELADAS DE URÂNIO				
	ORNL /50/	NFS /135/	AEC /134/	ADL /59/	FRTF /9/
1970	157	109	100	80	155
1975	1351	1288	1100	943	1330
1980	4001	3551	3200	3088	3950

Adotando como referência os dados da AEC /134/, a demanda em combustível irradiado, até 1985, proveniente da capacidade nuclear, referida na tabela 5.1, acha-se representada na figura 5.1.

Tomando como base um custo de reprocessamento de \$ 35/kg de metal pesado do combustível irradiado de um LWR típico com baixo enriquecimento, os encargos anuais para execução de tal serviço estão representados também na figura 5.1.

Espera-se que, por volta de 1980, já se tenha iniciado a operação de uma ou mais usinas de demons



MERCADO PARA O REPROCESSAMENTO DO COMBUSTÍVEL NOS E.U.A.

/ 134 /

BASEADO NUMA CAPACIDADE
NUCLEAR INSTALADA EM 1985
IGUAL 300 000 MW_e

FIG. 5.1

tração do tipo LMFBR. Com base nesta previsão, deve-se esperar uma demanda em combustível irradiado deste tipo de reator da ordem de 300 t/ano em meados de 1980 e cerca de 3000 t/ano no início da década de 90 /134/.

5.2.2 - Oferta de serviços de reprocessamento nos EUA

O mercado do reprocessamento nos EUA compreende a parte relativa à USAEC ("United States Atomic Energy Commission") e a referente às empresas particulares.

Dentro do programa da USAEC, atualmente estão em operação várias usinas que têm como finalidade a recuperação do combustível dos reatores de produção de plutônio, de propriedade do governo, reatores de pesquisas e testes do país e do exterior, e os reatores de propulsão naval /134/.

As usinas em escala industrial, pertencentes à AEC, em operação em 1971, são:

- Savannah River Plant;
- Idaho Chemical Process Plant (ICPP);
- Richland Purex Plant.

As características destas usinas estão representadas na tabela 5.3 /71/.

Além destas, existem algumas em escala pi-loto, para desenvolvimento de métodos e técnicas de repro-cessamento.

O programa da AEC até janeiro de 1971 in-cluía a recuperação de combustíveis dos reatores a água leve; agora, tais serviços devem ser executados somente pelas usinas comerciais /2/. Logo, as capacidades destas usi-

TABELA 5.3

Características das usinas americanas da AEC em operação em 1971 /71/

Usina	Operação	Tipo de Funcionamento	Método	Capacidade	Custo (10 ⁶ \$/kg)	Manutenção	Início de Operação
Savannah River (SRP) (1) (2 usinas)	Du Pont	Recuperação do Pu e U leve ou altamente enriquecido	Extração com TBP (Purex)	1000 a 9000 kg/d (?) (secreta.)	-	direta	1954
Idaho (ICPP) (2)	Phillips Petroleum Co.	Recuperação dos elementos combustíveis a urânio leve ou altamente enriquecido - U-Al; U-Zr; UO ₂	Extração com TBP usando HNO ₃ /Al HF / Zr e H ₂ SO ₄ /Aço Inox Purex-1.º ciclo Redox-ciclos sucessivos	1200 kg/d para U 25 kg/d para U-235	> 25	direta	1953
Usina Purex Hanford	GE	Extração do Pu	Extração com TBP - Purex	10 t/dia (?) (secreta.)	-	remota	1956

(1) SRP = Savannah River Plant.

(2) ICPP = Idaho Chemical Process Plant.

nas não serão computadas no mercado.

Atualmente a AEC se limita a reprocessar os combustíveis dos reatores de produção e pesquisa. Dentro do programa de pesquisas, a AEC está dirigida para reprocessar os combustíveis dos reatores avançados, particularmente dos LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor), dos HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor) e dos MSBR (Molten Salt Reactor).

O mercado relativo às empresas particulares é, atualmente, atendido somente por uma usina, sendo que existem outras em construção e planejadas.

Para implantação desta usina de propriedade privada, a AEC teve que propor um acordo contratual com alguns incentivos, para estimular as firmas particulares a entrarem no mercado /163/.

Face às peculiaridades do mercado, a AEC planejou esta indústria com características de monopólio devido ao fato de haver uma pequena quantidade de combustível dos reatores comerciais, disponível para o reprocessamento durante os primeiros anos de operação, o que tornava a operação de duas usinas competidoras completamente impraticável.

A "Nuclear Fuel Services Inc" propôs, então, o estabelecimento da primeira usina de reprocessamento privada a iniciar operação em 1966.

O contrato com a AEC garantia uma carga fixa de 95 t/ano (equivalendo a 125 dias de operação da usina por ano) durante os 5 primeiros anos de operação da usina. Em acréscimo, a AEC permitiu que a NFS fizesse contrato com cinco firmas do grupo IRG (Industrial Reprocessing Group - EUA) para recuperar o combustível dos seus reatores durante 15 anos, o que correspondia a

uma carga média de 40 - 50 t/ano (equivalendo a 90 dias de operação da usina por ano).

A segunda usina privada a ser instalada nos EUA pertence à GE. Esta tem um mercado garantido devido aos contratos feitos com os compradores dos seus reatores, e entrará em operação ainda este ano (1973).

A terceira usina com 5 t/dia, pertencente à "Allied-Gulf Nuclear Services", designada por "Barnwell Nuclear Fuel Plant", teve sua construção iniciada em 1971 e deverá entrar em operação em 1974.

Outras companhias que pretendem entrar no mercado são a "Atlantic-Richfield"; "National Lead"; "Gulf General Atomic" e "Jersey Nuclear". O objetivo da "Gulf General Atomic" será o de recuperar o combustível dos HTGR.

Algumas características técnicas destas usinas estão indicadas na tabela 5.4 e no apêndice B.

5.2.3 - Capacidade disponível para o reprocessamento nos EUA

Depois de terem sido discutidas a demanda e a oferta para o reprocessamento, torna-se necessário analisar a interligação das duas.

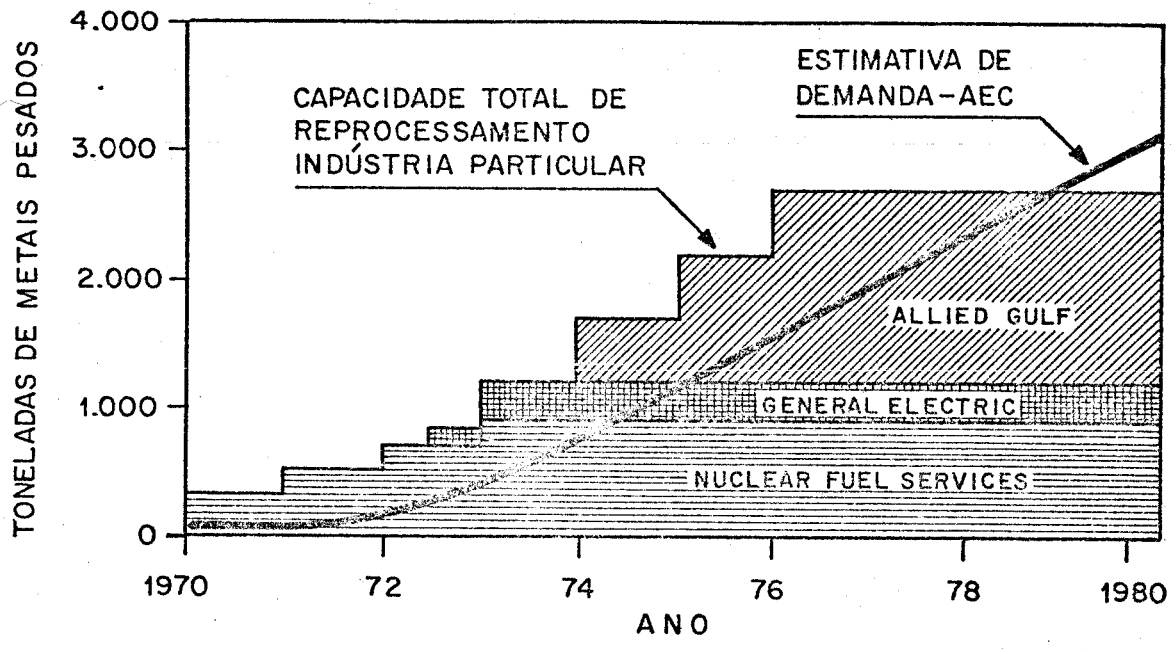
Na figura 5.2 /134/, acha-se representada a demanda e a capacidade disponível anual para a indústria de reprocessamento nos EUA. A curva é baseada na estimativa feita pela AEC da demanda, e os blocos mostram as capacidades das usinas já existentes e planejadas para entrarem no mercado.

Através desta figura conclui-se que a capacidade para reprocessamento, agora em existência ou pla

TABELA 5.4

CARACTERÍSTICAS DAS USINAS COMERCIAIS DOS EUA EM OPERAÇÃO, EM CONSTRUÇÃO E PLANEJADAS
/ 2, 7, 71, 107, 137 /

USINA	PROPRIETÁRIO	TIPO DE FUNCIONAMENTO	MÉTODO	CAPACIDADE (t DE U / ANO)		PRODUTOS	CUSTO (10 ⁶ \$)	MANUTENÇÃO	INÍCIO DE OPERAÇÃO	EMPREGADOS	ÁREA
				EXISTENTE	FUTURA						
WEST VALLEY (NFS) (1)	W. R. GRACE AMERICAN MACHINE & FOUNCHY	RECUPERAÇÃO DO COMBUSTÍVEL LEVEMENTE OU ALTAMENTE ENRIQUECIDO-VÁRIOS TIPOS DE COMBUSTÍVEIS.	CISALHAMENTO LIXIVIAÇÃO SEGUIDO EXTRAÇÃO SOLVENTE (PUREX)	300	900 (?)	UNH e PuNH	33 (QUANDO CONSTRUÍDA)	DIRETA	1966 1973 (?)	170 (APROX.)	13,36 km ² / 106 /
MIDWEST FUEL RECOVERY PLANT (MFRP) (MORRIS)	GENERAL ELECTRIC.	RECUPERAÇÃO UO ₂ (ENRIQ. ≤ 5%) REVESTIMENTO DE AÇO INOX OU Zr	AQUAFLUOR	300		UF ₆ , PuNH, NpNH	25 (APROX.)		MEADOS 1972	85-100	3,64 km ² / 107 /
BARNWELL NUCLEAR FUEL PLANT	ALLIED CHEMICAL NUCLEAR PRODUCTION CORP.	RECUPERAÇÃO DO UO ₂ DE BAIXO ENRIQUECIMENTO.	PUREX MODIFICADO		1500	UNH, UF ₆ , PuNH, NpNH	80 / /		1974	300	6,88 km ² / 106 /
ATLANTIC RICHFIELD (LEAD)	ATLANTIC RICHFIELD		PUREX		1500	UNH, UF ₆ , PuNH, NpNH	60 / /		1976		10,12 km ²



DEMANDA E CAPACIDADE DE REPROCESSAMENTO NOS
ESTADOS UNIDOS / 134 /

FIG. 5.2

nejada, excede à demanda estimada até o final desta década, quando, então, será necessária uma expansão para atender ao rápido crescimento da demanda neste período. Prevê-se, então, a instalação de usinas de 1500 t/ano que deverão atingir a plena carga de 5 em 5 anos (tempo de absorção - 4 anos) /7/.

A capacidade anual disponível para o reprocessamento nos EUA, considerando a existência de 5 usinas, pode também ser analisada na tabela 5.5/59,134,107/.

TABELA 5.5

Estimativas quanto à capacidade instalada e às necessidades americanas para o reprocessamento /59, 104, 107/.

Ano	NFS	GE	Allied	Atlantic Richfield	National Lead	Capacidade Total (t/ano)	Estimativa da demanda /NI 71/
1972	300					300	200
1973	600	300				900	400
1974	900	300	300			1200 - 1500	800
1975	900	300	600			1500 - 1800	1100
1976	900	300	900	300		1800 - 2400	1600
1977	900	300	1200	600	?	2400 - 3000	1900
1978	900	300	1500	900	?	3000 - 3900	2300
1979	900	300	1500	1200	?	3900 - 4200	2700
1980	900	300	1500	1500	?	4200 - 4500	3200
1981	900	300	1500	1500	?	4200 - 4500	3800
1982	900	300	1500	1500	?	4200 - 4500	4500

Até 1985, a pequena carga de combustíveis LMFBR deverá ser recuperada nas usinas de reprocessamento já existentes, sendo necessárias algumas alterações nas etapas de pré-extração. Usinas especiais para estes combustíveis só justificar-se-iam depois de 1985 /104/.

5.3 - Mercado para o reprocessamento na Europa

5.3.1 - Demanda em combustível irradiado na Europa

Baseado nos Relatórios da ENEA ("European Nuclear Energy Agency") /138/, que estimam a projeção da demanda nuclear na Europa Ocidental (tabela 5.6) e os tipos de reatores nucleares que atenderão a esta demanda, o grupo FORATOM ("Forum Atomique European") estimou a demanda para os serviços de reprocessamento dos vários tipos de combustíveis provenientes dos diferentes reatores nucleares.

TABELA 5.6

Estimativa da demanda nuclear para a Europa Ocidental /138/

A N O	C a p a c i d a d e				E n e r g i a			Fator de carga médio
	Média	Baixa	Alta	Taxa de cresci- mento (média p/5 anos)	Média	Baixa	Alta	
	GWe	GWe	GWe		GW- ano	GW- ano	GW- ano	
	1	2	3	4	5	6	7	8
1970	10	10	10	4	8	8	8	0,80
1975	40	40	40	2,75	32	32	32	0,80
1980	110	110	110	2,09	88	88	88	0,80
1985	230	218	242	1,70	177	168	186	0,77
1990	392	352	432	1,48	286	257	315	0,73
1995	580	504	656	1,38	397	342	453	0,68
2000	800	622	978	1,32	535	416	655	0,67
2005	1.060	770	1.350	1,27	688	500	876	0,65
2010	1.350	900	1.800		877	585	1.170	0,65

Em 1971, Marcus /139/ atualizou os resultados apresentados pelo grupo FORATOM e mostrou que

houve uma redução nas estimativas da demanda para o reprocessamento.

Subdividiu-se esta demanda considerando o mercado a curto prazo - 5 a 7 anos no futuro (incluindo 1976), tabela 5.7, e a longo prazo (1978 a 1988), tabela 5.8.

Com base nas experiências já adquiridas , considerou-se em média um atraso de um ano para se deter^uminar o mercado a curto prazo. No caso de implantação de reatores novos foi considerado um período de três anos entre a data de entrada deste e a primeira data para o reprocessamento /8,139/.

O desenvolvimento do mercado a longo prazo dependerá, entretanto, da introdução dos reatores rápidos.

Analisando estas tabelas conclui-se que a partir de 1980 a demanda para combustíveis dos reatores a água leve representa mais de 60% da demanda total dos combustíveis a óxido. A demanda para o combustível dos MGR é praticamente constante, desde que estes reatores não serão mais construídos, o reprocessamento poderá ser realizado nas usinas já existentes na França e Inglaterra.

Resumindo, pela análise da projeção da de^umanda para o reprocessamento, prevê-se uma rápida expansão na próxima década. Em 1975 a demanda será de 400 t/ano, em 1980 será de 2000 t/ano e em 1985 atingirá 4000 t/ano (sem considerar a demanda para MGR).

5.3.2 - Oferta de serviços de reprocessamento na Europa

As usinas atualmente existentes na Europa,

TABELA 5.7

Mercado a curto prazo para o reprocessamento na Europa. Capacidade nuclear instalada de 1972-1976 e quantidade de combustível a ser reprocessada de 1972-1976/139/.

Reatores (1)	1972		1973		1974		1975		1976	
	10 ³ MW	t	10 ³ MW	t	10 ³ MW	t	10 ³ MW	t	10 ³ MW	t
LWR	4,8	83	7,6	104	11,8	156	15,2	216	19,2	351
HWR	0,3	37	0,3	25	0,3	37	0,3	25	0,3	35
AGR	2,5	-	2,5	60	4,3	115	5,6	170	6,8	230
Total de Combustível a óxido	7,6	120	10,4	189	16,4	308	21,1	411	26,3	616
MGR	8,4	1929	8,4	2081	8,4	2211	8,4	2211	8,4	2111

(1) Fator de carga - 80%

TABELA 5.8

Mercado a longo prazo para o reprocessamento na Europa (1). Capacidade nuclear instalada de 1975-1985 e quantidade de combustível a ser reprocessada de 1978-1988 /139/.

Reatores (2)	1975 (1978)		1980 (1983)		1985 (1988)	
	10 ³ MW	t	10 ³ MW	t	10 ³ MW	t
LWR	15,2	532	60	2100	120	4200
HWR	0,3	28	2	200	5	500
AGR	5,6	252	13	585	15	675
Total de Combustível a óxido		812		2885		5375
FBR	0,6	21	2	70	10	350
HTR	-	-	3	45	20	300
MGR	8,4	1930	8	1840	8	1840

(1) As projeções adotadas para a capacidade nuclear instalada e a demanda de combustível irradiado para o reprocessamento foram baseados numa média entre as projeções baixa e alta de energia.

(2) Fator de carga 80%.

154

bem como algumas de suas principais características, estão indicadas, por país, na Tabela 5.9. A capacidade total disponível anualmente é tomada com base em 300 dias de operação por ano, exceto para algumas usinas em demonstração. Várias usinas têm capacidade para reprocessar diversos tipos de combustíveis, entretanto com taxas diferentes de produção.

A capacidade total disponível, anualmente, até 1978, para combustíveis a óxido, considerando algumas expansões, é dada pela tabela 5.10 /140/.

TABELA 5.10

Capacidade das usinas Européias de reprocessamento para combustíveis a óxido /140/

País	Usina	Capacidade em tU/ano				
		1966	1970	1974	(X)	1978
Bélgica	Eurochemic	100				
Alemanha	WAK		35 - 50			
Inglaterra	Windscale		300			
Itália	Eurex I		25			
França	La Hague			900		
Inglaterra	Windscale				300	
Itália	Eurex					300-600
		100	360	900	300	300-600
Capacidade Total		100	460	1360	1660	1960-2260

(X) Expansão prevista para a usina de Windscale.

A experiência para reprocessar combustíveis, dos FBR, tem sido obtida através de usinas pilotos, podendo os mesmos ser também reprocessados em algumas usi

CARACTERÍSTICAS DAS USINAS DE REPROCESSAMENTO DA EUROPA / 1,4,7,8,71/ — TABELA — 5.9

LOCALIZAÇÃO PAÍS	USINAS	PROPRIETÁRIO	OPERAÇÃO	TIPO DE COMBUSTÍVEL	REVESTIMENTO	PROCESSO		ENRIQUECIMENTO MÁXIMO	PRODUTOS	CAPACIDADE - t U/ano		CUSTO (10 ⁶ US\$)	INÍCIO DE FUNCIONAMENTO	TIPO DE MANUTENÇÃO		
						PREPARO DO COMBUSTÍVEL	EXTRAÇÃO POR SOLVENTE			Atual	Futura					
INGLATERRA	Windscale (2 USINAS)	UKAEA	UKAEA	MGR	Mg	Desencapamento Mecânico	Butex	5%	UNH, UO ₃	2 500	1 500	45	1964	Direta		
				AGR+LWR +HWR	Zr; A. Inox.	Desencapamento Mecânico	Purex	5%	PuNH	300	600	± 12	1970-77	Direta		
				FBR	A. Inox.										1980	Direta
				MTR	Al	Mecânico - químico	TBP	93%	UNH	5 a 10		~6	1958	Direta		
BÉLGICA	Eurochemic (Mol)	13 Países OCSE	Eurochemic	LWR+HWR	Al; Zr; A. Inox; Mg; V; Nb	Químico-H ₂ SO ₄ (Mg); Zirconex (Zr); Sulfex (Al); HNO ₃ ou NaOH (Al)	TBP	5%	UNH → UO ₂	100		23	1966	Direta		
				MGR												
				MTR	Al; Zr		TBP						1,5		1966	Direta
				LWR, HWR (prov. FBR)	Zr; A. Inox. etc.	Desencapamento Mecânico	TBP	3%	UNH, PuNH, NpO ₂	35-50		~15	1970	Direta		
FRANÇA	La Hague	CEA	CEA	MGR Pilhas	Mg	Desencapamento Mecânico	Purex	5%	UNH, PuO ₂	300-600		40	1966	Direta		
				EDF			TLA (Pu)									
				LWR-HWR									900	(+9)	1974	Direta
				FBR											1974	Direta
ITALIA	AT-1 Marcoule ITREC	CEA	CEA	FBR - RAPASODIE REATORES ST. G. 1, 63	A. Inox.	Desencapamento Mecânico	TBP					6	1968	Direta		
				Th-U HTGR			Purex					300-600			1958	Direta
				MTR	Al	Desencapamento Mecânico	TBP	10%	Óxido, Óxido, Nitrato	15-30 kg/dia				9,3 (~10)	1969 ?	Teleco-mandada
				LWR	Zr. A. Inox, Mg.	Desencapamento Mecânico	TBP	5%	UNH, UO ₃ PuO ₂	25 (12 c/reciclagem do Pu)				10	1970	
ESPANHA	Eurex-1	CNEN	CNEN	MTR	Al	Desencapamento Mecânico	Eurex(TCA)	93%					1970			
				LWR	Zr. A. Inox, Mg.	Desencapamento Mecânico	TBP	5%							1970	
				MTR	Al	Desencapamento Mecânico	Purex						300-600	48 a 56	1978	Direta
				MTR	Al	Desencapamento Mecânico	Purex						~100 kg/ano	0,5	1967	Direta
ESPANHA	M-(Moncloa)	JEN	JEN				Purex					2	1971-72	Direta		
							Purex					5-20 (kg/dia)			1980 (?)	Direta

- 150 -
nas comerciais como está indicado na tabela 5.9.

No apêndice B serão descritas algumas ca
racterísticas das usinas atualmente em operação nos vá
rios países da Europa.

5.3.3 - Capacidade disponível para o reprocessamento na Europa

A capacidade total das usinas de reproces
samento existentes na Europa excede bastante a demanda pa
ra este serviço. Tal situação é consequência do atraso na
construção das centrais nucleares, do cancelamento de
outras e, em alguns casos, devido a um aumento na taxa
de irradiação, implicando numa menor quantidade de com
bustível descarregado.

Outro fator importante é que cada país im
plantou a sua usina de reprocessamento, sem considerar a
possibilidade de integração com outros países.

Como foi ressaltado no item anterior, atual
mente existem três usinas de reprocessamento operando em
escala comercial (na Inglaterra, França e Bélgica) e ou
tras usinas em escala piloto. A usina Eurex-2 (Itália)
está em construção e algumas estão em expansão.

Na figura 5.3 está indicada a capacidade
total anual para o reprocessamento na Europa (baseado nas
usinas já existentes e planejadas) para atender à demanda
de reprocessamento até 1980 /139-141/.

O excesso na capacidade instalada e a ne
cessidade de um planejamento para instalação de futuras
usinas, isto é, com capacidades que conduzam a um baixo
custo de reprocessamento, fez com que um grupo de especia
listas dos países constituintes do FORATOM se reunissem
para estudar a melhor alternativa a ser seguida no futu

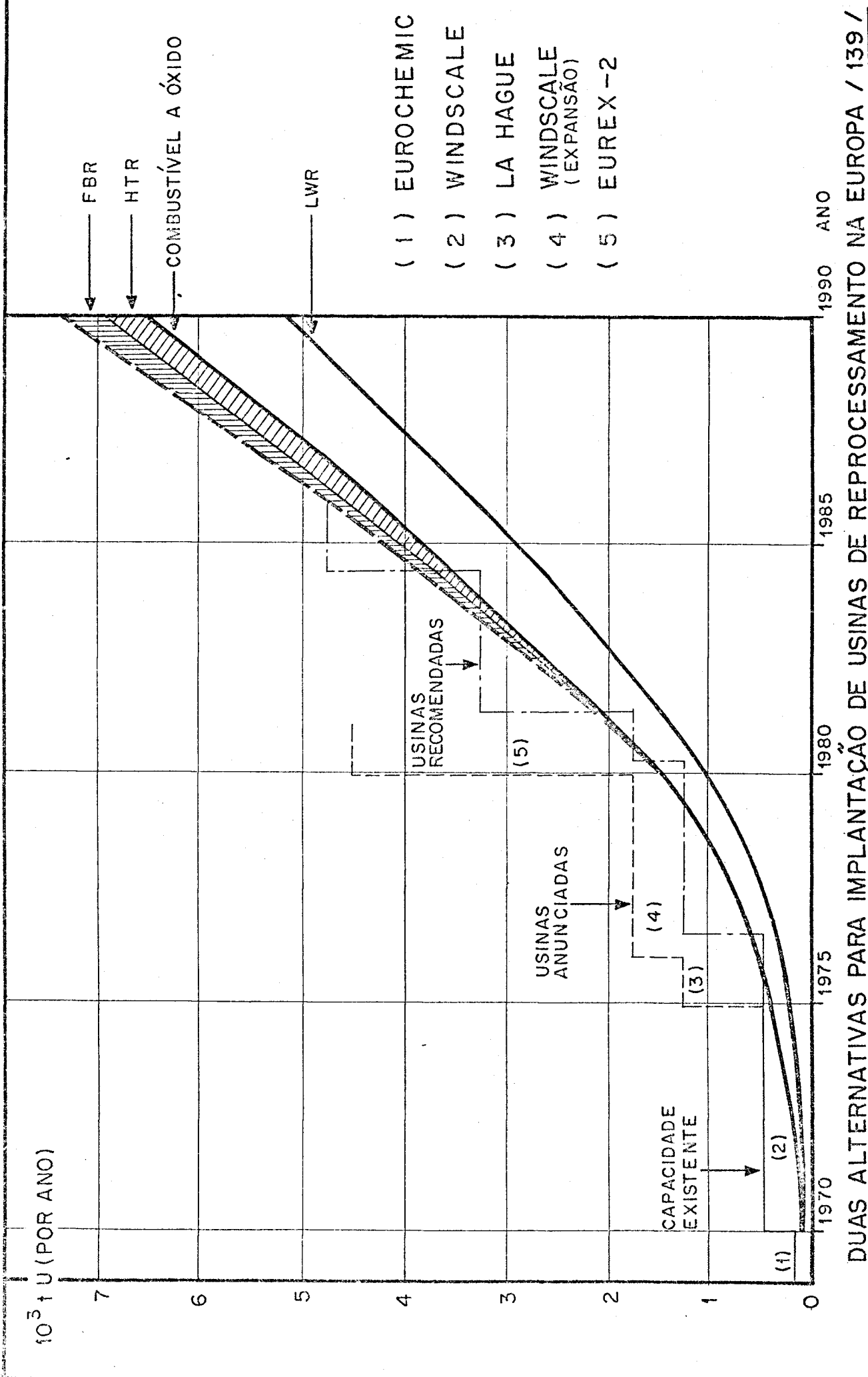


FIG. 5.3

DUAS ALTERNATIVAS PARA IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO NA EUROPA / 139 /

ro. Concluíram que deve haver uma coordenação e otimização, das usinas já existentes, e um acordo na política de expansão de novas usinas para assegurar serviços de reprocessamento eficientes e econômicos na Europa, durante um longo período, de maneira tal que se consiga preços competitivos com os dos EUA, a longo prazo. Os países deverão engajar-se num programa de cooperação internacional tendo em vista a pequena dimensão dos mercados nacionais. Assim, as expansões nas usinas já existentes e a implantação das novas usinas já planejadas deverão ser realizadas somente depois que a situação do mercado as justificarem /8/.

Se esta colaboração entre os países se concretizar, as futuras instalações, a serem construídas a partir de 1980, poderão ter capacidades da ordem de 5 t U/dia, sendo implantadas de 3 em 3 anos. Tal seqüência, recomendada pelo grupo FORATOM, está indicada na figura 5.3 (escala em linha cheia).

Baseadas nestas conclusões, a França (CEA)(1) Inglaterra (BNFL)(2) e Alemanha (K.E.W.A.) (3) assinaram um acordo em outubro de 1971, criando uma sociedade (4) comum de comercialização "United Reprocessors G.m.b.H."

-
- (1) As instalações do CEA ("Commissariat a L'Énergie Atomique") englobam as usinas de reprocessamento de "La Hague" e "Marcoule".
 - (2) A B.N.F.L. ("British Nuclear Fuels Ltd") foi criada em 1971 e agrupa a usina de fabricação de combustíveis e as operações de reprocessamento anteriormente controladas pela U.K.A.E.A., (Usina de Windscale).
 - (3) A K.E.W.A. (Kernbrennstoff Wiederaufarbeitungs Gesellschaft mbH) é uma sociedade criada recentemente tendo com objetivo unir os interesses comerciais relativos ao reprocessamento dos combustíveis de vários tipos de reatores.
 - (4) O capital social desta sociedade é repartido igualmente entre os três constituintes dos serviços de reprocessamento dos combustíveis nucleares a óxido, "United Reprocessors G.M.b.H."

As decisões mais importantes tomadas pelo acordo, para evitar algum obstáculo futuro, são /142,143/

- retardar a realização do projeto alemão até o dia em que as necessidades justificarem tal realização, que será por volta de 1980;
- retardar as eventuais expansões das usinas francesas e inglesas, tal que permita uma saturação mais rápida da usina alemã;
- deixar o acordo aberto aos grupos industriais pertencentes a outros países que tenham interesse no reprocessamento dos combustíveis a óxido e aceitar as imposições feitas com os três co-signatários iniciais.

5.4 - Usinas existentes em outros países

A Índia, o Japão e a Argentina possuem atualmente usinas de reprocessamento em escala piloto. O início de operação das usinas em escala comercial no Japão e na Índia está previsto para 1974. Por não se ter maiores conhecimentos do mercado destes países, estas capacidades não serão computadas como potencial para atender à demanda de reprocessamento do Brasil. Alguns detalhes destas usinas estão salientados no Apêndice B.

5.5 - Aspectos econômicos

5.5.1 - Introdução

A análise do mercado europeu e americano, para o reprocessamento, mostrou que a capacidade instalada atual excede bastante a demanda. O preço atual para os serviços de reprocessamento é muito influenciado por esta subprodução. Este fato torna-se mais grave na Europa, onde já existe uma usina de grande capacidade, "Windscale", e

outras usinas menores. Para que estas últimas possam competir no mercado, devem ser subsidiadas, pois os preços do mercado situam-se abaixo de seus custos de produção (... "dumping") /7,144/. As grandes usinas existentes se beneficiam do baixo custo de investimento na época de construção e baixo custo de depreciação devido às condições especiais de financiamento então vigentes /8/.

Por outro lado, em face, também, da sua longa experiência, estas usinas têm maiores possibilidades de atenderem contratos para reprocessamento a longo prazo. Isto pode significar um risco de que os preços permanecem ainda num nível baixo.

A seguir serão discutidos os preços atualmente adotados na Europa e nos EUA e a evolução futura.

5.5.2 - Preços adotados nos EUA e na Europa

A usina de Windscale, por ser a maior usina em operação, apresenta baixos preços, com os quais nenhuma outra instalação européia pode concorrer no momento. Com base nos contratos já realizados e em várias referências /2,7,59/, pode-se esperar um preço de 20 - 26 \$/kg U (sem transporte).

Com o novo contrato assinado com a França e Alemanha não se sabe se a Inglaterra vai oferecendo estes preços. Caso se baseie numa capacidade média de 2, t/dia, o custo deverá ser de 45 \$/kg em 1980 /7/.

Nos EUA a situação é similar quanto a um excesso na capacidade instalada e planejada, mas os preços estão a um nível mais realista (quase o dobro da Europa), tendo em vista que se baseam somente na usina da NFS (300 t/ano) e são da ordem de 32 \$/kg de U (incluindo manipulação dos resíduos) /2,7,59/. Acrescentando o

custo de transporte, 15 \$/kg U, corresponderá um custo total de 47 \$/kg U.

Tendo como base a opinião de J. Adar/145/, os custos totais de transporte e reprocessamento, de acordo com condições dos EUA, para um país em desenvolvimento, deverão estar em torno de \$ 50/kg U, o que aliás é o valor previsto em diversos trabalhos por FURNAS-Centrals Elétricas S/A /12/.

5.5.3 - Evolução futura

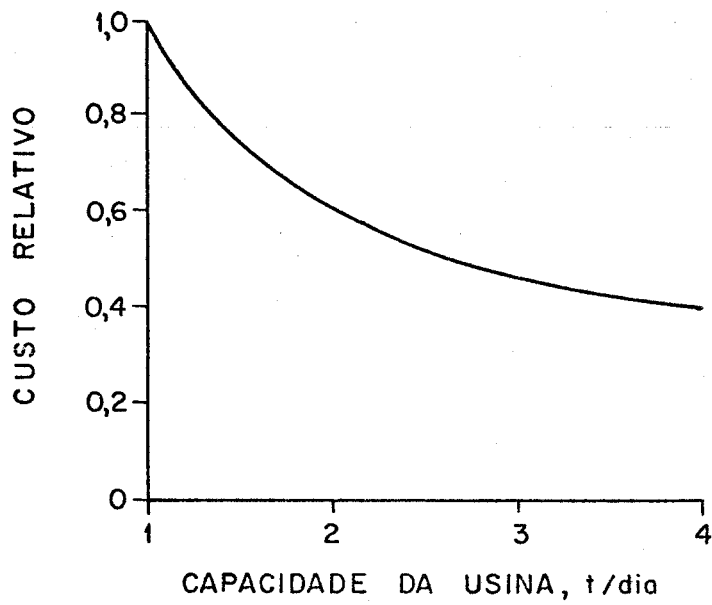
Espera-se que, na próxima década, com o aumento das capacidades das usinas e melhor planejamento na utilização destas, haja uma redução nos custos de reprocessamento de, aproximadamente, 25% em relação aos preços atuais /146/.

Uma análise econômica feita por Gupta/147/ mostra que os custos podem se reduzir de 40%, caso a capacidade de produção da usina for duplicada e, de 55%, se triplicada. Estes resultados concordam perfeitamente com as estimativas de outros países. Um confronto destes custos relativos pode ser feito pela figura 5.4 /146/.

Na Europa, se se basear em usinas com capacidades médias de 2 e 5 t U/dia, os custos implicarão em \$ 46/kg U e \$ 26/kg U, respectivamente /7/.

A demanda para o reprocessamento nos EUA, depois de 1980, será quase o dobro da Europa, excluindo o combustível dos MGR e reatores de produção de plutônio. O preço que se prevê, para o mercado americano atender tal demanda, baseia-se em usinas de 1500 t/ano. Entretanto, conforme a referência analisada, estas previsões variam muito (vide tabela 5.11).

O trabalho da AEC /9/ analisou a influên



CUSTOS RELATIVOS DE REPROCESSAMENTO / 146 /

FIG. 5.4

cia nestes custos, se se admitir a entrada de usinas com capacidades superiores a 5 t/dia. Os resultados estão representados na figura 5.5. Vê-se que se chega a uma diferença nos custos de até 60%, mas resta provar a viabilidade de instalações destas usinas de grande porte.

Com base no que foi ressaltado acima, pode-se esperar os seguintes preços (sem transporte) a partir de 1979, época em que o Brasil deverá necessitar de tais serviços:

- Europa - 26 a 46 \$/kg;
- Estados Unidos - 20 a 26 \$/kg.

Deve-se, entretanto, prever mais cerca de 15 \$/kg U, para transporte do combustível irradiado do Brasil ao país de reprocessamento.

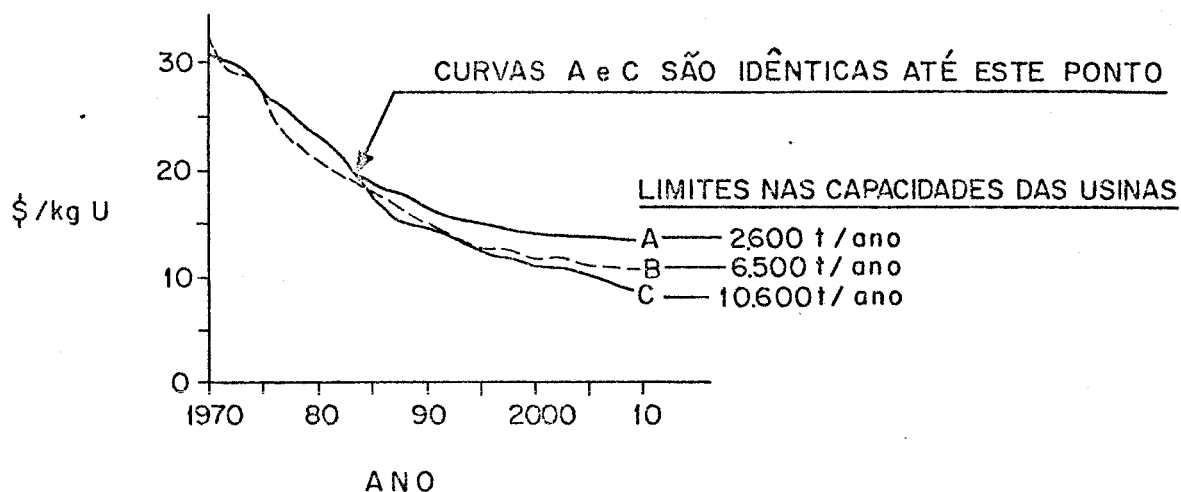
TABELA 5.11

Estimativas do custo do reprocessamento químico do combustível dos reatores a água leve (1) (\$/kg de U)

Ano	Referências					
	/9/	/59/	/61/		/148/	/146/
			(LWR somente)	(LWR-LMFBR)		
1970	30,87	31,30	31,50	31,50	31,50	
1975	26,80		27,44	27,44	30,30	30,50
1980	22,01	14-24 ⁽²⁾	18,79	18,79	23,30	23,60
1985	16,66		14,76	14,76		19,20
1990	13,09		12,31	13,16		
1995	11,55		9,95	13,16		
2000	9,65		9,83	13,16		

- (1) Incluído custo para tratamento dos resíduos.
 (2) Com base no custo de \$ 14/kg para 3 usinas de 5 t/dia a uma taxa de encargos fixos de 22% e \$ 24/kg para 5 usinas de 3 t/dia com taxa de encargos fixos de 30%.

OS PREÇOS SÃO EM RELAÇÃO A DÓLARES DE 1967 E INCLUEM O TRATAMENTO DOS RESÍDUOS.



ESTIMATIVAS DOS PREÇOS DO REPROCESSAMENTO QUÍMICO DO COMBUSTÍVEL DOS LWR / 9 /

FIG. 5.5

5.6 - Atendimento das necessidades brasileiras

5.6.1 - Introdução

Após ter-se discutido o mercado de reprocessamento no exterior, serão analisadas as possibilidades de utilização de tais serviços para atenderem à demanda nacional de reprocessamento.

Inicialmente serão analisados os contratos já realizados com outros países e, depois, os problemas provenientes de tal solução, como o transporte, implicações econômicas e políticas.

5.6.2 - Viabilidade técnica

A experiência tem mostrado que os países, possuidores de usinas de reprocessamento em escala comercial, têm feito vários contratos de prestação de serviços de reprocessamento com os países deficitários de tais serviços.

As razões que geralmente levam a tal situação são devidas principalmente a não viabilidade de instalação de usinas de reprocessamento nestes países, considerando-se, sobretudo, a pequena demanda inicial.

Como exemplo, a UKAEA, possuidora da usina de Windscale, tem sido muito ativa no atendimento de serviços de reprocessamento de combustível de vários países, tendo firmado contratos com a Itália (40 t de combustível de um BWR - reator Garigliano); Japão (160 t de combustível de um reator Magnox - usina Tokai); Canadá (5 t de combustível de um reator CANDU, usina NPD); Espanha (28 t de combustível de um reator PWR, usina Zorita); Suécia (70 t de combustível a partir de 1972) e com a Suíça (combustível de um reator PWR, usina NOK) /1,2,149/.

A UKAEA e as companhias de eletricidade americanas, através de um acordo bilateral e levando em consideração problemas de salvaguardas, consideraram a possibilidade destas últimas enviarem o combustível para ser reprocessado em usinas na Inglaterra (os preços da UKAEA sendo de \$ 20/kg de U para o reprocessamento e \$12/kg de U para transporte e manipulação o que é, num total, um preço competitivo com o da NFS). Entretanto, a USAEC atualmente não tem intenção de emendar o acordo bilateral para permitir o reprocessamento do combustível americano fora dos EUA, pois as suas instalações estão subutilizadas /1,2,59/.

A usina da "Eurochemic" já reprocessou, através de contratos, combustíveis de vários países, como: Alemanha (combustível de um BWR, usina Wak); Bélgica (combustível de um PWR, usina Br-3); Noruega (combustível de um BHWRI, usina Norway); Suécia (combustível de um PWRI, usina Ringhals 1); Itália (combustível de um PWRI, usina Trino Vercellese); França (contrato para reprocessar 6 t do combustível da usina NPD do Canadá, para recuperação do plutônio, para utilização no protótipo rápido Rapsodie) e Suíça (até 1980, para recuperar, combustível da central de Muhleberg, reator BWR1) /1,2/.

Os termos destes contratos não são muito divulgados devido a uma incerteza que existe neste mercado. Entretanto, deve-se pensar nos seguintes pontos para contratação de serviços:

- preços de tais serviços;
- quantidade de combustível total a ser reprocessado e quantidade por batelada;
- período de prestação de serviços;
- taxa de recuperação dos elementos físséis assegurados pela instalação;

- disponibilidade para recuperar outros elementos (por exemplo o netúnio);
- forma em que os produtos são recuperados;
- disponibilidade da usina para transformação destes produtos para futura reciclagem, reenriquecimento ou venda;
- destino e propriedades dos produtos de fissão.

De todos os itens relacionados acima, o único de que se tem algum conhecimento é relativo ao preço dos serviços. Assim o contrato da UKAEA com o Japão está em torno de \$ 41,6/kg de urânio, incluindo transporte e seguros. Com a Espanha, para reprocessar 28 t de combustível de um PWR, o contrato total foi de \$ 600.000 (ou seja \$ 21,43/kg de U), mas não se sabe os itens que foram considerados.

Um ponto muito importante é relacionado com o destino dos produtos de fissão. Em geral, nos custos de reprocessamento já estão incluídos os custos do tratamento e estocagem dos resíduos. Logo, supõe-se que estes ficariam de posse da instalação. Futuramente, com o aumento da capacidade das usinas e devido à grande quantidade de resíduos radioativos poderá vir a ser de obrigatoriedade do utilizador o destino destes resíduos.

Se tal situação se concretizar, logicamente aumentarão os encargos destes serviços, tendo em vista os custos de solidificação dos resíduos e transporte para disposição final no território do possuidor do combustível.

5.6.3 - Problemas de transporte

No item 2.3 foram ressaltados os problemas relativos ao transporte do combustível irradiado. Ten

do em vista os altos custos relacionados com esta etapa têm sido feitos vários estudos dando ênfase aos problemas técnicos, de segurança e econômicos. Muitos países têm mostrado interesse no sentido de determinar meios mais eficazes de transporte e estreitar a colaboração entre organismos oficiais e internacionais e empresas transportadoras, no sentido de se facilitar a travessia destes combustíveis através de vários países.

O órgão encarregado de coordenar estes trabalhos é a Agência Internacional de Energia Atômica. Em 1961 foram publicadas as primeiras regulamentações /54,55/ e em 1964 e 1966 foram feitas algumas alterações /55/.

Para se fazer, então, o transporte intercontinental tem de ser obedecida severa legislação neste sentido e se exigirá uma colaboração internacional.

Como foi mostrado no item 2.3, tal operação intercontinental implicará em cerca de 15\$/kg U /12/. Mas existem penalizações quando se envia pequenas bateladas de combustível para serem reprocessadas no exterior.

5.6.4 - Implicações econômicas e políticas

Para se chegar a uma conclusão das vantagens de se adotar a política de enviar o combustível irradiado para ser reprocessado fora do Brasil, deve-se inicialmente comparar os preços do mercado externo com os possíveis preços do mercado interno.

Além disso, deve-se analisar as razões políticas de se instalar uma usina nacional como:

- assegurar independência do ciclo;
- desenvolvimento e aperfeiçoamento da tecnologia de reprocessamento;
- formação de pessoal;

- libertação da concorrência externa;
- salvaguardas.

A instalação de usinas piloto serviria em parte para alcançar estes objetivos por um curto período.

Desde que não seja viável economicamente a construção de usinas de reprocessamento no Brasil por um certo período de tempo, deve ser então estudada a possibilidade de execução de tais serviços no exterior.

Nos itens anteriores foram relacionadas as usinas de reprocessamento capazes de oferecer tais serviços em escala comercial, principalmente considerando que estão subutilizadas.

O Brasil necessitará de tais serviços por volta de 1980, época em que a situação do mercado já estará bem modificada (vide figura 5.2 e 5.3), havendo inclusive incerteza neste mercado.

Neste trabalho, adotou-se como referência uma média entre os preços atualmente adotados pela MFS (aprox. 50 \$/kg, com o transporte) e nos contratos feitos pela UKAEA para a usina de Windscale (tabela 5.12).

Assumiu-se então o preço de 47 \$/kg, valor médio que concorda com as estimativas dos EUA e da Inglaterra.

TABELA 5.12

Contratos feitos pela UKAEA para o reprocessamento
do combustível irradiado

País	Tipo de Combustível	Custo Unitário (\$/kg U) na época do contrato -1968	Custo Unitário (\$/kg) referente a 1972 (1)	Referências
Japão	Magnox	41,6 (2)	54,0	/2,71/
EUA	LWR	32,0 (3)	41,6	/2,59/

(1) Estes custos foram atualizados para 1972 utilizando-se índices da "Engineering News Records - Building Cost Index" /102/.

(2) Valor para o reprocessamento incluídos seguros e transporte.

(3) Valor para o reprocessamento, incluído custo de transporte de 12 \$/kg.

CAPÍTULO VI

Fatores técnicos e econômicos para o reprocessamento do combustível irradiado

6.1 - Introdução

Após ter-se discutido nos capítulos anteriores os problemas tecnológicos, as vantagens, demanda e mercado para o reprocessamento, serão analisados neste capítulo os fatores técnicos e econômicos que serão adotados nos estudos de implantação da indústria de reprocessamento no Brasil.

Portanto, o objetivo deste capítulo é o de gerar um conjunto de parâmetros técnico-econômicos, baseados na bibliografia disponível, e que serão utilizados nos capítulos subsequentes.

Inicialmente serão examinados alguns parâmetros que influenciam na estimativa para introdução de usinas, como a sua capacidade, vida útil, e encargos fi

172 -
nanceiros. Em seguida serão analisados os custos relacionados com tal tipo de indústria.

Devido ao vulto das operações e às complicações decorrentes da alta atividade, o tratamento dos combustíveis irradiados é relativamente oneroso, exigindo um alto investimento.

Os encargos anuais incluem a parcela relativa à amortização das despesas de investimento, os custos de operação e os custos de manipulação dos resíduos radioativos.

Será analisado, também, como o custo unitário diminui com o aumento da capacidade e aumenta quando a usina opera a baixa capacidade, face às penalizações devidas à subprodução. Desta maneira o planejamento da expansão das usinas é um problema típico de otimização, que visa a balancear estas duas tendências opostas.

6.2 - Capacidade das usinas /8,9,31,59,95,102,110,150/

A determinação das capacidades das usinas de reprocessamento a serem construídas para atender a um mercado crescente, com o tempo, é uma tarefa difícil, principalmente em vista do alto investimento de capital. Há sempre um compromisso entre o ganho resultante, devido às grandes unidades, isto é, às economias de escala, e as penalizações resultantes do baixo fator de carga (baixa utilização).

Por envolver vários parâmetros, a determinação da capacidade instalada é feita quase sempre utilizando programas de computador, com o condicionamento de atender à demanda de serviços ao longo do tempo. Qualquer solução é influenciada pelas considerações feitas (parâmetros fixados) e pelas taxas de crescimento de demanda

adotadas.

Apesar de a demanda em combustível irradiado ser um dos fatores mais importantes na determinação da capacidade das usinas, há sempre uma incerteza nestas projeções. Assim, sempre que possível deve-se adotar uma faixa de demanda, definida por limites superior e inferior.

As estimativas de demanda são feitas através da combinação das projeções para instalação de reatores, das descargas destes e das datas em que o material estará disponível para o reprocessamento. No caso brasileiro, estas estimativas foram obtidas pela utilização do programa PAPAS /18,131,132/.

Por outro lado, a demanda depende da estratégia de reatores a ser adotada, problema que se complica para os países que estão iniciando-se no campo nuclear.

Desta forma, com o desenvolvimento do sistema de reatores avançados, a projeção nuclear poderá mudar significadamente num certo período de tempo. Isto faz com que seja justificável a construção de usinas polivalentes.

Conforme as distâncias entre as centrais nucleares, a capacidade ótima de uma usina de reprocessamento é também determinada pela comparação entre os custos de reprocessamento e de transporte do combustível irradiado, da localização dos reatores e do estado de desenvolvimento dos processos de separação na época da decisão.

Existem também limitações tecnológicas nas capacidades devido aos riscos de obsolescência e problemas de segurança.

Além dos fatores relacionados acima, tem-

se que considerar ainda: capital disponível para a construção das usinas; custo de processamento para as várias capacidades; influência do fator de carga das usinas; custo de manipulação de diferentes tipos de combustível na mesma usina e influência do rejeito dos resíduos, solidificação e transporte dos mesmos.

Deve-se ressaltar, também, que o planejamento de instalação das usinas de reprocessamento poderá sofrer alterações levando-se em conta as seguintes considerações:

- a vida das usinas antigas pode ser prolongada;
- desde que não haja mercado para os elementos a serem recuperados, não haverá penalizações devido ao inventário do combustível estocado;
- as usinas pilotos, se existirem, poderão ser usadas durante o período de máxima demanda;
- considera-se em geral que a usina operará de 260 - 300 dias por ano (em alguns casos poder-se-á fazer um aumento nos dias de operação da usina).

Na determinação das capacidades ótimas das usinas de reprocessamento deverão ser ponderados todos os fatores indicados acima. A seguir serão feitas maiores considerações a respeito de certos fatores.

6.2.1 - Implicações tecnológicas e econômicas

Mesmo dentro de esquemas otimizados para a expansão das capacidades das usinas, há fatores que poderão influenciar a adoção destes, alterando, completamente, os resultados. Assim, numa indústria como a de reprocessamento do combustível irradiado, cujo desenvolvimento é recente e cujo progresso tecnológico pode ser frequente e revolucionário, podem surgir modificações com

pletas. Isto porque os processos atualmente em uso estão ainda sofrendo evoluções, existindo alguns altamente desenvolvidos mas que não estão ainda provados em escala industrial.

Desta maneira, deve-se limitar a capacidade da usina de modo a se diminuir o risco de se construir uma grande usina que logo se torne obsoleta, antes mesmo de se atingir toda a sua capacidade de produção.

Com o amadurecimento deste tipo de indústria, e com a estabilização das técnicas usadas, torna-se evidente que devem ser construídas usinas maiores, beneficiando-se da economia de escala.

As opiniões, a respeito da capacidade máxima possível para uma usina de reprocessamento, divergem nos vários trabalhos analisados. O grupo "Reprocessing Task Force" /9/ acha possível a construção de usinas de reprocessamento com capacidade até de 10 t/dia para combustíveis provenientes dos reatores LWR. Outros especialistas /8,9,102/ julgam necessária a duplicação de certos equipamentos para usinas com capacidade superior a 5 t/dia (dissolvedores paralelos) e certas precauções quanto à criticalidade. É indispensável, também, a automação e melhoramentos nas etapas de recepção, desencapamento e dissolução do combustível. Em geral, a tendência atual é de considerar-se a limitação em 5 t/dia.

No caso da Europa, por exemplo, determinou-se que uma usina de reprocessamento, para ser econômica, deverá ter capacidade entre 900 a 1500 t/ano, capaz de atender a uma capacidade nuclear instalada de 27 000 a 45 000 MWe de centrais com reatores a água leve.

Quando não se limita a capacidade das usinas pode-se chegar a conclusões irreais, pelo fato de que os fatores de escala podem não ser válidos para capacidade

des muito grandes, podendo haver ainda limitações quanto ao local e outras considerações. É, entretanto, importante determinar economicamente quais os limites que são realmente aplicáveis ao problema.

Neste trabalho será considerada a possibilidade de instalação de usinas com a capacidade a partir de 0,5 t/dia até 5 t/dia. Caso não haja demanda que justifique a implantação de usinas com a capacidade mínima recomendada (0,5 t/dia), admitem-se as hipóteses de estocagem ou reprocessamento do combustível no exterior até que a demanda atinja um valor tal que permita a instalação desta capacidade mínima, obedecendo um certo tempo de absorção em que a usina não opera a plena carga.

6.2.2 - Segurança /102,151/

O limite superior para a capacidade de uma usina tem relação com a proximidade de centros populacionais e certos fatores como clima, geologia, hidrologia, etc.

A seleção quanto ao local é ocasionada pelo limite máximo permissível de rejeito de resíduos gasosos radioativos, liberados ao se fazer a dissolução do elemento combustível e pela contaminação radioativa, devido ao trítio em tanques de resfriamento com água residual.

Os resíduos gasosos de importância são o Iodo (I-131), Criptônio (Kr-85) e, em alguma extensão, o Xenônio (Xe-133). O iodo pode ser removido pela lavagem da solução ou filtração, e os gases nobres podem ser absorvidos em carbono ou sílica gel localizados em filtros.

6.2.3 - Enriquecimento e criticalidade /31,59,94/

O enriquecimento é o parâmetro básico, relacionado com a criticalidade, e a partir do qual se determina a dimensão principal do equipamento como, por exemplo, o diâmetro da coluna de extração.

A influência da criticalidade depende muito da filosofia adotada. Equipamentos seguros pela geometria ou pela localização de absorvedores de nêutrons, como venenos, aumentam o investimento mas simplificam a operação. Em geral se utiliza cádmio ou chumbo borado como revestimento dos vasos e ácido bórico como veneno solúvel nas soluções processadas.

Os equipamentos convencionais necessitam de controle do processo, principalmente dos parâmetros: concentração e massa ou da quantidade de veneno solúvel e necessitam de instrumentação adicional.

Nas usinas especialmente previstas para tratar o urânio natural ou levemente enriquecido, pode ser garantida a segurança nuclear pelas limitações de massa ou de concentração, que diminuem a capacidade de tratamento das instalações.

A variação da capacidade da usina com o enriquecimento pode ser melhor entendida tomando como exemplo a usina da NFS (vide tabela 3.2), prevista para recuperar principalmente combustíveis de baixo enriquecimento dos reatores a água. Vê-se que a carga diária diminui rapidamente com o aumento do enriquecimento, logo, haverá um acréscimo no custo do reprocessamento. Este acréscimo é justificável, pois o material recuperado terá um valor maior.

Para a usina da "Eurochemic", baseando-se na experiência, extrapolaram-se os resultados e mostrou-

se a interdependência entre o enriquecimento, capacidade e custos de investimento, conforme se verifica na tabela 6.1 /31/.

Tabela 6.1

Influência do enriquecimento e capacidade da usina nos custos de investimento /31/

Capacidade Enriquecimento	≤ 800 kg U/dia	> 800 kg U/dia
2,6 - 5%	A criticalidade tem uma pequena influência nos custos totais.	Devido às limitações quanto à criticalidade, um aumento na produção pode ser conseguido somente pela duplicação de equipamentos e não mais por amplificação. Então há uma influência muito grande da criticalidade na pré-extração, extração, purificação final e estocagem.
1,6-2,6%	A produção e capacidade não são diretamente interligadas com a criticalidade, a não ser que a concentração da solução contendo urânio seja superior a 400gU/litro, que é a concentração limite para o processo. Nestes casos pode-se então fazer um controle da concentração.	
< 1,6%	Não há limitações na criticalidade, desde que o fator de multiplicação para a solução de nitrato de urânio seja sempre menor que 1 para este enriquecimento.	

6.2.4 - Transporte do combustível irradiado

No caso brasileiro o fator transporte não será tão importante quanto à limitação das capacidades das usinas, já que o complexo de centrais nucleares deverá se situar na Região Sudeste (pelo menos uma fração considerável 80-90%). As distâncias médias não deverão então

ultrapassar 500 km.

Se ocorrer a entrada de usinas nucleares em outras regiões, deve ser feita uma análise das vantagens em se construir uma usina de pequeno porte e o custo de transporte até a Região Sudeste, onde já deverá haver alguma usina de reprocessamento naquela época.

6.3 - Fator de escala

Os decréscimos nos custos médios decorrentes de aumentos na capacidade de produção ou tratamento da indústria correspondem às chamadas economias de escala. A expressão que representa as economias de escala é definida como:

$$\frac{C_2}{C_1} = \left(\frac{X_2}{X_1} \right)^b \quad \text{ou} \quad C_2 = \left(\frac{X_2}{X_1} \right)^b C_1, \quad \text{onde:}$$

C_1 = investimento necessário para produzir (tratar) X_1 ;

C_2 = investimento necessário para produzir (tratar) X_2 ;

b = exponencial empírica que varia de indústria para indústria e representa o fator de escala.

Assim, o fator de escala é definido como a potência à qual deve ser elevada a capacidade da usina nas relações que expressam as variações dos custos com a capacidade.

Podem ocorrer três hipóteses /152,153/:

- se $b = 1$ a expansão ótima seria uma série de usinas de capacidade mínima possível, construídas somente quando necessárias para atenderem à demanda. Neste caso, não existem economias nem deseconomias de escala;
- se $b < 1$, existe economia de escala e o problema de encontrar o modo de expansão ótima torna-se

matematicamente interessante, considerando que o valor do dinheiro varia com o tempo. A variação do dinheiro com o tempo concorre para que se atrase todos os investimentos o mais possível, tal que se construa uma usina menor no lugar de uma maior. Neste caso há, então, um compromisso entre o valor do dinheiro com o tempo e a economia de escala. A seqüência ótima pode ser calculada por vários métodos;

- se $b > 1$ existem deseconomias de escala, sendo então preferível a instalação de unidades de produção menores.

As economias de escala podem ser identificadas em estudos empíricos, de diferentes maneiras, seja através do estudo dos custos efetivos de empresas de tamanhos diferentes, seja mediante a projeção dos custos de diferentes fábricas, em escalas alternativas, à base de informações técnicas /152/.

Na indústria de reprocessamento, como será visto no item 6.6, as economias de escala são bastante sensíveis. Os fatores técnicos mais importantes influenciando a economia de escala neste caso são: necessidade de instrumentação cara (como blindagem contra as radiações e equipamentos com operação remota que são independentes da capacidade da usina, devendo o projeto incluir dispositivos para limitação de problemas com a criticidade em qualquer etapa do processo); maior produtividade por homem ocupado, pois há predominância de mão-de-obra de supervisão ou indireta (operações remotas), etc. /8, 152/. Então surgem economias tecnológicas, pois a maior escala de produção permite uma poupança de insumos por unidade de produção.

As economias pecuniárias face à operação em maior escala proporcionam uma baixa nos preços dos fa

tores ou insumos e nos custos de comercialização, devido ao menor custo da inversão por unidade de capacidade instalada, isto é, o valor da inversão total cresce menos que proporcionalmente ao aumento de capacidade instalada.

O fator de escala utilizado para se determinar o investimento para uma usina de reprocessamento varia de acordo com a referência, já que estes traduzem de certa forma o grau de desenvolvimento tecnológico do processo considerado.

No trabalho da AEC ("Atomic Energy Commission") /9/, baseado nas estimativas de investimento para usinas de 1 e 10 t/dia, foi determinado o fator de escala como igual a 0,35.

O grupo constituinte do FORATOM /8/ considera um valor entre 0,33 - 0,42. No caso da França /154-157/ adotam um fator de 0,4 para usinas com capacidade até 26 t/dia.

Existem, também, controvérsias quanto à possibilidade de extrapolação do mesmo fator de escala para capacidades superiores a 10 t/dia. Alguns afirmam que se deve usar fator de escala igual a 0,4 para usinas até de 5 t/dia e 0,7 para acima de 5 t/dia /9/.

Como será mostrado no item 6.6 no presente trabalho será adotado um fator de escala igual a 0,35; considerado válido para as capacidades entre 0,5 e 5 tU/dia.

Por outro lado, os custos de operação, dados em dólares por ano, são proporcionais a ambos, custo de investimento (fator de escala 0,33-0,42) e taxa de produção da usina (fator de escala igual a 1).

6.4 - Vida útil da usina /95,158/

A reposição dos equipamentos de uma usina é justificável por três razões: destruição física, desgaste com o uso e obsolescência.

A primeira razão, geralmente ocasionada devido a acidentes, é muito difícil de ser levada em conta já que não é fácil a sua previsão, sendo normalmente ignorada.

Com a utilização de cada equipamento chega-se a um ponto em que se torna necessária a sua retirada de funcionamento. Isto ocorre quando os gastos com a sua manutenção excedem os custos de reposição.

O obsolescência ocorre quando são disponíveis, no mercado, novos equipamentos que desempenham a mesma função por um custo menor.

Desde que seja possível estimar o grau de utilização dos equipamentos e o progresso no desenvolvimento da engenharia, poderá, então, ser previsto um período de vida útil-X para cada equipamento. Isto significa que, com o custo operacional de um equipamento aumentando constantemente, X será o ano em que este equipamento deverá ser trocado.

Outro tipo de obsolescência é relacionado com a demanda. Com o aumento pronunciado desta, poderá ser necessária a instalação de uma nova unidade com maior capacidade, logo, mais econômica. Isto pode implicar na retirada da antiga unidade, equivalendo a uma redução na sua vida.

O período de vida da usina poderá, então, ser otimizado. No caso de usinas de reprocessamento, a prática geral tem sido adotar para cálculos econômicos

um período de amortização de 15 anos. Obviamente, a vida técnica da usina poderá ser muito maior.

6.5 - Encargos financeiros /8,9,50,102,159-164/

A razão entre o capital investido e a receita anual é muito elevada, para a indústria de reprocessamento, o que faz com que a taxa de retorno seja bastante importante /9,31,110/.

A taxa de encargos financeiros deve ser tal que inclua o retorno e os juros sobre o capital, todas as taxas (federais, estaduais e locais), eventuais e seguro. Os itens não incluídos serão considerados nos custos de operação.

Esta taxa, aplicada ao capital investido, dará a parcela de encargos financeiros que devia ser paga anualmente.

A taxa de encargos fixos, adotada nos EUA /9,50,102,59,60/ para o cálculo do custo do ciclo do combustível, acha-se representada na tabela 6.2

TABELA 6.2

Taxa anual de encargos fixos (EUA)

	Porcentagem
<u>Custo de Capital</u> (juros)	
70% capital próprio a 16% p.a.	11,2
30% capital externo a 5% p.a.	1,5
Subtotal	12,7
<u>Outros Encargos</u>	
Recuperação do capital ("Sinking Fund")	2,54
Taxas federais	5,69
Taxas estaduais e locais	2,51
Eventuais	0,35
Seguro	0,25
T o t a l	24,04

Os estudos do grupo FORATOM /8/ sobre o reprocessamento para a Europa consideram os encargos financeiros de 15% e 30% os quais incluem custo de capital (juros), depreciação linear da usina e lucros.

Como se vê, as taxas de encargos fixos variam muito dependendo das hipóteses feitas. Muitas companhias, prevendo riscos, preferem adotar um valor mais alto.

Para o caso brasileiro, como não foi disponível um estudo do custo do capital para indústrias químicas e por não se ter legislação regulamentando uma indústria de reprocessamento, adotar-se-á como referência o trabalho da CANAMBRA para a região Sul /124/. Este estudo foi feito para empresas de energia elétrica e foi adotado por ser uma referência bem detalhada e cujos dados estão sendo utilizados em outros trabalhos.

Este ponto será melhor definido pela Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear (CBTN), uma sociedade por ações, de economia mista que está encarregada da introdução no Brasil de todas as indústrias relacionadas com o ciclo do combustível e deverá fazer a estruturação destes custos, e estabelecer a legislação financeira para as mesmas.

A taxa de juros ou custo do capital, para qualquer indústria, é inicialmente determinado pelo cálculo ponderado do capital externo e do capital próprio usado para financiar tal projeto.

Entretanto, devido às distorções criadas no mercado de capital no Brasil, tem sido impossível seguir tal raciocínio para determinar o custo do capital efetivo para certos tipos de investimento.

Concluiu-se, a partir do estudo feito pe

1a CANAMBRA:

- que o custo efetivo do dinheiro para indústrias de eletricidade no Brasil poderá estar entre 13,5% para setores de propriedade privada e 10% para empreendimentos do governo, que é o custo efetivo de empréstimos do BNDE (Banco Nacional de Desenvolvimento Econômico) para o setor;
- quando o financiamento para implantação de indústrias nacionais é feito através de empréstimos a longo prazo, obtidos de organismos internacionais, a taxa de juros é menor que 7%.

Assim, serão adotadas, neste estudo, as taxas de 7%, 10% e 13% para uma análise de sensibilidade da solução aos efeitos da variação da taxa de juros, cada uma correspondente a um tipo de financiamento.

Outro item que entrará nas taxas de encargos anuais é a depreciação ou recuperação do capital que tem um conceito aparentemente simples. Trata-se de, durante a vida do investimento, acumular a quantia investida para que, presumivelmente, se possa substituir o equipamento que deixou de ser útil, por outro novo /160/, ou seja, garantir a integridade do investimento ou, ainda, reembolsar, no tempo, o investimento inicial /162/.

Existem vários processos para se calcular os valores anuais correspondentes à taxa de depreciação, ou recuperação do capital. O mais simples é o da linha reta, e admite que o valor do bem decresce a uma taxa constante. A percentagem do investimento a ser deduzida (paga) anualmente é igual à diferença entre o valor inicial e residual dividido pela vida útil do bem.

Do ponto de vista de estudos econômicos só há uma maneira correta de se calcular o rendimento necessário para cobrir a depreciação do investimento. O pro

cesso é o de "sinking fund" e se baseia no fato de que o dinheiro teoricamente separado para a reserva da depreciação ou recuperação do capital é utilizado na empresa, - em geral reinvestido - e assim ganha juros da mesma maneira, e com a mesma taxa que o outro capital aplicado /162-164/.

Quanto aos impostos, o mais importante é o sobre a renda. Como para os rendimentos sobre o capital fornecido pelo Governo Federal há isenção de imposto, este item não será incluído no trabalho.

Será adotada uma porcentagem anual, igual a 0,35% relativos a eventuais, pois este item não está incluído nos custos de operação.

As taxas de encargos fixos anuais, a partir deste raciocínio, terão os valores apresentados na tabela 6.3.

TABELA 6.3

Taxas de encargos fixos (adotadas neste trabalho)

	PORCENTAGENS		
	7,00	10,00	13,00
Taxa de juros	7,00	10,00	13,00
Recuperação do capital ("Sinking fund")	3,98	3,15	2,47
Eventuais	0,35	0,35	0,35
	11,33	13,50	15,82

A variação do custo de reprocessamento anual com a taxa de retorno está representada no item 6.9.

6.6 - Custo de investimento /8,9,31,63,166-169/

Para implantação de uma usina de reprocessamento, o item de suma importância é o custo do investimento, que corresponde a, pelo menos, 50% do custo total do reprocessamento. A razão do faturamento total anual para o investimento é, em ótimas condições, de 1:5, conforme os dados da NFS. Uma comparação deste valor com as outras etapas do ciclo pode ser feita pela tabela 6.4 /110/.

TABELA 6.4

Confronto do investimento e faturamento anual para as várias operações do ciclo do combustível /110/

Etapas	Investimento para a implantação (milhões de \$)	Faturamento anual (milhões de \$)	Investimento/faturamento
Conversão $U_3O_8-UF_6$	12	12	1:1
Fabricação do Combustível	5	20	1:4
Reprocessamento (NFS)	33	7	5:1
Separação Isotópica do U^{235} (1)	543	120	4,5:1

(1) Com base em 5000 t/ano de trabalho de separação.

O alto custo base, característico das usinas de reprocessamento é devido ao nível muito elevado de radioatividade, riscos de contaminação, toxicidade do plutônio, riscos de criticalidade, necessitando, portanto, de blindagem pesada, células quentes equipadas especialmente e da manutenção dos equipamentos dentro da célula.

Os itens da usina, que são essencialmente independentes da capacidade, incluem engenharia civil e ventilação, certos equipamentos da usina por via úmida, laboratórios analíticos e serviços gerais. Para usinas até 5 t/dia podem ser incluídos, também, os equipamentos mecânicos de manipulação do combustível. Os equipamentos de dissolução, operação e tratamento do plutônio e a estocagem dos resíduos de alto nível dependem da capacidade da usina.

Tendo em vista a alta economia de escala, alta proporção entre os custos fixos para variáveis, etc, a indústria de reprocessamento exige na maior parte dos casos a participação do governo (monopólio) /59/. Tal fato é freqüente na Europa, pois o mercado atual não encoraja investimentos privados, principalmente devido à necessidade de um superdimensionamento inicial da usina para que se consiga baixos preços de reprocessamento.

Nos EUA, entretanto, tal filosofia está um pouco alterada, pelo interesse que certos grupos têm demonstrado por tal investimento.

Como foi mostrado no item 6.2, o investimento da usina cresce com a capacidade segundo um certo fator de escala. Mas, ao se determinar tais valores, o primeiro ponto que deverá ser analisado são os itens que compreenderão estes custos. A análise dos valores publicados de custos de investimento e de operação para diversas capacidades das usinas é, em geral, difícil, por não conterem informações exatas. Muitas incertezas são introduzidas quando se necessita usar tais informações para a projeção de preços. Os custos de investimento publicados, por exemplo, são geralmente indicados sem a especificação dos itens que foram considerados, ou o ano base dos preços. Neste caso, os custos e, muitas vezes, a capacidade da usina só podem ser estimados.

Na figura 6.1 fez-se um apanhado dos custos de investimento, para várias usinas existentes no mundo em função das suas capacidades. Estes custos não foram atualizados para uma mesma data e não se tem informações se os componentes dos custos em cada caso incluem os mesmos itens.

O Grupo FORATOM /8/ analisou os custos de diversas usinas baseado nas informações publicadas e mostrou que eles geralmente não incluem os seguintes itens:

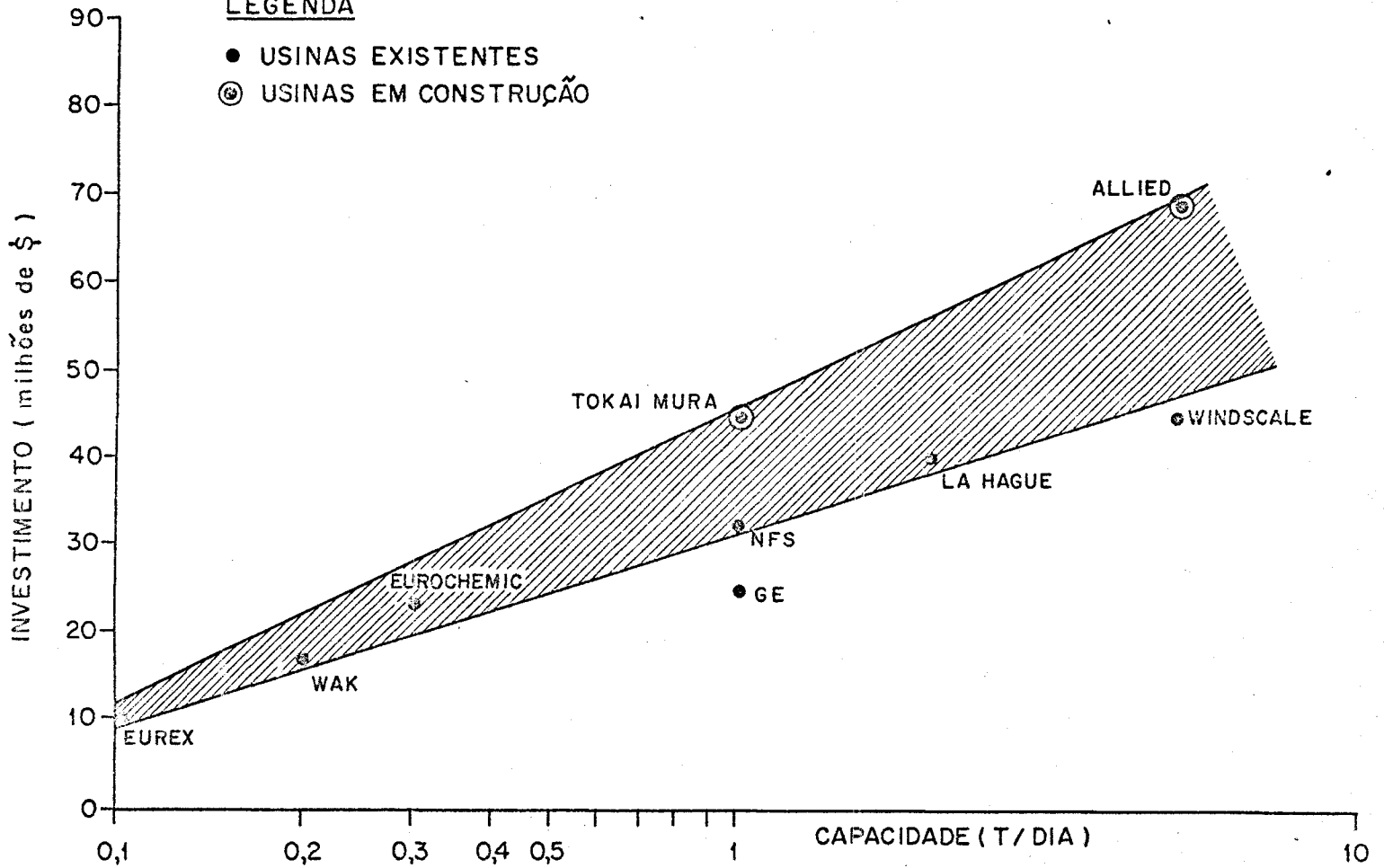
- custos incorridos durante o projeto e desenvolvimento de tarefas especiais neste período;
- engenharia arquitetônica, controle e fiscalização da construção (custos do proprietário);
- treinamento do pessoal de operação e licenciamento da usina;
- juros durante a construção;
- trabalhos necessários de outros setores, por exemplo, tratamento de resíduos, serviço de proteção e administração;
- preparação do local.

Para que melhor se compreendesse a influência destes itens nos custos, a figura 6.2 /8/ mostra: curva A - valores publicados; e curva B - estimativas feitas pelo grupo, incluindo-se nos custos totais todos os itens anteriores ao início da construção.

Dados mais detalhados das usinas já construídas são muito restritos. Entretanto, para a usina da NFS ("Nuclear Fuel Service") em West Walley, N.Y., é disponível uma grande variedade de informações relativas aos custos, preços e capacidade da usina em várias publicações /32,47-52,135/. Tal situação é devida ao contrato feito entre a AEC e a NFS, prevendo o direito de acesso e

LEGENDA

- USINAS EXISTENTES
- ⊙ USINAS EM CONSTRUÇÃO

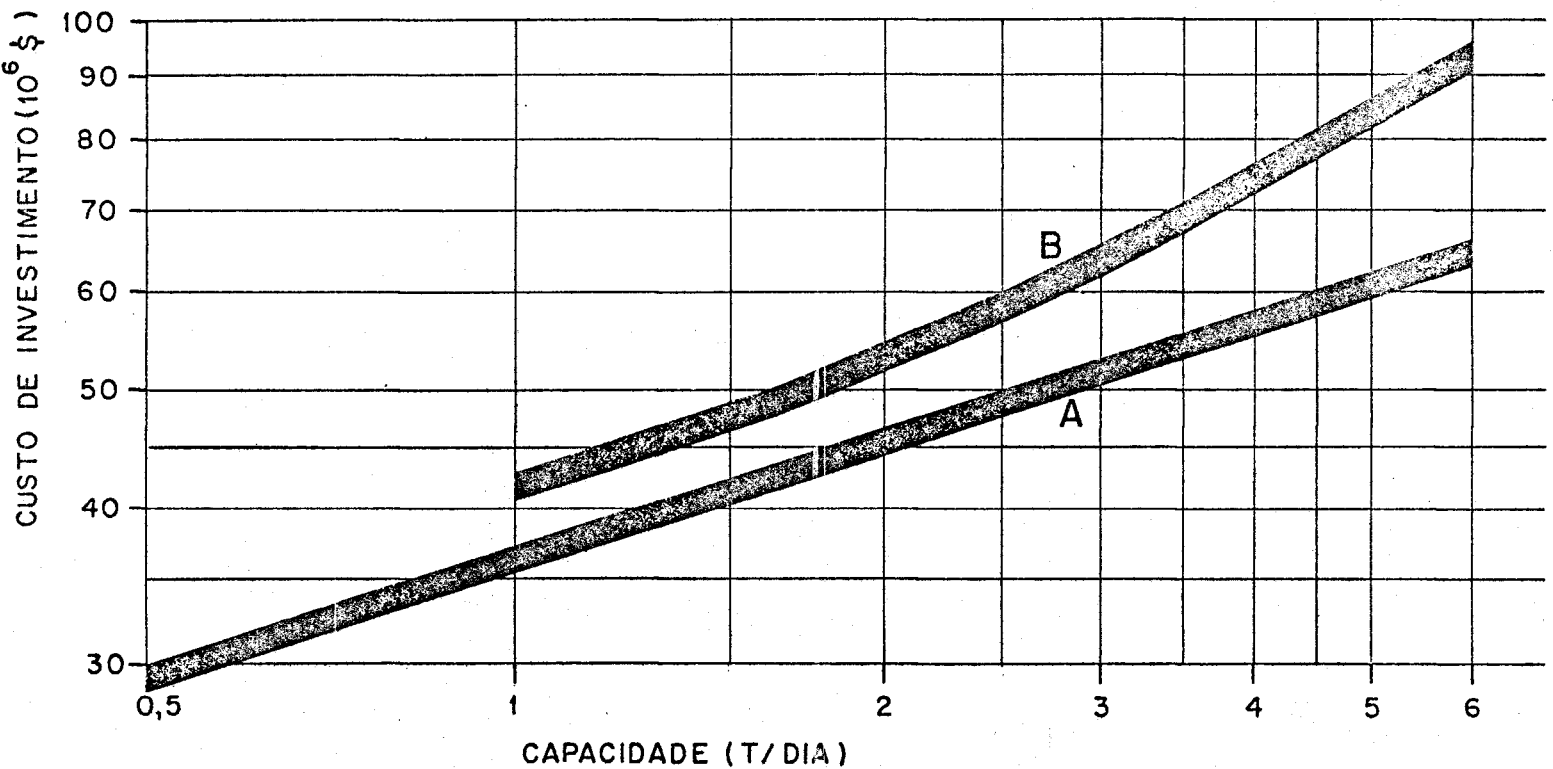


INVESTIMENTO NAS PRINCIPAIS USINAS DE REPROCESSAMENTO

CURVAS

A - VALORES PUBLICADOS.

B - ESTIMATIVAS FEITAS PELO GRUPO FORATOM
INCLUINDO NOS CUSTOS TOTAIS OS ITENS
RELATIVOS AO INÍCIO DA CONSTRUÇÃO.



DUAS ESTIMATIVAS DE CUSTO DE INVESTIMENTO EM \$ - 1969 PARA
USINAS DE REPROCESSAMENTO COM VÁRIAS CAPACIDADES / 8 /

publicação de todas as informações da usina.

A estruturação dos custos para a usina da NFS de 1 t/dia, e as estimativas da Du Pont para 10 t/dia, ambas com manutenção limitada, está representada na tabela 6.5 /9/. Estes valores correspondem a um fator de escala igual a 0,35. Os custos foram atualizados para 1972 utilizando índices da "Engineering News Records"/102/.

TABELA 6.5

Custos de investimento para usinas de reprocessamento (Estimados pela NFS) (milhões de \$) (1) (2) /9/

CAPACIDADE DA USINA	1 t/DIA	10 t/DIA
Construção dos equipamentos, incluindo construção civil e juros durante a construção, mas não incluindo equipamentos para estocagem dos resíduos	33,58	74,46
Terreno para a usina, capital de giro e testes pré-operacionais	4,38	10,22
	<u>37,96</u>	<u>84,68</u>
Eventuais	4,38	10,22
Total - Milhões de \$ (3)	<u>42,34</u>	<u>94,90</u>

(1) Ano Base - 1972

(2) Usinas monovalentes para reprocessar combustível dos LWR

(3) Estes custos corresponderão a um fator de escala de 0,35

Serão adotados, ao longo deste estudo, para os custos de investimento das usinas de 1 e 5 t/dia, os valores 50 e 88 milhões de dólares, respectivamente. Basearam-se tais valores nos custos da NFS, na usina de Tokai

Mura, no Japão, que foi construída mais recentemente e nos dados atualizados do FORATOM. Logo, a variação do custo de investimento com a capacidade da usina pode ser representada pela relação:

Custo de investimento (M\$) = $50 \times (\text{capacidade da usina})^{0,35}$
 cujos valores estão locados na figura 6.3.

No caso de se reprocessarem outros tipos de combustível, numa usina projetada para combustíveis dos LWR, haverá um acréscimo nos custos, face às modificações que são necessárias nas etapas de pré-extração ("head-end") e pós-extração ("tail-end") e redução na capacidade nominal da usina devido aos problemas tecnológicos. Tais alterações estão representadas na tabela 6.6.

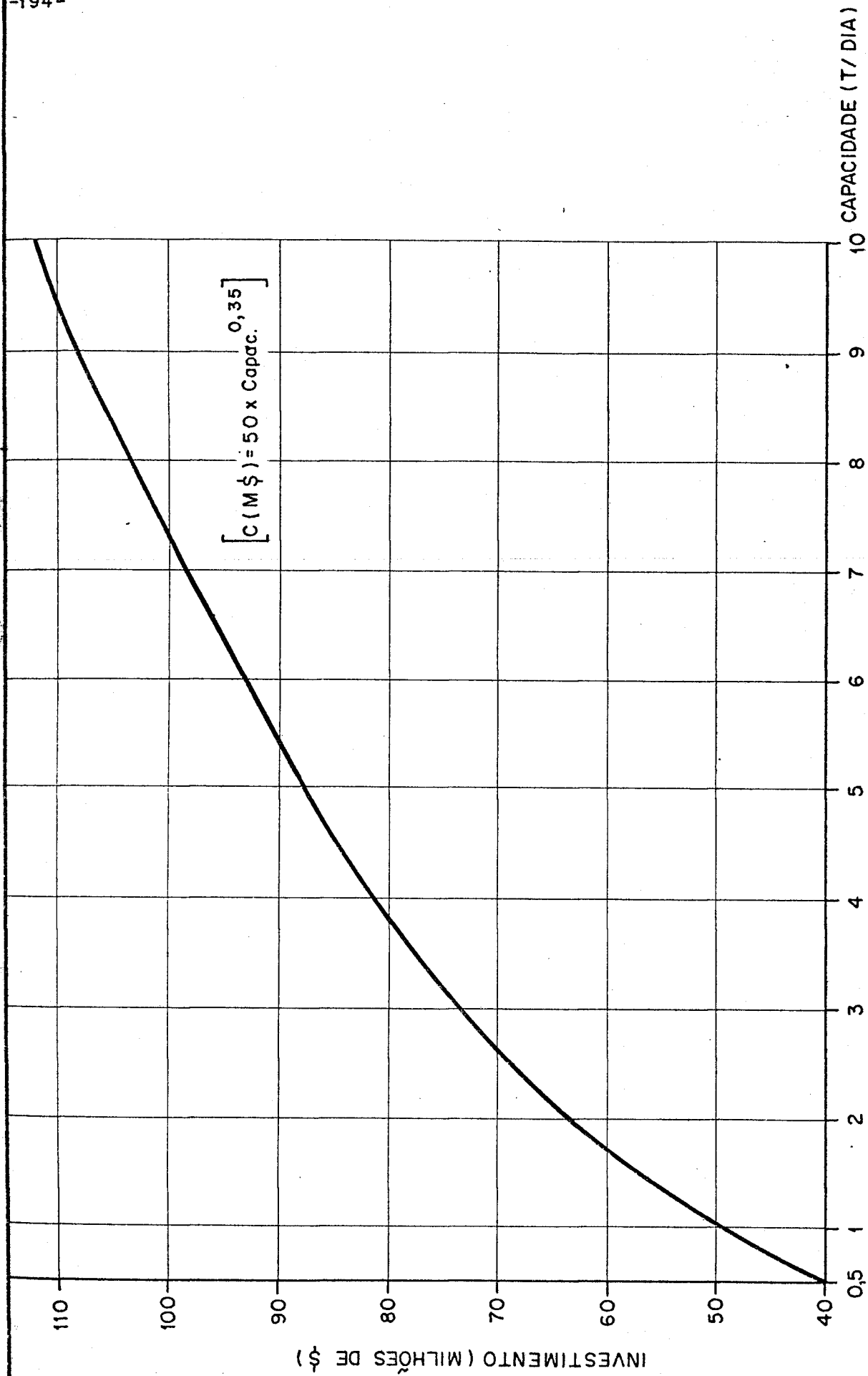
TABELA 6.6

Acréscimo no investimento de uma usina monovalente projetada para reprocessar combustíveis dos LWR, quando são tratados outros tipos de combustíveis (1) /9/

COMBUSTÍVEIS	CAPACIDADE	ACRÉSCIMO NO CUSTO DA USINA (MILHÕES \$)
LWR - Reciclagem do Pu	1 t/Dia	+ 3,65
FBR - Óxido	500 kg/dia	+ 7,30
FBR - Carbetto	500 kg/dia	+ 1,46
FBR - (Com Sódio)	500 kg/dia	+ 2,92
HTGR	500 kg/dia	+ 13,14

(1) Os custos foram atualizados para 1972.

Desde que os vários combustíveis (representados na tabela 6.6) sejam recuperados na mesma usina, o investimento para esta usina polivalente será da ordem dos valores representados na tabela 6.7.



CUSTO DE INVESTIMENTO PARA USINAS DE REPROCESSAMENTO

TABELA 6.7

Custo de investimento para usinas polivalentes ⁽¹⁾ /9/

CAPACIDADE (t/dia)	CUSTO DE INVESTIMENTO PARA UMA USINA POLIVALENTE (Milhões de \$)
1 (2)	67
10 (3)	150

(1) Os custos foram atualizados para 1972.

(2) e (3) No caso de combustível dos reatores FBR ou combustível a tório, as capacidades serão respectivamente 0,5 e 5 t/dia.

No caso de usinas monovalentes, para cada tipo de combustível, os custos de investimento estão representados na tabela 6.8.

TABELA 6.8

Estimativa dos custos de investimento
para usinas monovalentes ⁽¹⁾ /9/

CAPACIDADE - 1 t/dia	MILHÕES DE \$
LWR	50
LWR - Reciclagem do Pu	54
FBR - Óxido (Sem Na)	62
LMFBR - Carbetto (Com NA)	65
HTGR	54

(1) Os custos foram atualizados para 1972.

6.7 - Custo de operação

Os custos de operação dependem tanto da capacidade da usina como da produção efetiva da mesma.

As relações, que exprimem esta dependência, variam com a referência analisada, pois, em geral, subdividem de maneira diversa os vários itens que compõem os custos de operação.

Entretanto, a incerteza nos valores determinados por estas relações não altera muito os encargos anuais totais da usina, porque esta parcela é muito pequena se comparada com o encargo anual sob o capital investido.

Neste trabalho considerou-se que os custos de operação sejam subdivididos em custos fixos e custos variáveis, conforme descrito a seguir.

6.7.1 - Custos fixos de operação

Neste item se englobam todas as despesas anuais independentes do fator de capacidade da usina. Assim teremos as parcelas referentes a mão-de-obra que está relacionada com o tipo de projeto, tipo de processo, grau de automatização e disponibilidade de assistência externa durante os períodos de máxima demanda e de produção normal da usina. Quanto ao pessoal necessário numa usina de reprocessamento será o assunto detalhado no item 6.7.4.

A parcela relativa à manutenção e administração, bem como parte dos gastos com água, vapor, eletricidade para ventilação, material consumível, peças sobressalentes, e material químico se agrupam como gastos fixos.

Todos estes custos permanecem praticamente imutáveis se a usina está em operação, manutenção ou fechada por certos períodos.

6.7.2 - Custos variáveis de operação

Neste item se agrupam todos os custos em função do fator de capacidade da usina, ou seja, da quantidade de combustível que é processada nela. Estão englobados os gastos com a operação da usina (vapor, água, e energia elétrica, ar comprimido) e com o processo químico (reagentes).

Em alguns trabalhos relacionam-se, também, neste item, os encargos com manipulação e estocagem dos resíduos. O modelo que será usado neste estudo considera esta última parcela como um item separado.

6.7.3 - Determinação da relação para o cálculo dos custos anuais de operação

Baseando-se nas estimativas de custo de operação anual para usinas de 1 t/dia e 10 t/dia, conforme tabela 6.9 /9/, é possível determinar-se uma relação empírica com um termo proporcional ao investimento (com fator de escala 0,35) e outro à produção real da usina (com fator de escala 1). Estas parcelas correspondem, respectivamente, ao custo de operação fixo e variável.

Foi impossível, no momento, fazer um levantamento para o caso brasileiro semelhante ao apresentado na tabela 6.9. Apesar de a mão-de-obra no Brasil ser mais baixa há outros itens, como o material, por exemplo, que são muito mais onerosos, devendo haver assim uma compensação das diferenças que levaria a um gasto total equivalente ao da referida tabela.

No programa adotado, considera-se que o custo de operação varia conforme a relação empírica.

TABELA 6.9

Estimativa dos gastos de operação para usinas de repro-
cessamento do combustível proveniente dos LWR (1) /9/

Ano Base - 1972

	CAPACIDADE DA USINA	
	1 t/Dia	10 t/Dia
1. OPERAÇÃO DO PROCESSO		
Materiais	161.000	182.000
Remunerações e Salários	299.000	736.000
Estoque e Diversos	42.000	191.000
Eletricidade, Vapor e Água	269.000	856.000
2. MANUTENÇÃO DO PROCESSO		
Materiais	248.000	340.000
Remunerações e Salários	136.000	397.000
3. TÉCNICA DO PROCESSO (SALÁRIOS MATERIAIS)		
Assistência Técnica	73.000	113.000
Laboratório	257.000	300.000
Segurança	81.000	286.000
4. DESPESAS GERAIS		
Administração da Usina: Guardas, Porteiros, Datilógrafos, etc.	234.000	721.000
Seguros e Taxas	237.000	625.000
Viagem, Consultores, Telefone e Telégrafo	59.000	155.000
Despesas Gerais Associadas	213.000	562.000
5. EVENTUAIS	257.000	676.000
GASTOS DA OPERAÇÃO-TOTAIS GERAIS	\$2.566.000	\$6.760.000

(1) Os valores apresentados nesta tabela foram atualiza-
dos utilizando-se os índices do "Engineering News
Record - Building Cost Index" /102/

$$C_o = aI + bT$$

onde C_o = Custo de operação anual, dólares;
 I = custo de investimento, dólares;
 T = produção da usina (t/dia);
 a e b = parâmetros a determinar.

As parcelas do segundo membro correspondem, respectivamente, aos custos fixos e variáveis de operação.

Com os valores da tabela 6.9, foram determinados, então, os parâmetros da relação, tendo:

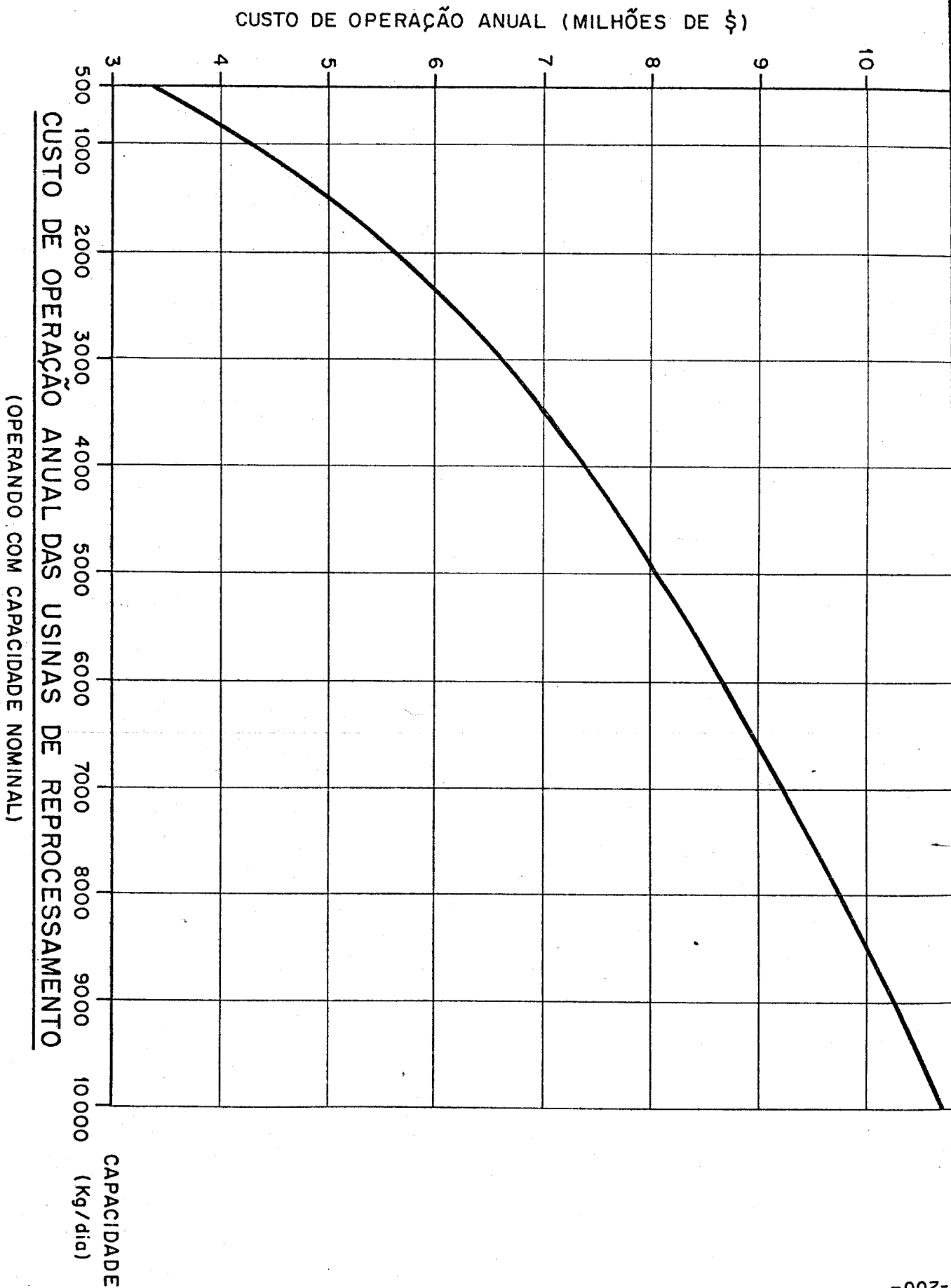
$$\text{Custo anual de operação (M \$/ano)} = 0,084xI + 0,19x10^6 \frac{t}{\text{ano}} \quad 260$$

Os custos de operação fixos e variáveis em função da capacidade da usina estão mostrados na tabela 6.10 e os custos de operação anual para as usinas de reprocessamento, operando com a capacidade nominal, acham-se representados na figura 6.4.

TABELA 6.10

Custos de operação fixo e variável em função da capacidade da usina (operando a plena carga)

Capacidade da Usina-t/dia	1	3	5
Custos Fixos de Operação M \\$/ano	4,2	6,17	7,37
Capacidade da Usina-t/dia	1	3	5
Custos Variáveis de Operação - M \\$/ano	0,19	0,57	0,95



Ao se determinar a relação acima, conside
rou-se o reprocessamento de combustíveis provenientes dos
reatores LWR. Para usinas polivalentes, utiliza-se a mes
ma relação, sendo que os acréscimos nos custos de opera
ção são devidos aos maiores investimentos. No caso dos
combustíveis dos FBR e combustíveis a tório, haverá alte
ração, também, no segundo membro da relação, pois a usi
na tratará 1 kg destes combustíveis como se fosse 2 kg do
combustível do LWR.

No caso de usinas monovalentes, para repro
cessar outros combustíveis diferentes do combustível dos
LWR, usa-se a mesma relação, com excessão para o combus
tível dos FBR e combustível a tório. O parâmetro do segun
do membro será neste caso igual a $0,38 \times 10^6$. Os resulta
dos, obtidos pelo uso desta relação, concordam perfeita
mente com os valores estimados pelo trabalho do grupo
FORATOM. /8/.

Por outro lado, o método usado pelos fran
ceses /155-157/ consiste em subdividir os custos de ope
ração em três itens de natureza econômica diferentes, con
forme a relação.

$$C_o = a X^{0,4} + b X + d X^{0,3}$$

Onde:

C_o = custo operação anual;

a, b e c = parâmetros relativos a cada parcela;

X = produção diária da usina.

As várias parcelas desta relação corres
pondem, respectivamente, a:

- aquela que depende diretamente da mão-de-obra
ou ligada a ela (custo geral de operação);
- aquela que depende diretamente da taxa de pro

dução da usina (reagentes e itens referidos como de necessidade, vapor, energia, água e ar comprimido);

- aquela que depende do investimento (manutenção e seguro).

A forma final da relação é:

Custo operação anual, (M \$/ano) \simeq

$$1,45 \left(\frac{t}{\text{dia}} \right)^{0,3} + 0,38 \left(\frac{t}{\text{dia}} \right) + 0,36 \left(\frac{t}{\text{dia}} \right)^{0,4}$$

6.7.4 - Pessoal necessário para a operação de uma usina de reprocessamento

O pessoal necessário para operar uma usina de reprocessamento depende muito pouco da capacidade da usina (é expressa por um fator de escala de 0,010 a 0,015), mas, numa maior extensão, da finalidade da usina (se para pesquisa e/ou formação de pessoal e/ou operação comercial) e do grau de automatização da usina.

Na tabela 6.11 está sintetizado o número de pessoas requerido para três usinas. Estas usinas têm capacidades e condições operacionais diferentes, pelo que os valores apresentados não são comparáveis mas permitem ter uma noção da faixa de valores encontrados. Estes dados são sugestivos para uma estimativa da necessidade de pessoal para usinas grandes, pequenas e em escala piloto /63/.

Um maior detalhamento do pessoal de operação está indicado na tabela 6.12, para a usina I.C.P.P. (Idaho Chemical Processing Plant), com o número de pessoas trabalhando em cada área.

TABELA 6.11

Necessidade de pessoal para usinas de reprocessamento químico /63/

FUNÇÃO	Pessoal Necessário		
	Estudo da Du Pont (10 t/Dia)	Idaho (~ 1 t/Dia)	Hanford Hot Semiworks (200 kg/dia)
Deptº de Produção	94	76	26
Técnicos	15	20	16
Não Técnicos	79	56	10
Manutenção	50	69	10
Análises Químicas	30	53	5
Radioproteção	30	16	8
Serviços de secretaria	26	11	1
Serviços Gerais (médicos, lavanderia, porteiros, etc.)	42	24	0
Projetos de Engenharia	5	10	0
Assistência na usina	8	8	0
T O T A L	285	267	50

Para uma melhor comparação é necessário analisar o número de pessoas que trabalham em outras usinas em operação ou previstas, bem como as estimativas feitas por certos grupos. Tais dados estão indicados na tabela 6.13.

Analisando-se todas estas tabelas vê-se que existe uma grande divergência conforme o objetivo e modo de operação da usina. Pode-se adotar como uma média um valor de 200 - 300 pessoas para usinas de 1 t/dia. Este número deve ser otimizado, pois o salário de pessoal é um dos fatores mais importantes nos custos de operação correspondendo em torno de 70% do custo total da operação.

TABELA 6.12
Pessoal da Usina

"Idaho Chemical Processing Plant" /63,170/

Capacidade ~ 1 t/dia

	NÚMERO DE PESSOAS EMPREGADAS			
	Supervisão	Técnicos	Não-técnicos	TOTAL
Direção de produção	2	1	4	7
Operação da usina				
Grupo de supervisão	9			9
Engenheiros de Operação	1	5		6
Estocagem do combustível e preparação da alimentação	1		23	24
Extração			13	13
Resíduos	1		8	9
Produto			2	2
Recuperação dos produtos de fissão			4	4
Treinamento			2	2
Aplicações analíticas				
Administração	1		2	3
Análises espectro-químicas	3	6		9
Análises especiais	1	4		5
Desenvolvimento	1	6	2	9
Grupo dos laboratórios	5	5	19	29
Assessores	1	1	2	4
Manutenção				
Supervisão	4	1	2	7
Montadores mecânicos			16	16
Maquinistas			2	2
Soldadores			4	4
Ajudantes			9	9
Porteiros			7	7
Aplicações instrumentais e elétricas				
Supervisão	4		1	5
Instrumentos mecânicos			16	16
Ajudantes de instrumentação			4	4
Eletricistas			8	8
Ajudantes de eletricistas			1	1
Radioproteção				
Supervisão	2		1	3
Peritos		12	2	14
Segurança	1	1		2
Projetos de engenharia				
Supervisão	1		1	2
Engenheiros		4		4
Desenhistas		5		5
Assistentes técnicos da usina	2	5	1	8
Serviços Gerais	1		10	11
T o t a l	41	56	166	263

TABELA 6.13

Número de pessoas que operam as usinas já existentes e algumas previsões

Usina	Tipo de Manutenção	Capacidade	Nº de Pessoas	Referência
West Valley (NFS)	Direta	300 t de U/ano	170 (aprox.)	/2/
Midwest Fuel Recovery Plant (GE)	-	300 t de U/ano	85 - 100	/2/
Barnwell Nuclear Fuel Plant (Allied Chemical)	Automatizada	1500 t de U/ano	250 (aprox.)	/2/
Eurochemic	Direta	350 kg U/dia	350	/2/
Tokai Mura	-	200 t de U/ano	300	/2/
Previsão feita pelo grupo FORATOM(1)	-	1 t/dia	250	/8/
		5 t/dia	350	
O'DONNELL A. J.	-	1 t/dia	140	/171/
		5 t/dia	250	

(1) Incluindo pessoal de serviços auxiliares, administração, segurança e vendas. Em ambos os casos, durante as operações de rotina são necessárias 20 pessoas de nível superior.

Desde que a usina tenha objetivos de formação de pessoal técnico, desenvolvimento e aprimoramento de técnicas de reprocessamento, ela deverá requerer maior proporção de pessoal, como é o caso de Eurochemic.

A estimativa do número de pessoas necessárias para o programa brasileiro será salientada no Capítulo 7, tendo como base as usinas já existentes no mundo.

6.8 - Custos relacionados com o rejeito dos resíduos radioativos

Em alguns trabalhos os encargos relativos

ao rejeito dos resíduos radioativos são calculados e agrupados nos custos variáveis de operação da usina. Neste trabalho considerou-se este item separadamente.

Os custos relativos ao rejeito dos resíduos radioativos foram subdivididos em três categorias, conforme a taxa de irradiação, isto é:

- resíduos de alto nível de irradiação devido à presença dos produtos de fissão;
- resíduos de nível intermediário de irradiação devido à presença do revestimento do combustível;
- resíduos de baixo nível de irradiação devido à presença de tório ou urânio empobrecido.

6.8.1 - Resíduos de alto nível de irradiação

Durante as etapas de reprocessamento, todos os fluxos de materiais que são formados ao longo do processo de recuperação dos elementos de valor são considerados como resíduos. Assim, aproximadamente, todos os produtos de fissão formados durante a operação do reator aparecem como resíduos do processo de recuperação.

Como já foi discutido no item 2.5, por motivo de segurança, estes resíduos radioativos não podem ser simplesmente abandonados no meio ambiente. Têm sido desenvolvidos vários processos para a estocagem dos diversos tipos de resíduos sólidos e líquidos, tais como: estocagem em tanques; transformação dos resíduos líquidos para sólidos por vitrificação ou calcinação em leitos fluidizados; separação parcial dos produtos de fissão de maior atividade e revestimento destes, ou estocagem em cavidades terrestres com grande profundidade. Os processos estão sendo pesquisados de maneira que se siga a fixação dos produtos de fissão numa forma estável

em meio sólido, sendo possível sua estocagem permanente em minas, galerias de concreto ou cavernas naturais.

Para otimizar os custos relativos ao rejeito destes resíduos, a ORNL desenvolveu o código TASC0 /172/. Baseando-se nos resultados deste programa, determinou-se /9/ uma relação empírica para o cálculo destes custos com fundamento na quantidade de produtos de fissão tratados por ano na usina de reprocessamento e na taxa de irradiação do combustível.

A forma final da relação é:

$$CRAN = \$ 1,46 \times 10^6 \times \left[\frac{\sum_j (t / \text{ano})_j \times (MWD/t)_j}{10^7} \right]^{0,844}$$

onde CRAN = custo anual para rejeito dos resíduos de alto nível de irradiação.

O numerador, dentro do colchete, é a soma da quantidade de resíduos produzida para todos os tipos de combustíveis, sendo igual ao produto da quantidade de combustível de um dado tipo pela taxa de irradiação que lhe será submetida. Este valor é o número de megawatts-dia por ano, atingido pelo combustível processado, e é, aproximadamente, igual ao número de gramas de produtos de fissão tratados por ano, na usina de reprocessamento. O fator 10^7 no denominador representa o fator de normalização, tal que o coeficiente $\$ 1,46 \times 10^6$ representa os encargos anuais para o rejeito dos resíduos altamente radioativos em usinas que reprocessem 10^3 t/ano de combustível com uma taxa de irradiação de 10^4 MWD/t de combustível.

Esta relação é utilizada no código FUELCO /9/, adotado neste estudo, sendo calculado, então, para cada tipo de combustível os encargos devidos ao rejeito dos resíduos de alto nível de irradiação.

6.8.2 - Resíduos com nível intermediário de irradiação

Outra espécie de resíduos é o proveniente do revestimento do combustível, que são menos radioativos que os produtos de fissão, mas igualmente corrosivos quando na forma de ácidos, sendo necessária uma neutralização para a sua estocagem. Entretanto, os únicos reatores, para os quais haveria alguma influência destes custos, são os HWOCR que não são considerados neste trabalho, por terem sido praticamente abandonados.

6.8.3 - Encargos para estocagem do tório e urânio empobrecido

Dependendo das tendências futuras quanto à viabilidade da reciclagem, estes elementos devem ser estocados por períodos definidos ou não.

Em geral o tório é estocado durante um período de 10 anos até que sua atividade gama decaia ao nível do tório natural, antes que possa retornar ao ciclo.

Os encargos para a estocagem do tório e do U - empobrecido devem cobrir as seguintes etapas:

- o urânio e tório recuperados deverão ser evaporados a nitrato de urânio hexaidratado e nitrato de tório tetraidratado, respectivamente;
- solidificação dos produtos em tanques de estocagem;
- transporte para os locais de estocagem.

O código TASC0 utiliza a equação empírica abaixo, para o cálculo dos encargos devidos a este processo:

$$\text{CSTH ou CSU} = \$ 1,53 \times 10^6 \left[\frac{t / \text{ano}}{10^3} \right]^{0,844}$$

onde CSTH ou CSU = custo anual para estocagem do Th ou do urânio empobrecido, respectivamente.

O numerador dentro dos parênteses é a quantidade anual total de tório ou urânio empobrecido tratado na usina de reprocessamento.

Resumindo, para se ter a grandeza dos encargos anuais para manipulação dos resíduos radioativos, na tabela 6.14 estão representados tais encargos para combustíveis dos LWR (só se considera os resíduos de alto nível de irradiação) para usinas de várias capacidades operando com capacidade nominal).

TABELA 6.14

Custos de manipulação dos resíduos radioativos dos combustíveis dos LWR.

Capacidade da usina t/dia	1	2	3	4	5
Custo de manipulação dos resíduos radioativos \$/kg	4,68	4,21	3,95	3,77	3,64

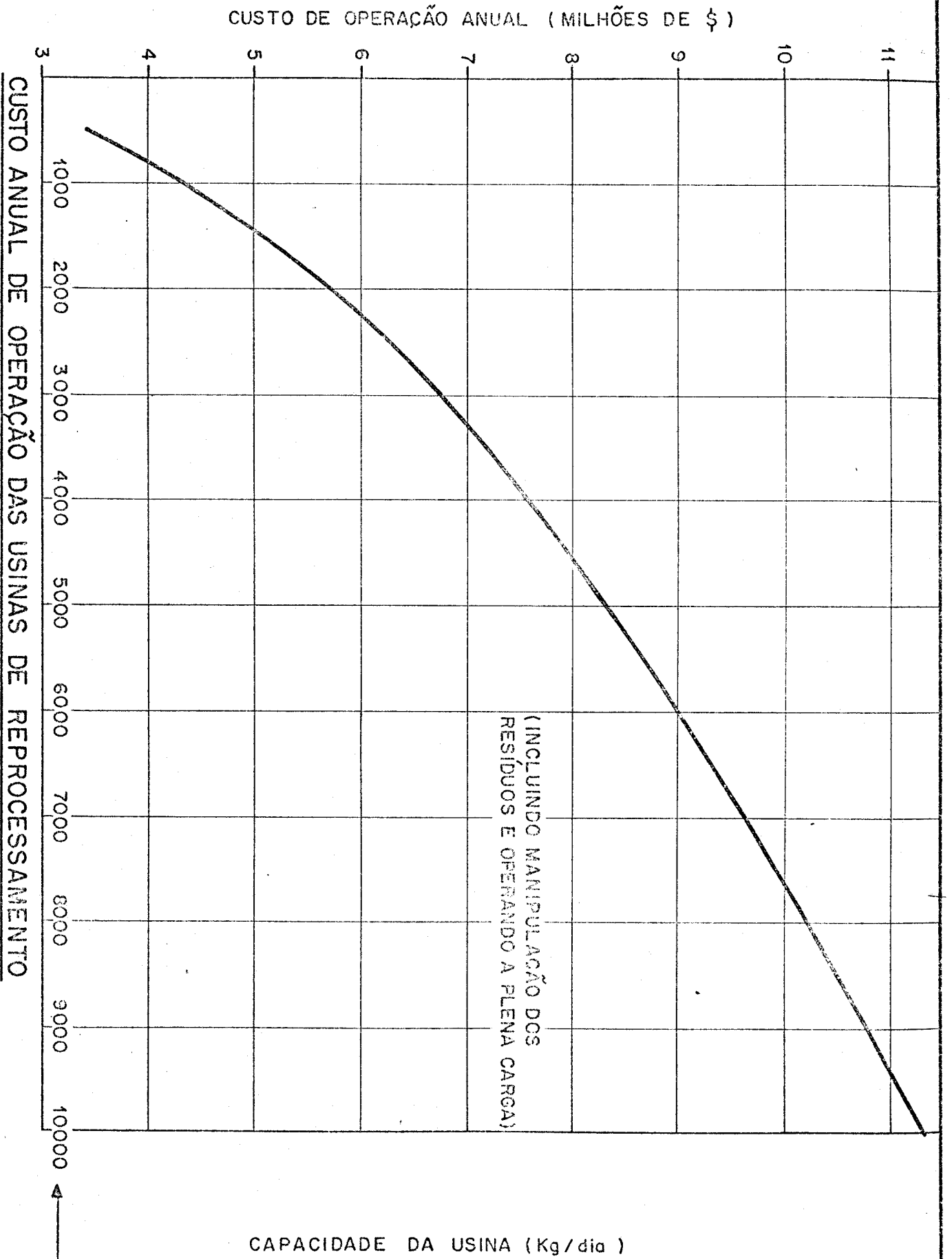
A variação do custo de operação, incluindo as parcelas acima, pode ser analisada pela figura 6.5.

6.9 - Custo total de reprocessamento do combustível irradiado

Desde que foram determinados os custos de investimento em função da capacidade da usina, figura 6.3, o custo do capital é calculado conforme a taxa anual de encargos financeiros adotada, como foi discutido no parágrafo 6.5.

Os custos de reprocessamento total, para

Fig. 6.5



usinas de reprocessamento, operando com capacidades nominais de 1t/dia e 5t/dia, a várias taxas de encargos financeiros, são apresentados na tabela 6.15.

A importância da taxa de encargos financeiros pode ser analisada através do custo unitário de reprocessamento. Vê-se que para uma usina de 1 t/dia, operando a plena carga, os custos unitários podem variar de 17,69 a 20,71 \$/kg, conforme a taxa adotada.

Através da análise desta tabela concluiu-se também que: quanto maior a capacidade das usinas, maiores serão as parcelas referentes ao custo para o rejeito dos resíduos e custo variável de operação, e menor a influência do investimento.

A influência das taxas de encargos financeiros sobre os encargos anuais de reprocessamento para usinas de diferentes capacidades, está apresentada na figura 6.6.

As vantagens relacionadas com a escala da usina serão analisadas, também, em função do custo unitário, conforme mostrado na figura 6.7. Quanto maior a usina menor é o custo unitário de reprocessamento, face ao baixo fator de escala (0,35).

Segundo a tabela 6.16, uma usina de reprocessamento com a capacidade de 1t/dia, operando com a capacidade nominal, levará a um custo de reprocessamento total igual a 43,29 \$/kg (21,73 \$/kg, correspondentes ao custo do investimento; 16,88 \$/kg, ao custo de operação e 4,68 \$/kg, ao custo para rejeito dos resíduos). Este custo total é dividido em custos fixos que são independentes da produção e custos variáveis que aumentam com a produção. O custo fixo é definido como os encargos do capital anual referentes ao capital investido mais uma fração do custo de operação anual, que cobre os encargos

TABELA 6.15

Custos para uma usina operando a plena carga, capacidades e taxas de encargos financeiros diferentes

TAXA DE ENCARGOS FINANCEIROS 11,33%

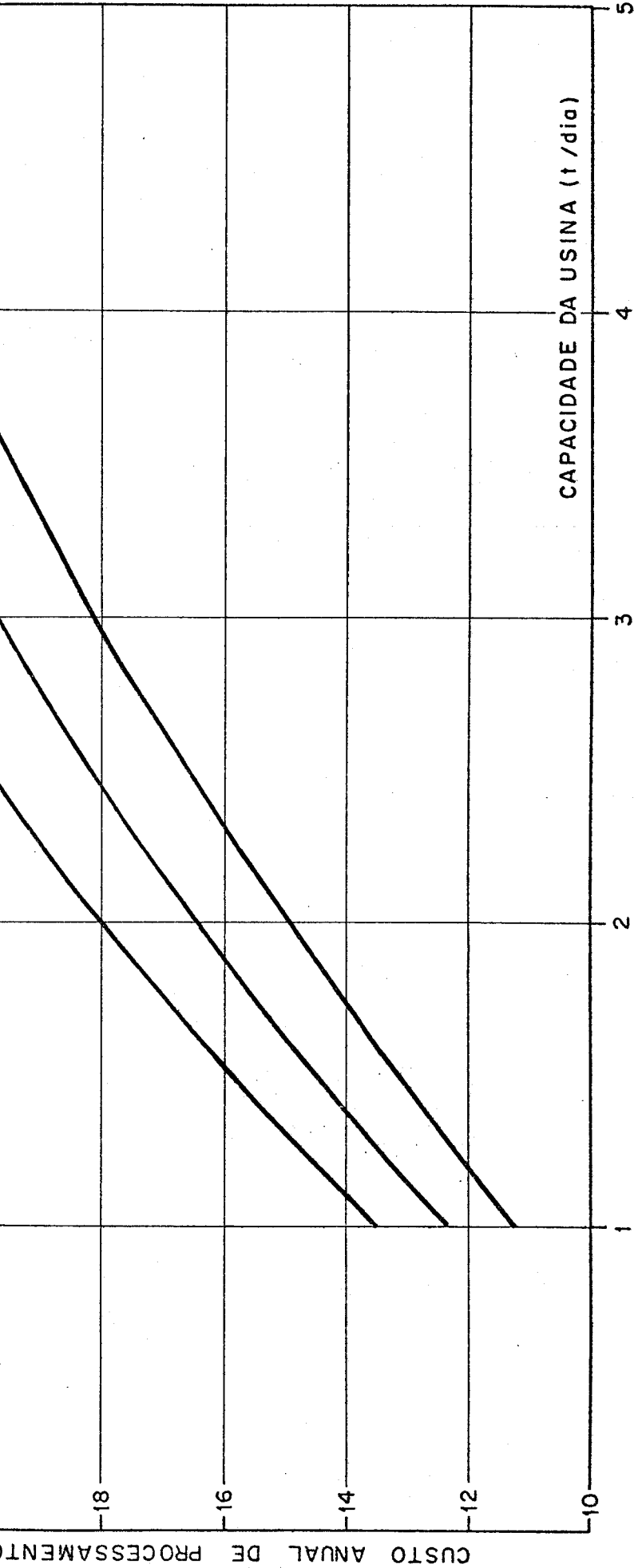
Capacidade	1 t/dia			5 t/dia		
	M\$/ano	\$/kgU	%	M\$/ano	\$/kgU	%
Custo de investimento	5,65	21,73	50,20	9,94	7,65	43,24
Custos fixos de operação	4,20	16,15	37,30	7,37	5,67	32,05
Custos variáveis de operação	0,19	0,73	1,70	0,95	0,73	4,13
Custo para rejeito de resíduos	1,22	4,68	10,80	4,73	3,64	20,58
Custo total	11,26	43,29	100,00	22,99	17,69	100,00

TAXA DE ENCARGOS FINANCEIROS 13,50%

Capacidade	1 t/dia			5 t/dia		
	M\$/ano	\$/kgU	%	M\$/ano	\$/kgU	%
Custo de investimento	6,75	25,96	54,64	11,85	9,12	47,60
Custos fixos de operação	4,20	16,15	34,00	7,37	5,67	29,59
Custos variáveis de operação	0,19	0,73	1,50	0,95	0,73	3,81
Custo para rejeito de resíduos	1,22	4,68	9,85	4,73	3,64	19,00
Custo total	12,36	47,52	100,00	24,90	19,16	100,00

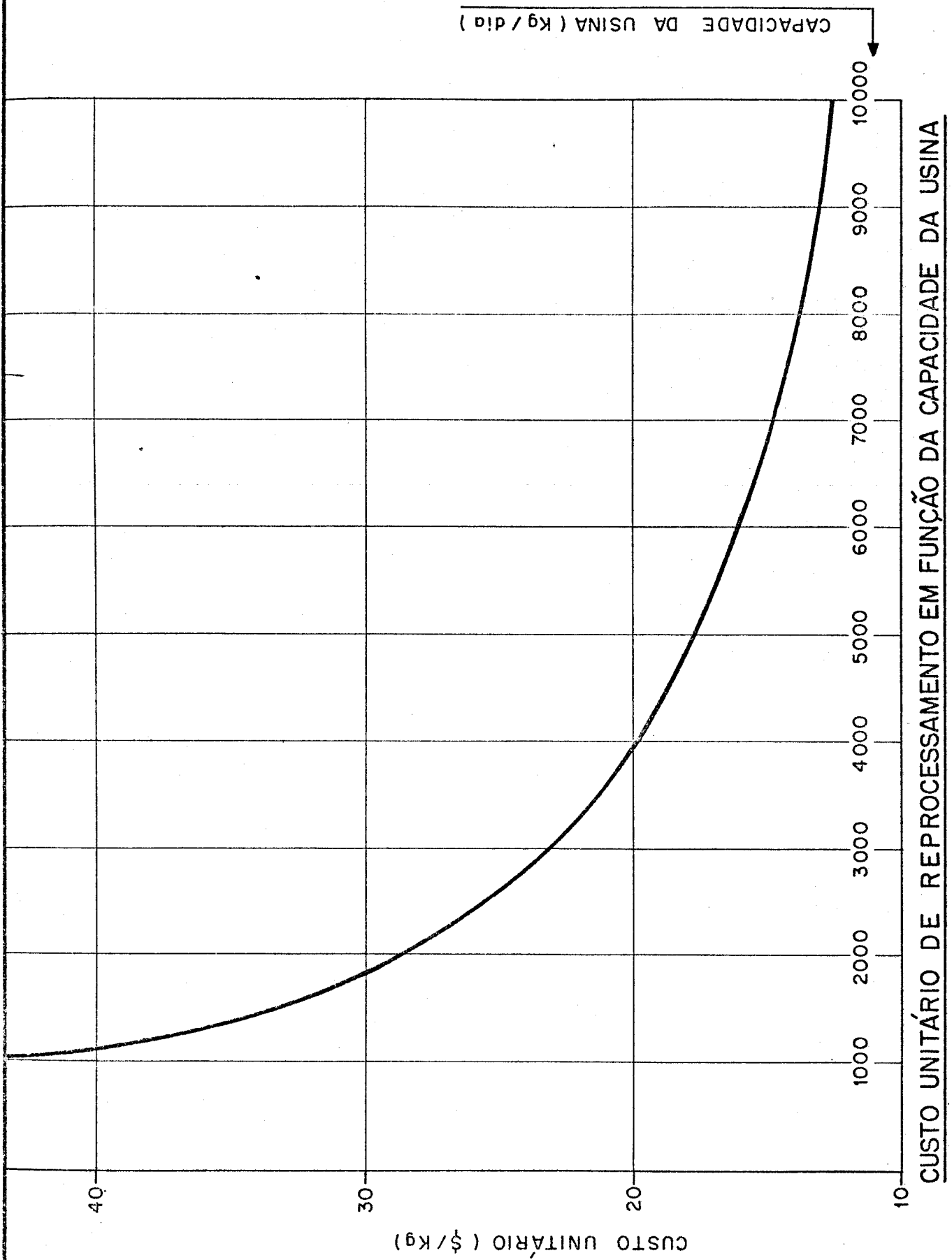
TAXA DE ENCARGOS FINANCEIROS 15,82%

Capacidade	1 t/dia			5 t/dia		
	M\$/ano	\$/kgU	%	M\$/ano	\$/kgU	%
Custo de investimento	7,91	30,42	58,52	13,88	10,67	51,52
Custos fixos de operação	4,20	16,15	31,07	7,37	5,67	27,38
Custos variáveis de operação	0,19	0,73	1,40	0,95	0,73	3,53
Custo para rejeito de resíduos	1,22	4,68	9,00	4,73	3,64	17,58
Custo total	13,52	51,98	100,00	26,93	20,71	100,00



ENCARGOS ANUAIS PARA TAXAS DE ENCARGOS FINANCEIROS DE 11,33; 13,50 e 15,82 PARA USINAS DE REPROCESSAMENTO DE VÁRIAS CAPACIDADES OPERANDO A PLENA CARGA

FIG. 6.6



CUSTO UNITÁRIO DE REPROCESSAMENTO EM FUNÇÃO DA CAPACIDADE DA USINA

de administração e manutenção dos equipamentos não interligada com a produção. O custo variável corresponde à parcela restante do custo de operação, que depende da produção, mais os encargos para o rejeito dos resíduos radioativos.

TABELA 6.16

Variação do custo unitário com o fator de capacidade para usinas de 1 e 5 t/dia

Capacidade da Usina - 1 t/dia				
Fator de Capacidade	25%	50%	75%	100%
Encargos Financeiros a 11,33%(\$/kg)	86,92	43,46	28,97	21,73
Custos fixos de operação (\$/kg)	64,62	32,30	21,54	16,15
Custos variáveis de operação (\$/kg)	0,73	0,73	0,73	0,73
Custo para rejeito dos resíduos(\$/kg)	5,81	5,22	4,90	4,68
Custo Total (\$/kg)	158,08	81,71	56,14	43,09
Capacidade da Usina - 5 t/dia				
Fator de Capacidade	25%	50%	75%	100%
Encargos Financeiros a 11,33%(\$/kg)	30,59	15,29	10,20	7,65
Custos fixos de operação (\$/kg)	22,68	11,34	7,56	5,67
Custos variáveis de operação (\$/kg)	0,73	0,73	0,73	0,73
Custo para rejeito dos resíduos (\$/kg)	4,52	4,06	3,81	3,64
Custo Total (\$/kg)	58,52	31,42	22,30	17,69

Pela mesma tabela, vê-se que, quanto menor a usina, maior a influência dos custos fixos sobre o custo total, ou seja, para usinas de 1 e 5t/dia operando a plena carga e taxa de encargos financeiros de 11,33% correspondem, respectivamente, 87,90% e 75,30%.

Por outro lado, quando uma usina está operando abaixo da capacidade nominal, os custos fixos (independentes da quantidade processada) são divididos por menor quantidade de combustível recuperado, aumentando, conseqüentemente, o custo unitário (figura 6.8). A diferença entre o custo unitário para uma usina operando a capacidade nominal e a capacidade reduzida é definida como penalizações devidas à subprodução. Estas penalizações são muito marcantes para o reprocessamento onde a fração do custo fixo, em relação ao custo total é muito grande, como é mostrado na tabela 6.17.

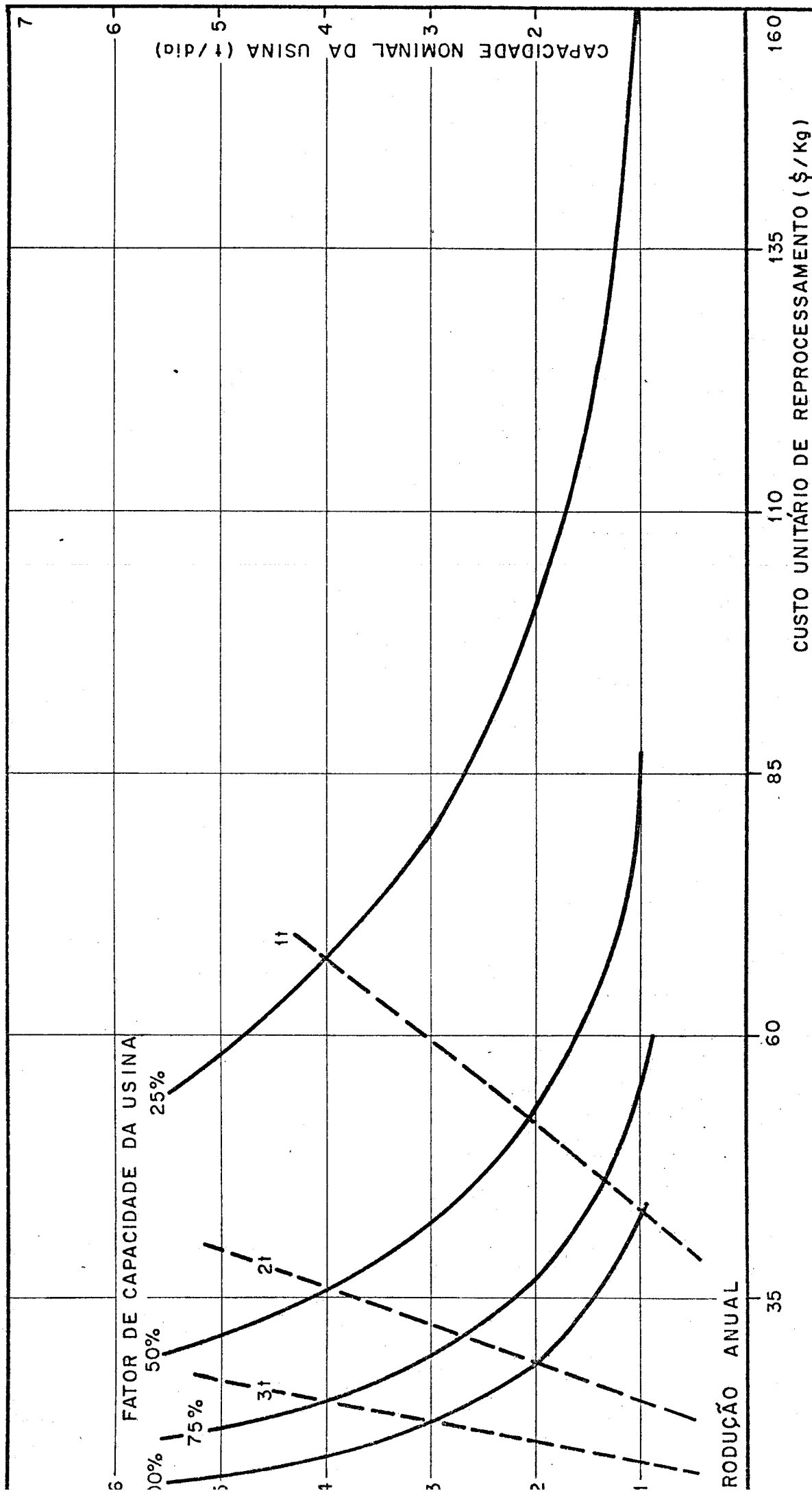
TABELA 6.17

Influência do custo fixo para uma usina operando a vários fatores de capacidade

CAPACIDADE NOMINAL DA USINA: 1 t/dia										
Fator de capacidade	10%	20%	30%	40%	50%	60%	70%	80%	90%	100%
<u>Custo fixo</u>										
Custo total	0,98	0,97	0,95	0,94	0,93	0,92	0,91	0,90	0,89	0,88

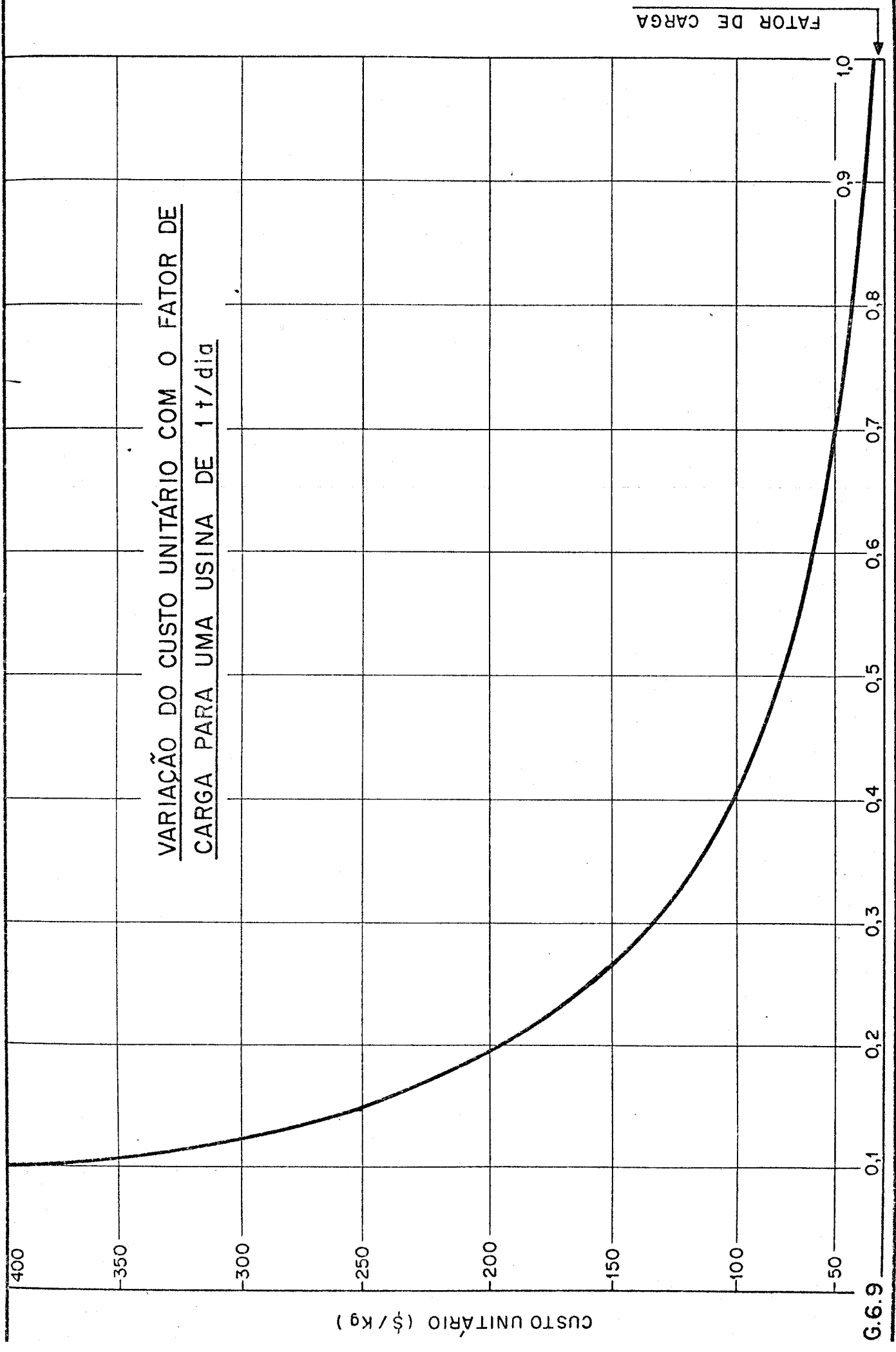
Pela tabela 6.16 vê-se que, se a usina opera com a metade da sua capacidade nominal, as penalizações devidas à subprodução serão de (81,71-43,09) 38,62 \$/kg, e, através da figura 6.9, concluiu-se que a operação da usina com capacidade abaixo de 50% não é econômica.

Tal raciocínio tem que ser generalizado para todo o período de estudo, através de uma ponderação entre as vantagens da construção de usinas de grande escala contra as penalizações da subprodução.



INFLUÊNCIA DO FATOR DE CARGA NO CUSTO UNITÁRIO DE REPROCESSAMENTO

VARIAÇÃO DO CUSTO UNITÁRIO COM O FATOR DE CARGA PARA UMA USINA DE 1 t/dia



CUSTO UNITÁRIO (\$/kg)

FATOR DE CARGA

G.6.9

Na figura 6.8, está ilustrada a variação do custo unitário de reprocessamento com a capacidade da usina a vários fatores de capacidade. Assim, usinas de 1,2 e 4 t/dia, funcionando, respectivamente, a 100%, 50% e 25% da capacidade (logo, com uma carga idêntica a 1 t/dia) levarão a custos de 43,29, 53,24 e 67,10 \$/kg. Por outro lado, se as três usinas funcionarem a plena carga, os custos serão, respectivamente, 43,29, 28,86 e 19,93\$/kg.

A seleção da situação ótima entre as vantagens da economia de escala e desvantagens da subprodução será feita através de técnicas de simulação, onde serão testadas várias seqüências de construção de usinas para o atendimento de uma certa demanda em serviços de reprocessamento. A seqüência que fornecer o menor custo ao longo do período de estudo é selecionada como a ótima. Tal estudo será analisado no próximo capítulo.

6.10 - Outros fatores

6.10.1 - Perdas /8,9/

Durante as etapas do reprocessamento do combustível irradiado, ocorrem várias perdas de material de valor, especialmente o urânio, plutônio e tório.

A redução do nível de perdas, abaixo de um certo valor, não é economicamente praticável na maioria das vezes, pois exigiria métodos de extração muito sensíveis.

A taxa de perdas nos fluxos líquidos e sólidos de material é da ordem de 1 - 2%.

Segundo o Relatório FORATOM /8/, uma taxa de perdas de 2% numa usina com capacidade de 5 t/dia, po

derá representar 10 - 15% dos encargos do reprocessamento.

No programa adotado nos cálculos do custo de reprocessamento não foram consideradas as perdas do processo.

6.10.2 - Dias de operação e manutenção

Quando se fazem os cálculos dos encargos diários de operação para uma usina de reprocessamento de combustível deve-se ter em mente o número de dias considerados para a operação da usina.

Tem-se a seguinte relação:

Dias de operação = dias para o processamento do combustível + dias para a manutenção do sistema, sendo que: - dias de processamento é o tempo gasto para que uma certa quantidade de combustível seja tratada, dependendo da capacidade de reprocessamento diário;

- os dias para manutenção englobam o tempo de início e término de operação e limpeza do sistema entre duas operações. Varia com a capacidade da usina, podendo ser igual ao tempo de processamento, mas não menor que 2 e não maior que 8. Numa grande usina, em que se opere com pequena produção, o número de dias de manutenção onera muito o processo.

Para usinas polivalentes o tempo de processamento é da ordem de 260 dias, deixando 40 a 50 dias por ano para manutenção.

A mistura do combustível dos reatores HTGR com outros combustíveis não é conveniente, pelo que deverá o mesmo ser concentrado num número mínimo de usinas de reprocessamento, talvez usinas monovalentes. Adotando-se

tal solução, serão atingidos custos mais baixos e tempo para manutenção dentro do período conveniente.

O número de dias de processamento entra no custo total anual de reproprocessamento para cada tipo de combustível.

No presente trabalho considerou-se 260 dias de processamento por ano.

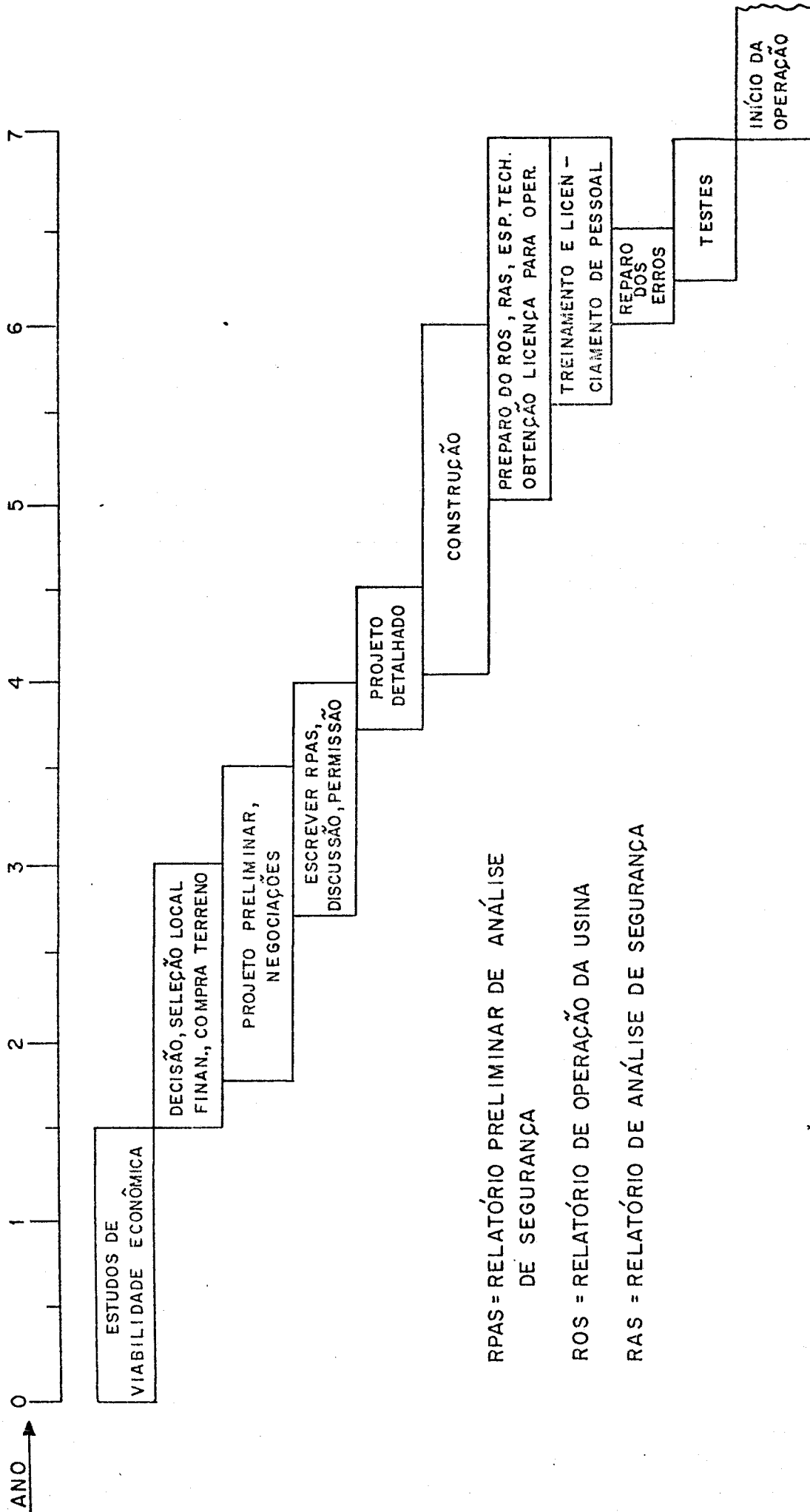
6.10.3 - Tempo necessário para a construção da usina /8,173,174/

Para implantação de uma usina de reproprocessamento o tempo de tomada de decisão e de construção será muito maior que no caso de uma indústria química convencional, face a uma série de problemas e principalmente devido ao licenciamento, que é tão, ou mais, rígido que no caso de licenciamento de centrais nucleares.

Uma estimativa deste tempo, feita pela AEC /172/ está mostrada na figura 6.10, sendo de 5 1/2 anos o período entre a decisão e a operação comercial. Em torno de 2 1/2 anos desta estimativa decorre antes do início da construção, podendo, entretanto, ser reduzido o período de licenciamento.

A etapa de planejamento e estudos econômicos de viabilidade poderão necessitar de, aproximadamente, 1 a 1 1/2 ano. Logo, as preparações dever-se-ão iniciar 6-7 anos antes da data desejável de início das atividades, dado que coincide com as estimativas do grupo FORATOM /8/.

Este período é igual ao tempo decorrido desde a decisão da construção de um reator - 5 anos (no caso da usina de Angra, dado ao caráter pioneiro do em



CRONOGRAMA ESTIMATIVO PARA A CONSTRUÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO / 172 /

FIG. 6.10

preendimento no Brasil, esta etapa será de 8 anos /175/
mais o período da descarga da primeira carga - 2 anos).

A central de Angra, a primeira a ser ins
talada no Brasil, deverá iniciar a operação por volta de
janeiro de 1977, a primeira descarga de combustível ocor
rerá, então, em 1979. Para que tal combustível seja re
processado imediatamente no Brasil, teria que ser decidi
do, atualmente, a implantação de tal indústria.

CAPÍTULO VII

Atendimento das necessidades de reprocessamento de combustíveis irradiados por usinas nacionais.

7.1 - Introdução

Neste capítulo procurar-se-á estimar uma seqüência de construção de usinas nacionais de reprocessamento para atender à descarga de combustível irradiado, proveniente de um programa nuclear de referência. Ao se iniciar este estudo, tal estimativa era o objetivo principal do trabalho. Entretanto, para se chegar neste ponto, tornou-se necessária uma extensa compilação de dados relativos à indústria de reprocessamento, o que foi feito nos capítulos anteriores.

Inicialmente, ressaltaram-se os objetivos e as alternativas tecnológicas para o reprocessamento do combustível nuclear; analisou-se o programa nuclear brasileiro e a descarga de combustível irradiado a ser reprocessado. Para se analisar a viabilidade quanto ao reprocessamento deste combustível no exterior, fez-se um levantamento do mercado de reprocessamento na Europa e nos EUA.

Finalmente, compilou-se um conjunto de parâmetros técnicos e econômicos que serão utilizados de forma explícita ou implícita neste capítulo.

Uma vez reunidos todos estes dados, serão então analisadas as possibilidades de atendimento dos serviços de reprocessamento do combustível irradiado pela instalação de usinas de reprocessamento nacionais. Logo, este capítulo tem por finalidade estimar a seqüência de entrada em operação destas indústrias, suas capacidades e os seus custos.

Tal estimativa foi possível utilizando-se um código de simulação desenvolvido no Laboratório Nacional de Oak Ridge (ORNL), Estados Unidos /9/.

A seqüência para a construção de usinas de reprocessamento não é otimizada, mas é estimada pela introdução de cada nova usina tal que a capacidade total corresponda à demanda para um número de anos no futuro. Esta aproximação não fornece a seqüência ótima das capacidades das usinas, mas tende a simular de uma certa forma a maneira pela qual as novas usinas são determinadas na indústria.

Inicialmente, considerou-se que o combustível seja reprocessado no Brasil desde a primeira descarga da usina de Angra, isto é, em torno de 1979. Por outro lado, tal alternativa implica na introdução de usinas com uma pequena capacidade de reprocessamento no início do período de estudo (descarga pequena), ou na implantação de usinas de grandes capacidades (para períodos de absorção maiores) operando com baixo fator de carga, em ambos os casos onerando em demasia o custo de reprocessamento.

Foram feitas, então, algumas alterações no código original, tornando possível a análise de outras estratégias tais como:

- estocagem provisória do combustível irradiado;
- reprocessamento no exterior do combustível irradiado;

até que seja viável em ambos os casos a construção no país da primeira usina, com capacidade estipulada.

A seguir, será indicada a importância do problema e discutido o modelo econômico adotado para, então, serem analisadas as diversas alternativas e a viabilidade do programa nacional.

7.2 - Problemas associados com a implantação da indústria de reprocessamento.

Sabe-se que a implantação de uma nova indústria implica em vários problemas técnicos, econômicos e políticos. Em se tratando do reprocessamento, os problemas são maiores, já que os aspectos de caráter político e estratégicos têm que ser necessariamente levados em conta devido ao tipo de material com que esta indústria vai lidar. Do ponto de vista técnico-econômico os principais aspectos a serem ressaltados no reprocessamento são os seguintes:

- formação de pessoal especializado;
- escolha do processo e do tipo de usina;
- determinação da capacidade da usina;
- escolha do local da usina;
- segurança e licenciamento;
- financiamento;
- concorrência e contratos.

Com o objetivo da implantação da indústria de reprocessamento no país e tendo em vista a total inexperience brasileira no ramo, a primeira meta deverá ser dirigida para a especialização de pessoal nesta área, visando a assimilação do "know-how" externo, o acompanha-

mento do projeto, o controle dos processos e a operação da usina. Para isto é preciso engajar-se num programa de desenvolvimento voltado inicialmente para problemas em escala de laboratório, depois em escala piloto e posteriormente em escala industrial, abrangendo todas as etapas do reprocessamento, pois, tecnicamente, é essencial uma grande experiência na manipulação de materiais de alta radioatividade; na determinação quantitativa dos elementos; no controle de criticalidade e tratamento dos resíduos radioativos. Tal programa deve iniciar-se cerca de 12 anos antes da data prevista para início de funcionamento da usina em escala industrial.

Tecnologicamente o reprocessamento dos combustíveis dos reatores de potência atuais não apresentam nenhum problema significativo. Os métodos aquosos de extração por solvente, demonstrados suficientemente por mais de 20 anos de experiência, são, em geral, os métodos utilizados. Foi provado que os mesmos são extremamente flexíveis e seguros, desta maneira, qualquer processo alternativo concorrente terá que demonstrar a sua economicidade e confiabilidade de tecnologia /140/. As várias tentativas de desenvolvimento neste campo concentram-se, atualmente, na adoção dos métodos aquosos para o tratamento dos combustíveis dos reatores avançados, bem como dos reatores rápidos e dos reatores a alta temperatura.

Uma vez que no caso brasileiro não está de finida oficialmente uma linha de reatores, é mais segura a construção de usinas polivalentes, usando extração por solvente, que pode ser adaptada a qualquer tipo de combustível.

Na determinação da capacidade das usinas de reprocessamento é de suma importância a estimativa da capacidade nuclear no horizonte de estudo e a participação dos diversos tipos de centrais neste mercado.

Para o caso brasileiro, e em relação aos serviços de reprocessamento, não há risco relacionado com um sistema de concorrências, isto pelo fato de que as indústrias deste gênero deverão ser supervisionadas por uma única companhia, a Companhia Brasileira de Tecnologia Nuclear (CBTN).

Devido à alta economia de escala relativa à indústria de reprocessamento, é mais vantajosa a construção de grandes usinas de reprocessamento. Logo, as capacidades destas são estimadas com base na projeção da demanda para um certo número de anos além da data que iniciará a sua operação, funcionando conseqüentemente a baixa capacidade durante este período. Mas como foi mostra do nos capítulos anteriores, é necessário sempre um ba-lanço entre a economicidade da implantação de grandes u-nidades contra as penalizações devido à baixa utilização.

Quanto ao local de instalação da usina, só poderá ser definido quando se conhecer os locais prová-veis de instalação das centrais nucleares, pois devem-se considerar os custos de transporte que irão influenciar, também, na determinação da capacidade da usina. Há, ain-da, como restrições os limites relativos à segurança, re-jeito dos resíduos, condições geológicas favoráveis, etc. Para a escolha definitiva do local é necessária a permissão federal. O fator legal principal é o licenciamento da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).

Os subsídios financeiros requeridos para tal empreendimento, face ao seu montante, são em geral de responsabilidade dos governos, a exemplo do caso da Europa.

Considerando que, atualmente, o Brasil conta com um pequeno desenvolvimento nesta área, será necesária uma assessoria externa.

Como o Japão /176,177/, que a partir de um concorrência internacional, confiou os estudos completos do complexo industrial de tratamento dos combustíveis irradiados à companhia francesa "Saint Gobain Techniques Nouvelles" (S.G.N.), o Brasil deverá proceder da mesma forma, até que haja um desenvolvimento de "know-how" nacional.

Como exposto acima, o reprocessamento do combustível irradiado é regido por várias restrições, incluindo compromissos contratuais, processos reguladores e considerações ambientais. Estas limitações restringem a flexibilidade quanto a esta etapa do ciclo e se refletem também na necessidade de:

- alta eficiência na recuperação dos produtos;
- alto fator de descontaminação dos produtos;
- mínimo potencial de degradação do produto;
- controle e confinamento dos materiais radioativos;
- eliminação ou minimização dos efluentes e de materiais radioativos nestes efluentes;
- fornecimento dos resíduos na forma conveniente para estocagem prolongada;
- cuidados para se evitar a criticalidade.

Apesar dos vários problemas ressaltados acima, a instalação de uma usina de reprocessamento se justifica pela opção proporcionada ao desenvolvimento, como reserva dos potenciais naturais e como um passo na independência do ciclo.

7.3 - Seleção de uma seqüência para implantação de usinas de reprocessamento.

7.3.1 - Introdução

Como foi descrito no capítulo 4, baseando-se em um programa na região sudeste, de reatores nucleares dos tipos LWR e FBR, estima-se uma descarga em combustível irradiado conforme indicado na figura 4.3.

Para atender à demanda em serviços de reprocessamento, pode-se então partir da hipótese que devam ser construídas usinas para tratar o combustível tal que acompanhe a demanda durante todo o horizonte de estudo, sendo, então, o problema de se determinar quais as capacidade das usinas e as respectivas datas de entrada em funcionamento de modo a minimizar os custos envolvidos.

Sabe-se que na determinação do custo de reprocessamento, os principais fatores são o investimento de capital e os encargos fixos de operação da usina. Por esta razão, a economia de escala mostra-se tão favorável. Esta vantagem é mais acentuada quando as usinas operam a plena carga. As penalizações devidas à subprodução são muito pesadas. Estes efeitos tornam-se mais marcantes quando se aumenta a taxa de juros sobre o capital investido.

Para a obtenção da expansão ótima do sistema é necessária uma ponderação destes fatores conflitantes, isto é, balancear os efeitos favoráveis à construção de usinas de grande capacidade contra as penalizações resultantes da subprodução.

Desta maneira, se a demanda inicial para o reprocessamento for pequena, a usina poderá ser dimensio-

nada para entrar em operação nos primeiros anos do período em estudo, mas operando a um baixo fator de capacidade, ou o combustível irradiado é estocado ou reprocessado no exterior até uma data na qual a usina, quando construída, possa ser melhor dimensionada.

A alternativa envolve um balanço entre o fator de utilização durante toda a vida da usina e a sua capacidade de tratamento. Devem-se, também, considerar as penalizações ligadas aos encargos de inventário e estocagem.

A determinação do período ótimo de estocagem ou de reprocessamento no exterior, e a capacidade ótima para a usina, dependerá também da taxa de crescimento da demanda e de parâmetros econômicos.

Um estudo envolvendo todos estes pontos requer para os cálculos o uso do computador, com base em técnicas de programação dinâmica /95, 154-157, 178-181/ ou outros modelos mais simplificados /19, 47-51, 72, 182-184 /. A seguir será feita um síntese dos métodos já utilizados em outros países nesta determinação e o modelo a ser utilizado neste trabalho.

7.3.2 - Métodos de cálculo existentes.

Para a otimização de uma seqüência de usinas a serem implantadas para atenderem uma dada demanda, tal que minimize os gastos totais com o empreendimento, utilizam-se em geral modelos que adotam programação linear, não linear, dinâmica ou estocástica.

Vários trabalhos têm mostrado que para se conseguir um sistema mais econômico devem-se otimizar as capacidades das usinas, datas de implantação, localização, estocagem e duração da etapa de arrefecimento.

O ORNL, por exemplo /9, 47 - 51 / adotou um modelo simplificado onde se supõe que a demanda cresce linearmente com o tempo, isto é, que a quantidade de combustível irradiado produzido cada ano aumenta numa razão constante e que o horizonte de estudo é infinito. Através deste modelo é possível a otimização das capacidades das usinas e duração de cada etapa do processo. Este modelo admite que o combustível é estocado durante um certo período, havendo, portanto, encargos de estocagem e inventário, até que entre em operação uma usina com capacidade proporcional ao aumento da quantidade de combustível irradiado. A localização não é considerada nesta otimização.

Um outro modelo que utiliza programação linear é usado pelo ORNL nos estudos econômicos para o reprocessamento de combustíveis/9, 47 - 51/. Este modelo considera o combustível irradiado proveniente de H fontes para ser reprocessado em K locais possíveis para instalação da usina de reprocessamento. A otimização é baseada na minimização dos gastos atualizados desde que se conheçam:

- as economias relacionadas com o processamento e o investimento necessário à construção de usinas de reprocessamento pequenas ou grandes;
- os dados econômicos relacionados com o transporte, tal que haja seleção quanto à viabilidade na construção de muitas ou poucas usinas, de capacidades pequenas e grandes, respectivamente.

O código, então, decide quanto combustível deve ser estocado economicamente antes da construção das usinas de reprocessamento, onde e com que capacidade estas usinas deverão ser construídas.

Outra técnica usada na otimização é a utilização de programação dinâmica, método usado pelos franceses /95, 154 - 157/ e desenvolvido também pelo ORNL /49, 131 /.

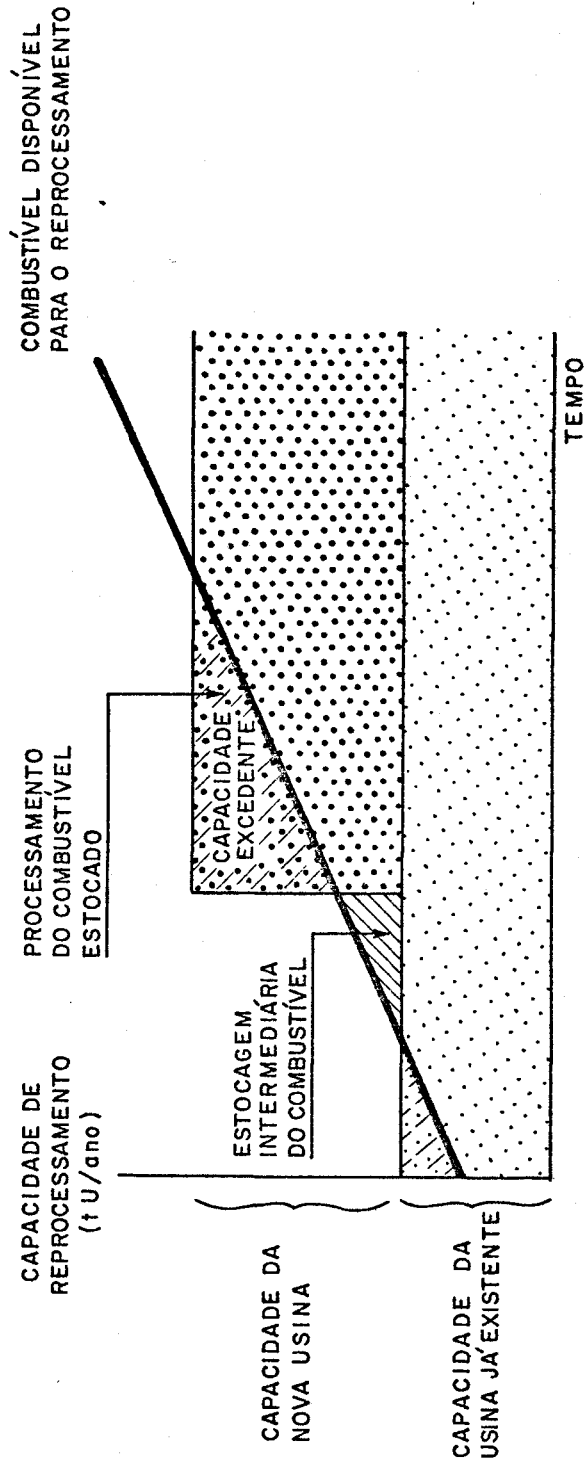
O problema de planejamento é para a estimativa de construção das usinas de reprocessamento do combustível (data, local e capacidade), estocagem do combustível e transporte do combustível tal que resulte num custo mínimo durante o período de estudo.

Uma análise dos problemas envolvidos na escolha dos métodos que utilizam programação dinâmica, programação linear e processos estocásticos é feita na referência /49/.

O código que foi usado neste trabalho (desenvolvido nos Estados Unidos) é baseado num modelo intuitivo do mercado para simular uma economia em expansão. A otimização das capacidades das usinas por minimização de custos não é considerada explicitamente, apesar de que os custos podem ser calculados pela variação de certos parâmetros de modo que se pode chegar a um mínimo ou próximo de um mínimo. A localização das usinas e a possibilidade de estocagem intermediária de combustível (figura 7.1), durante um certo período antes da construção da usina de reprocessamento, não foram consideradas. A estocagem intermediária implicaria num atraso na implantação das usinas, mas também num aumento de suas capacidades. Neste caso teriam que ser comparados os custos de estocagem do combustível irradiado e as penalizações face à operação da usina com capacidade reduzida nos primeiros anos, em relação às vantagens em se construir usinas maiores operando com maiores fatores de capacidade.

Foram feitas algumas modificações no programa original para se considerar a estocagem do combustível ou o reprocessamento no exterior antes da implantação da primeira usina. Estas alterações serão analisadas no item 7.4.2.

As principais razões que levaram a escolha deste modelo para utilização neste trabalho são as seguintes:



ESQUEMA PARA CONSTRUÇÃO DAS USINAS DE REPROCESSAMENTO/8/

- é um modelo intensamente utilizado nos EUA;
- era o único código disponível no início do trabalho, estando o mesmo, além disto, preparado para o estudo do reprocessamento;
- não se sabe "à priori" quais as vantagens de se adotar um modelo mais sofisticado, tendo em vista o caráter preliminar do trabalho.

7.3.3 - Processos de geração das seqüências de construção de usinas /9,150,153,182-183/

No caso de se utilizar modelos de simulação para uma indústria que apresenta economia de escala, as capacidades das diversas usinas são determinadas em relação à demanda correspondente a um certo período de tempo à frente do início da operação da usina. Este período será referido como tempo em que a usina leva para atingir a plena capacidade de produção ou tratamento ou simplesmente "período de absorção" ("look ahead - time").

Assim, para atender a uma certa demanda, a capacidade da primeira usina é igual à demanda correspondente ao período de absorção escolhido. No ano seguinte a este período, obviamente, a demanda supera a capacidade instalada, sendo necessária a introdução de uma segunda unidade. Na literatura corrente são usados dois métodos para se determinar a capacidade das diversas usinas que vão compor a seqüência, que são os seguintes:

- a - No ano X em que a demanda excede à capacidade instalada, deve ser implantada outra usina cuja capacidade, adicionada às capacidades das usinas já existentes, atenda à demanda no ano X + Y, onde Y é o período de absorção. Este processo é repetido todo ano em que a demanda excede a capaci

dade instalada.

Esquemáticamente pode-se representar este método conforme mostra a figura 7.2. Sendo N o ano de início de operação da primeira usina, tem-se:
Capacidade da primeira usina =

$$\text{Demanda no ano } (N + Y)$$

Início da operação da segunda usina =

$$N + Y + 1 = X$$

Capacidade da segunda usina =

$$\text{Demanda no ano } (X + Y) -$$

Capacidade da primeira usina.

E, assim, sucessivamente.

- b - No ano X, em que a demanda excede a capacidade instalada, deve ser implantada outra usina cuja capacidade é determinada pela relação:

Capacidade da usina (M) = Capacidade da usina

$$(M-1) \times \frac{\text{Demanda no ano } (X + Y)}{\text{Demanda no ano } (X)}$$

Y = período de absorção.

Assim, sendo N o ano de início de operação da primeira usina, tem-se:

Capacidade da primeira usina =

$$\text{Demanda no ano } (N + Y)$$

Sendo Z o ano em que a demanda supera a capacidade instalada, tem-se:

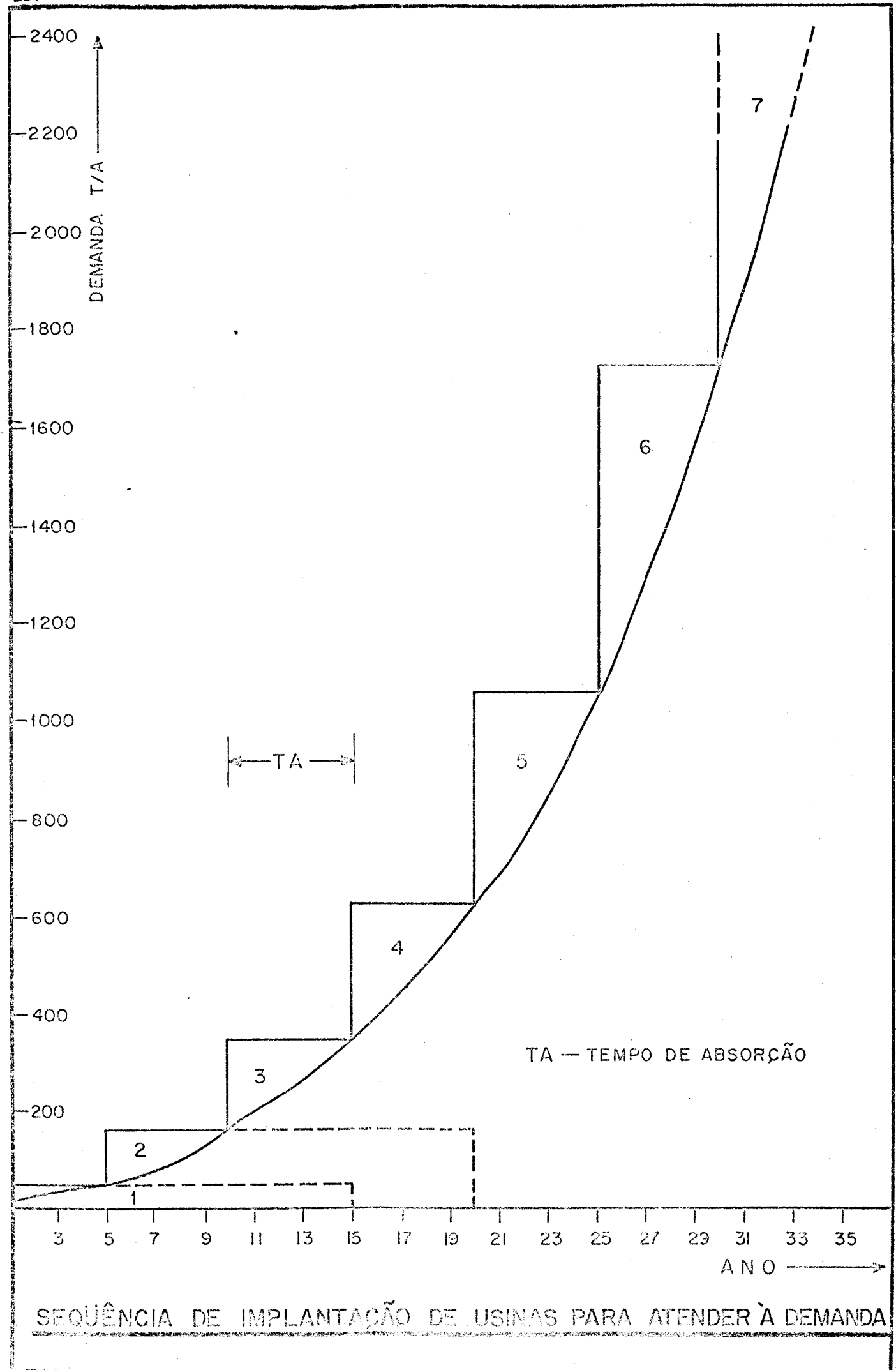
Início de operação da segunda usina =

$$Z + 1 = X$$

Capacidade da segunda usina = Capacidade da primeira usina x

$$\frac{\text{Demanda no ano } (X + Y)}{\text{Demanda no ano } (X)}$$

E, assim, sucessivamente.



O modelo usado neste trabalho adota o primeiro método para a determinação das capacidades e das datas de início de operação das usinas durante o período de estudo.

O segundo método tem sido utilizado em certos códigos que determinam a seqüência ótima para implantação de usinas de fabricação /150,185/.

Outro ponto importante que deve ser ressaltado é quanto ao planejamento da distribuição de carga entre as usinas operando num mesmo ano. Esta consideração é importante para determinação da capacidade ociosa de cada usina e o cálculo do custo anual do sistema. Na realidade será necessário que se analise o desenvolvimento tecnológico de cada unidade e a distância entre as usinas de reprocessamento e entre usinas e reatores de potência. Numa primeira análise é possível se fazer três hipóteses:

- carregamento das unidades mais novas primeiro, admitindo que sejam mais eficientes e correspondendo, então, a custos unitários menores. Neste caso, as usinas mais antigas operarão a baixa capacidade neste período;
- carregamento das unidades mais antigas primeiro. Neste caso, as várias usinas operarão abaixo da capacidade nominal somente no "período de absorção";
- carregamento proporcional das várias unidades operando no mesmo ano. Esta proporcionalidade é relativa à capacidade de cada unidade. Neste caso, as várias usinas operarão parcialmente carregadas durante todo o período de vida.

O modelo usado neste estudo considera a segunda e a terceira alternativa para a distribuição de carga

entre as usinas. Pensou-se, inicialmente, em se considerar, também, a primeira alternativa, fazendo-se modificações no programa inicial, mas, tendo sido testadas as duas opções, verificou-se uma pequena diferença nos resultados, não se justificando por isso tais alterações. No item 7.5 serão mostrados tais resultados.

Além das alternativas para gerar as seqüências de usinas salientadas acima, neste trabalho consideraram-se, ainda, três estratégias para a época de implantação da primeira usina, a saber:

- 1 - admite-se a introdução de usinas de reprocessamento desde o primeiro ano de estudo;
- 2 - admite-se a estocagem do combustível até que a demanda justifique a implantação de uma usina com determinada capacidade;
- 3 - admite-se o reprocessamento do combustível no exterior até que a demanda justifique a implantação de uma usina com determinada capacidade.

Para cada hipótese analisam-se os resultados para um período de absorção de 1 a 14 anos, o que resulta em 14 alternativas para cada esquema.

Para as estratégias 2 e 3 faz-se, ainda, uma variação na capacidade da primeira usina. Com base no item 6.2, as capacidades das usinas terão um limite inferior e superior, em relação, respectivamente, à capacidade mínima econômica e à capacidade máxima admissível para tal empreendimento. Consideram-se, então, as alternativas quanto à introdução da primeira usina com capacidades de 130, 260, 390 e 520 t/ano. Estes valores, a primeira vista arbitrários, são baseados no fato de que a capacidade econômica mínima de uma usina comercial é de meia tonelada por dia, e como se trata da capacidade da primeira usina não é justificável en

tocar ou reprocessar no exterior o combustível por períodos muito longos, esperando a entrada de uma grande unidade, estando-se sujeito com isto a vários riscos como foi descrito no parágrafo 6.2. Outro ponto importante é no que diz respeito ao desenvolvimento tecnológico desta etapa do ciclo. Se houver uma demora muito grande para implantação desta indústria haverá, conseqüentemente, um atraso na independência do ciclo.

Outra alternativa que poderia ser considerada é admitir a estocagem intermediária do combustível, (figura 7.1). Tal estratégia implicaria num atraso na implantação das usinas, e, conseqüentemente, num aumento das capacidades destas. Os fatores que podem influenciar em tal decisão foram analisados no parágrafo 6.2.

Fazendo-se uma combinação de todas as alternativas relacionadas acima, vão ser geradas várias seqüências para a expansão do sistema. Para a determinação da seqüência ótima ou próxima da ótima deve ser definido um critério de comparação.

7.3.4 - Critério para a seleção das alternativas

Uma vez que se tenha um processo de gerar um conjunto de usinas capazes de atenderem à demanda durante um certo horizonte de estudo, deve-se, então, adotar um critério para se comparar as seqüências entre si e escolher a melhor das alternativas consideradas.

O índice de mérito adotado neste estudo para comparação das alternativas se baseia no chamado custo nivelado.

Em geral, uma usina inicia a operação com um baixo fator de capacidade e vai aumentando este valor com o passar do tempo até atingir a plena capacidade de operação

ou tratamento. O custo unitário de uma usina, operando a baixa capacidade, será elevado devido às penalizações decorrentes da subprodução. Torna-se conveniente, então, determinar um custo de reprocessamento que reflita o carregamento da usina durante toda sua vida útil. Este é denominado custo nivelado /8, 9, 150/ e é calculado relacionando todos os gastos relativos à produção total da usina, durante a vida útil da usina.

Analogamente, o cálculo do custo nivelado para um conjunto de usinas durante todo o horizonte de estudo engloba os custos totais de operação relativos à produção total de todas as usinas do parque. Não significa, entretanto, que este valor represente necessariamente o custo para qualquer ano.

O custo nivelado representa, então, o custo unitário constante ao longo de todo o período tal que, se aplicado num determinado período, gere o mesmo fluxo de caixa que o resultante devido aos custos reais de reprocessamento de certa quantidade de combustível no mesmo período.

Matematicamente, o custo nivelado para uma única usina é calculado pela seguinte expressão:

$$\sum_{N=NI}^{NF} \text{CNU} (M) \times \text{PROD} (M, N) \times \text{FA} (N) = \sum_{U=NI}^{NF} C (M, N) \times \text{FA} (N)$$

ou

$$\text{CNU} (M) = \frac{\sum_{N=NI}^{NF} C (M, N) \times \text{FA} (N)}{\sum_{N=NI}^{NF} \text{PROD} (M, N) \times \text{FA} (N)}$$

onde:

CNU (M) = custo nivelado da usina M (\$/kg) ;

NI e NF = anos de início e final de operação da usina M, respectivamente.

FA (N) = fator de atualização do ano N, com base em determinada taxa de atualização (i) =

$$= \frac{1}{(1 + i)^N};$$

PROD (M,N) = produção anual da usina M, no ano N (kg/ano);

C (M,N) = custo total anual da usina M, no ano N (\$/ano) = encargos de operação da usina.

O custo nivelado para todas as usinas de reprocessamento, operando durante o período de estudo, será então:

$$CN = \frac{\sum_M \sum_{NI}^{NF} C(M,N) \times FA(N)}{\sum_M \sum_{NI}^{NF} PROD (N,M) \times FA (N)}$$

onde: CN = custo nivelado do sistema (\$/kg).

Na determinação da melhor estratégia relativa à introdução de usinas de reprocessamento, a escolha é feita em relação aos custos nivelados. A alternativa que apresentar o menor custo nivelado é a melhor solução já que implica no menor dispêndio total atualizado.

7.4 - Modelo econômico adotado

7.4.1 - Descrição sumária do programa FUELCO

O programa básico adotado neste trabalho é o Código FUELCO ("FUEL COst"), desenvolvido no Laboratório Nacional de Oak Ridge (ORNL) nos Estados Unidos. Este programa calcula o custo unitário de fabricação, preparação química, conversão e reprocessamento químico do combustível, e faz parte de um sistema que interliga vários códigos que determinam a melhor estratégia para implantação de reatores nucleares nos Estados Unidos /9,186/.

É possível determinar, com uma única rodada de computador, os custos associados a cada processo para cada tipo de reator. Esta discriminação pode ser feita pela seleção do número correspondente a cada processo. Na tabela 7.1 está mostrada a listagem dos diversos processos considerados no código.

Pela variação de alguns parâmetros, pode-se estimar o esquema de implantação destas várias etapas do ciclo do combustível, num certo horizonte de estudo. Considerando que este estudo visa analisar somente a etapa do reprocessamento, serão discutidos unicamente os problemas ligados a esta fase do ciclo do combustível.

A partir da descarga de combustível irradiado acumulado por dois anos (dado de entrada), por tipo de reator, o programa calcula, então, as capacidades e datas para implantação das várias usinas de reprocessamento e determina os custos associados a cada usina, ao sistema e a cada tipo de reator.

No diagrama de bloco, figura 7.3, estão esquematizadas as várias etapas de cálculo do código FUELCO, composto de sete sub-rotinas. O programa principal chama as várias sub-rotinas, agrupando depois os valores calculados ano a ano, para, então, determinar os custos anuais relativos a cada tipo de reator.

O modelo usado permite também uma limitação na capacidade máxima de cada usina segundo a ordem de sua entrada em operação. Assim, serão analisadas as alterações decorrentes usando-se várias seqüências de capacidades, inclusive admitindo-se a introdução de usinas com qualquer capacidade desde que acompanhe a demanda. Tal alternativa poderá implicar na entrada de usinas com capacidade além da estipulada anteriormente (~5 t/dia) e uma redução no "período de absorção".

TABELA 7.1

Lista dos processos

Número do processo	Descrição
1	Fabricação - PWR-U
2	Fabricação - PWR - Pu
3	Fabricação - BWR -U
4	Fabricação - BWR - Pu
5	Fabricação - HWBLW
6	Fabricação - HWOCR - UC enriquecido
7	Fabricação - HWOCR - UC natural
8	Fabricação - HWOCR - ThO ₂
9	Fabricação - HWOCR - U metálico natural
10	Fabricação - HWOCR - Th metálico
11	Fabricação - SCBR, LP - núcleo
12	Fabricação - SCBR, LP - cobertura
13	Fabricação - SCBR, HP - núcleo
14	Fabricação - SCBR, HP - cobertura
15	Fabricação - SCBR, IP - núcleo
16	Fabricação - SCBR, IP - cobertura
17	Fabricação - GCFR-4 núcleo
18	Fabricação - GCFR-4 cobertura
19	Fabricação - HTGR
20	Fabricação - LMFBR - avançado c/o núcleo a óxido
21	Fabricação - LMFBR - avançado c/a cobertura a óxido
22	Fabricação - LMFBR - núcleo c/carbeto
23	Fabricação - LMFBR - cobertura c/ carbeto
24	Fabricação - LMFBR - avançado c/o núcleo a carbeto
25	Fabricação - LMFBR - avançado c/a cobertura a carbeto
26	Fabricação - LMFBR - conversores c/o núcleo a carbeto
27	Fabricação - LMFBR - conversores c/a cobertura a carbeto
28	Fabricação - LMFBR - de referência c/núcleo a óxido
29	Fabricação - LMFBR - de referência c/cobertura a óxido
30	Fabricação - LMFBR - avançado c/núcleo a óxido
31	Fabricação - LMFBR - avançado c/cobertura a óxido
32	Fabricação - LMFBR - conversores c/núcleo a óxido
33	Fabricação - LMFBR - conversores c/cobertura a óxido
34	Fabricação - GCFR - núcleo
35	Fabricação - GCFR, cobertura
36	Fabricação - GCFR - avançado c/o núcleo a óxido
37	Fabricação - GCFR - avançado c/a cobertura a óxido
43	Reprocessamento Químico Polivalente
44	Reprocessamento Químico Monovalente
45	Reprocessamento Químico Monovalente
46	Preparação - UF ₆ a UO ₃
47	Preparação - UO ₃ + Pu(NO ₃) ₄ a UO ₂ - PuO ₂
48	Preparação - natural U ₃ O ₈ a UO ₃
49	Preparação - UO ₃ a UO ₂
50	Preparação - UO ₂ a U metálico
51	Preparação - UO ₂ (NO ₃) ₂ + Pu(NO ₃) ₄ a UO ₂ -PuO ₂
52	Preparação - Th(NO ₃) ₄ + ²³³ UO ₂ (NO ₃) ₂ + ²³⁵ UF ₆ a UO ₂ -ThO ₂
53	Preparação - para os HTGR (ThO ₂ separado, microesferas de UO ₂ - ThO ₂)
54	Preparação - para os HWOCR, Th-U metálico.
58	Conversão - nitrato de urânio para UF ₆ .

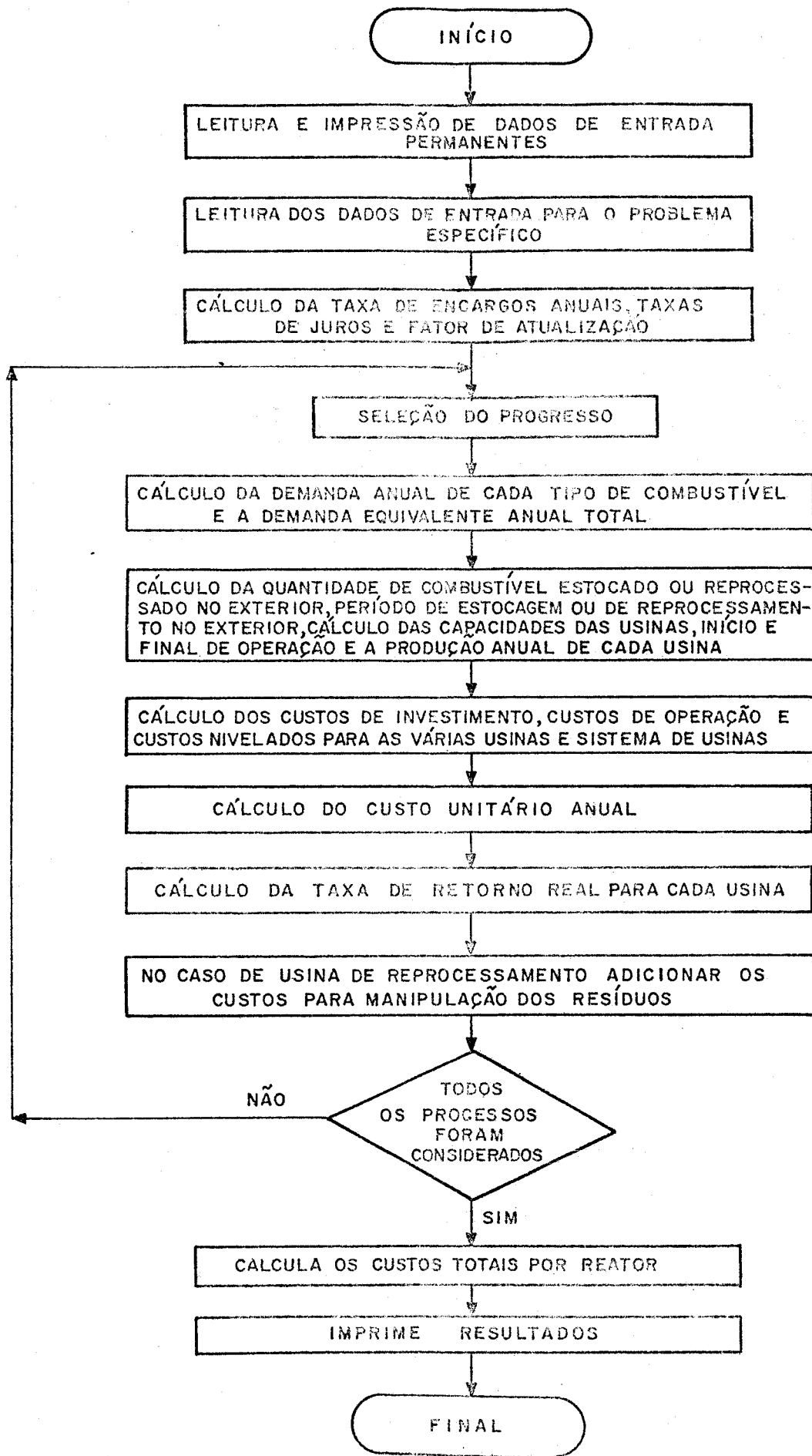


DIAGRAMA DE BLOCO — PROGRAMA FUELCO

Tais disponibilidades do modelo permitem a análise do método b, discutido no item 7.3.3, fixando, na seqüência das capacidades, os valores determinados por tal método.

Os dados de entrada são subdivididos em duas classes: dados de entrada permanentes e aqueles para certos problemas específicos.

Os dados de entrada permanentes se subdividem em:

- seqüência das capacidades das usinas que serão usadas nas limitações;
- conjunto de parâmetros econômicos que são usados para a determinação de custos;
- parâmetros relativos aos vários tipos de reatores tais como: taxa de irradiação; fatores em função do combustível;
- constantes de custos para cada processo.

Os dados de entrada para o problema específico se subdividem em:

- índices relativos ao método de depreciação a ser usado; número de processos a serem calculados; número de reatores; alternativa a ser seguida no caso do reprocessamento; tipo de carregamento das usinas e algumas variáveis para determinação dos custos;
- parâmetros econômicos tais como: horizonte de estudo; vida da usina; tempo de absorção para atingir a plena carga; taxas de juros e impostos;
- número de processos a serem calculados;
- demanda para os vários processos por tipo de reator.

Os dados de entrada, para a etapa de reprocessamento, utilizados neste trabalho, serão mostrados no item 7.4.4., e no apêndice C foi feita uma descrição sumária das várias sub-rotinas do programa FUELCO.

7.4.2.- Modificações introduzidas na versão original do programa.

O código usado neste trabalho para a estimativa de introdução de usinas de reprocessamento, dentro do programa nuclear brasileiro, sofreu algumas alterações de maneira tal que pudessem ser analisadas outras alternativas para disposição final do combustível irradiado.

Estas modificações foram feitas tendo em vista a pequena demanda nos primeiros anos de estudo, sendo necessária a consideração de outras estratégias para a recuperação do combustível irradiado, isto é, reprocessamento do combustível irradiado no exterior e estocagem deste combustível por um certo período. O código passou, então, a ser designado por FUELCO-1.

Foi possível se fazer todas as alterações sem afetar a sistemática de cálculo para outros processos, pois estes são feitos independentemente.

Serão descritas, a seguir, as modificações para cada caso.

7.4.2.1 - Estocagem do combustível irradiado por um certo período.

Admite-se, neste caso, que o combustível irradiado deva ficar estocado até que a demanda justifique a implantação da primeira usina com capacidade pré-fixada. A quantidade de combustível acumulada deverá, então, ser re-

processada no período em que a primeira usina opere abaixo da sua capacidade nominal, elevando com isto o seu fator de capacidade.

Caso a quantidade total de combustível acumulada seja maior que a capacidade total excedente nos primeiros anos de operação da usina, isto é, até que esta atinja sua plena capacidade de operação, esta usina deverá ser instalada no ano anterior. O combustível estocado é, então, distribuído segundo a ordem de descarregamento do reator, e determina-se, a seguir, o tempo de estocagem de cada parcela para o cálculo do custo de inventário.

Se há vários tipos de combustíveis a serem estocados, para efeito de cálculo do custo de rejeito dos resíduos (Sub-rotina Waste), torna-se necessário determinar as novas demandas por tipo de combustível (FUE (K, N)).

O custo de inventário é função do valor do combustível irradiado. No caso do combustível dos LWR, este tem um valor em torno de 100 \$/kg/7,8/, conforme já mostrado no item 2.5 para um enriquecimento final de 1%, com 6 a 8 g Pu/kg U. À taxa de juros de 10% por ano, isto resultaria num custo de inventário da ordem de 1 \$/kg por mês.

Quando o combustível é estocado somente para resfriamento, o que corresponde a um período de 5 a 6 meses entre a descarga e o reprocessamento, atinge-se custos de 6 a 12 \$/kg.

No presente estudo não serão levados em conta estes custos, pois serão consideradas somente as etapas do reprocessamento propriamente ditas. Entretanto, no caso de estocagem por longo tempo, estes juros sobre o material inventariado deverão contribuir consideravelmente nos custos, influenciando substancialmente na escolha da melhor estratégia a ser seguida.

Com base no relatório do grupo FORATOM /8/, de verão ser considerados, ainda, os custos de estocagem do material irradiado, que é da ordem de 0,2 \$/ano - kg de U contido.

No caso dos combustíveis dos reatores FBR (mistura do núcleo e cobertura), estes têm um valor da ordem de 500 a 1000 \$ por quilo, dependendo do valor do urânio e plutônio físsil. Segundo o mesmo raciocínio, isto implicará num custo de inventário de 5 a 20 \$ por quilo por mês. Com base em tal valor conclui-se pela inviabilidade de se estocar este combustível por longo período, sendo tal situação preponderante, também, na determinação do tempo ótimo de resfriamento.

Para o cálculo do custo nivelado atualizado para todo o sistema, deverão ser considerados os encargos resultantes da estocagem do combustível, através da relação:

$$CNER = \frac{\sum_{n=1}^X (CEC + CIC) \times D_n \times TE_n \times FA_n + \sum_{n=x+1}^N C_n \times FA_n}{\sum_{n=1}^N P_n \times FA_n}$$

onde:

CNER = custo nivelado do sistema incluindo os encargos devidos à estocagem (\$/kg);

CEC = custo de estocagem do combustível irradiado (\$/kg-ano);

CIC = custo de inventário do combustível (\$/kg - ano);

TE_n = tempo de estocagem do combustível descarregado no ano n (anos);

D_n = quantidade de combustível a ser estocada e que foi descarregada no ano n (kg/ano);

C_n = custo anual de reprocessamento no ano n (\$/ano);
 X = período de estocagem;
 FA_n = fator de atualização;
 N = horizonte de estudo;
 P_n = produção anual das usinas (kg/ano).

Os custos nivelados determinados por esta relação servirão para selecionar a alternativa economicamente mais interessante dentro desta estratégia.

7.4.2.2 - Reprocessamento do combustível no exterior por um certo período.

Nesta alternativa, o combustível irradiado descarregado dos reatores deverá ser reprocessado no exterior até que a demanda justifique a implantação da primeira usina com capacidade pré-estabelecida.

No presente estudo, os custos para o reprocessamento no exterior foram baseados nos preços atualmente adotados nos EUA e nos contratos feitos pela UKAEA para a usina de Windscale. Como foi relatado no capítulo 5, a usina de Windscale é atualmente a maior usina construída no mundo com condições de oferecer um serviço de reprocessamento com bases comerciais, mas tal situação deverá estar mudada por volta de 1980, época em que começaremos a necessitar de tais serviços, com a implantação de usinas de 5 t/dia nos EUA.

O custo de reprocessamento no exterior adotado neste estudo é de 47 \$/kg e se baseia em dados de 1972, sendo um valor médio que concorda com as estimativas para os EUA e a Inglaterra (veja capítulo 5).

Para se determinar o custo nivelado do sistema utilizando tal estratégia, considerou-se a seguinte relação:

$$CNRE = \frac{\sum_{n=1}^X CRE \times D_n \times FA_n + \sum_{n=X+1}^H C_n \times FA_n}{\sum_{n=1}^N P_n \times FA_n}$$

onde:

CNRE = custo nivelado do sistema incluindo os encargos devidos ao reprocessamento no exterior (\$/kg);

CRE = custo de reprocessamento no exterior (\$/kg);

D_n = quantidade de combustível a ser reprocessada no exterior no ano n (kg/ano);

C_n = custo anual de reprocessamento no ano n (\$/ano);

FA_n = fator de atualização para o ano n;

P_n = produção anual das usinas (kg/ano);

N = período de estudo;

X = período de reprocessamento no exterior.

Dentro desta estratégia, através de um estudo paramétrico, a alternativa que implicar num custo nivelado mínimo será a solução mais econômica.

7.4.3 - Hipóteses adotadas

Nos itens anteriores mostrou-se que a otimização das capacidades das usinas não é considerada de forma explícita, apesar de que os custos podem ser minimizados pelo uso de limites máximos e mínimos na seqüência das capacidades e um ótimo tempo de absorção para que a usina atinja a plena carga. Através de tal dispositivo pode-se

aproximar da situação ideal. Poder-se-ia, ainda, conseguir reduções nos custos pela otimização da localização das usinas, tempo de resfriamento, estocagem e transporte do combustível.

As hipóteses técnicas adotadas no presente trabalho são as seguintes:

- as usinas de reprocessamento, consideradas, utilizam o processo por via aquosa, por ser atualmente o único processo utilizado em escala comercial;
- a demanda em combustível irradiado para cada tipo de reator, dentro do programa nuclear, é supostamente conhecida dentro do horizonte de estudo (figura 4.3);
- esta demanda é supostamente disponível para o reprocessamento nas datas indicadas, isto é, já foi admitido o atraso devido ao resfriamento;
- os tipos de reatores podem variar com o tempo, sendo possível considerar a recuperação de todos os combustíveis numa mesma usina (polivalente) ou cada um numa usina (monovalente);
- desde que os combustíveis de vários reatores são tratados na mesma usina, existe um fator de ponderação para cada tipo de combustível através do qual determina-se a demanda equivalente à demanda de combustível de reatores a água leve. Tal fator é função das alterações tecnológicas necessárias no processo de separação para recuperação de certos combustíveis;
- não se considerou a localização das usinas e nem a estocagem intermediária do combustível (conforme mostrado na figura 7.2);
- não se consideraram as incertezas na demanda.

As hipóteses econômicas adotadas são:

- a vida útil das usinas foi considerada como de 15 anos (vide item 6.4);

- todos os custos são referidos ao ano de 1972 pelo método de atualização;
- não foram levadas em conta as taxas de inflação;
- o horizonte de estudo (baseado no período em que foi feita a projeção da capacidade nuclear a ser instalada no Brasil) é de 30 anos;
- as relações e os parâmetros utilizados para a determinação dos custos de investimento e operação estão indicados na tabela 7.2.

TABELA 7.2

Relações e parâmetros dos custos para usinas de reprocessamento

R E L A Ç Õ E S						
Custo de investimento (milhões de \$) = $a_t X^b$						
Custo de operação (milhões de \$ por ano) = $c a_t X^b + dY$						
Custo de estocagem dos resíduos de alto nível (milhões de \$ por ano) = $c \left(\frac{YZ}{10^7} \right)^f$						
Tipo de usina de reprocessamento	Parâmetros					
	a_t	b	c	d	e	f
Usina para LWR	50,0	0,35	0,084	0,19	1,46	0,844
Usina para FBR	62,0	0,35	0,084	0,38	1,46	0,844
Usina para LWR+FBR	57,0	0,35	0,084	0,19	1,46	0,844

X = Capacidade nominal da usina, t/dia.

Y = Produção diária da usina, t/dia.

Z = Taxa de irradiação do combustível, MWd/t.

Os dados de entrada considerados no presente trabalho estão indicados na tabela 7.3.

TABELA 7.3

Dados de entrada usados no programa FUELCO

1 - Características dos reatores	LWR	FBR
Taxa de irradiação, MWd/t	31000	31000
Fator para a estocagem do U e/ou Th (1)	0	1
Fator para a estocagem do revestimento (1)	0	0
Fator de ponderação (2)	1	2
2 - Parâmetros e custos	VALOR	
Dias de operação por ano	260.	
Custo de reprocessamento no exterior, \$/kg	47.	
Custo de estocagem (LWR), \$/kg.ano	0,2	
Inventário devido à estocagem do combustível (LWR), \$/kg.ano	24.	
Horizonte de estudo, anos	30	
Vida das usinas, anos	15	
Juros, porcentagem	7,10 e 13	
Impostos, porcentagens	0	
Eventuais, porcentagens	0,35	
Tempo de absorção, anos	2 a 14	

(1) Estes fatores tomam valor igual a 1 ou 0 se existe ou não encargos para a estocagem destes resíduos.

(2) É o fator que faz a compensação na demanda no caso de usinas polivalentes. Traduz a dificuldade de reprocessar certos combustíveis, havendo redução na produção da usina.

7.5 - Análise da programação de usinas

7.5.1 - Introdução

Como já foi salientado anteriormente, por se tratar de um estudo preliminar, admitiu-se somente a implantação de usinas polivalentes, ou seja, o combustível dos reatores rápidos (FBR) será reprocessado na mesma usina que trata o de água leve (LWR). Neste caso, para o cálculo da demanda anual de combustível irradiado, considera-se que um quilo de combustível dos FBR corresponde a dois quilos de combustível dos LWR (conforme indicado na tabela 7.3), determinando-se, então, a demanda equivalente anual.

Para atender a esta demanda, o problema fundamental é a determinação das capacidades das usinas e o ano de implantação das mesmas. Entre as várias seqüências geradas pelo programa FUELCO, o parâmetro econômico adotado para comparação das mesmas é o custo nivelado do sistema, que representa o custo constante que as usinas deverão ter no período de estudo, tal que haja a recuperação do investimento no tempo determinado e com taxas de retorno especificadas, englobando também os custos operacionais (despesas totais do sistema). Para um dado conjunto de parâmetros, a situação ótima é a que apresentar o menor custo de reprocessamento nivelado para o sistema. Esta aproximação tende a fornecer uma curva mínima da variação do custo unitário com o tempo /9/.

Foram consideradas três estratégias para a implantação de usinas nacionais a saber:

- usinas nacionais durante todo o período de estudo;
- estocagem do combustível por um certo período e depois implantação de usinas nacionais;

- reprocessamento no exterior por um certo período e depois implantação de usinas nacionais.

Foram analisadas várias alternativas dentro destas estratégias para se verificar a sensibilidade dos resultados aos seguintes parâmetros:

- tempo necessário para que a usina atinja a plena carga, ou seja, período de absorção (2 a 14 anos);
- capacidade mínima da primeira usina (0,5 a 2 t/ano);
- capacidade máxima das usinas;
- tipo de carregamento das usinas, seqüencial ou proporcional;
- taxa de juros (7, 10 e 13%).

A seguir serão analisadas estas estratégias. Para maior facilidade, foram adotados símbolos tais que se distingam as três linhas principais:

1 - Letras: R.E. - Reprocessamento no exterior por um certo período.

E.R. - Estocagem do combustível por um certo período.

R.N. - Reprocessamento somente com usinas nacionais.

2 - Números: (1 a 14) Tempo de absorção para atingir a plena carga.

Como exemplo, suponhamos a alternativa, R. E. - 6, significa que o combustível deverá ser reprocessado no exterior por certo período; as usinas que forem implantadas atingirão a plena carga ao fim de não mais de 6 anos.

7.5.2 - Atendimento com usinas nacionais durante to do o período de estudo

Esta estratégia refere-se à instalação de usinas de reprocessamento para atender à demanda em com bustível irradiado em todo o período de estudo, ou seja, para o caso brasileiro, o início da operação da primeira usina deverá ser em torno de 1979, com a primeira descar-ga do reator de Angra dos Reis.

Inicialmente serão analisadas as alternativas obtidas pela variação do período de absorção, isto é, tempo gasto para que a usina atinja a plena carga (2 a 14 anos). Os resultados destas alternativas com variação no tipo de carregamento estão representados na tabela 7.4.

Limitou-se em princípio, a capacidade das usinas (vide item 6.2) em 5 t/dia (1500 t/ano para 300 dias de operação). Tal limitação implica, conforme indicado na tabela 7.4 (para períodos de absorção maior que 6), na introdução de usinas menores no final do horizonte de estudo como complementação da capacidade instalada necessária para atender à demanda neste período. Para uma análise da influência de tal situação, foram testadas várias outras alternativas que não limitam as capacidades das usinas. Tais resultados estão apresentados na tabela 7.5.

A variação do custo nivelado atualizado do sistema, para todas as seqüências geradas, para os diferentes períodos de absorção, acha-se representada na figura 7.4. Através desta, torna-se mais fácil a verifica-ção da seqüência ótima, e logo, as vantagens quanto à introdução de usinas grandes ou pequenas.

Para pequenos períodos de absorção, devido à baixa demanda nos primeiros anos, resultará na introdu-ção de usinas muito pequenas proximamente espaçadas

IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO

ESTRATÉGIA: USINAS NACIONAIS EM TODO O PERÍODO (R.N.)

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS											CUSTO NIVELADO P/O SISTEMA (\$ / kg)
	1º	2º	3º	4º	5º	6º	7º	8º	9º	10º	11º	
R.N.2 (C.N.a) (C.N.b)	37 (157,52) (152,60)	14 (298,47) (279,22)	87 (93,85) (88,74)	98 (91,12) (89,35)	115 (73,63) (73,72)	188 (58,37) (57,68)	210 (48,59) (49,08)	333 (39,66) (39,81)	453 (32,51) (33,20)	550 (26,09) (27,18)	447 (32,60) (31,64)	61,00 60,48
R.N.3 (C.N.a) (C.N.b)	42 (179,08) (144,37)	51 (147,28) (137,60)	144 (79,98) (72,13)	183 (61,74) (58,83)	300 (49,04) (46,36)	459 (37,18) (37,37)	661 (26,60) (27,56)	871 (24,42) (26,02)				55,03 53,79
R.N.4 (C.N.a) (C.N.b)	46 (175,09) (138,54)	116 (92,02) (85,40)	189 (66,48) (64,85)	322 (45,96) (45,11)	548 (28,66) (29,45)	862 (23,40) (25,10)	581 (29,71) (28,26)					49,63 48,95
R.N.5 (C.N.a) (C.N.b)	51 (175,52) (134,41)	185 (86,20) (70,91)	316 (52,27) (46,52)	542 (36,91) (38,99)	1042 (23,08) (27,23)	408 (35,61) (37,44)						50,24 50,09
R.N.6 (C.N.a) (C.N.b)	75 (154,90) (120,79)	227 (73,17) (64,86)	471 (42,99) (39,69)	827 (27,82) (30,26)	1165 (22,00) (22,97)							46,74 45,53
R.N.7 (C.N.a) (C.N.b)	93 (157,23) (114,50)	378 (64,64) (53,53)	943 (34,04) (32,97)	1500 (22,78) (22,45)	492 (41,45) (36,71)							47,07 45,90
R.N.8 (C.N.a) (C.N.b)	139 (153,11) (104,63)	502 (56,82) (48,83)	1298 (24,54) (28,13)	694 (30,88) (31,87)								47,61 46,42
R.N.9 (C.N.a) (C.N.b)	162 (144,01) (101,64)	627 (47,99) (42,89)	1500 (22,27) (25,24)	492 (38,43) (39,25)								45,92 44,74
R.N.10 (C.N.a) (C.N.b)	203 (149,33) (108,59)	764 (41,02) (38,86)	1500 (21,24) (23,37)	492 (37,54) (39,86)								46,21 45,18
R.N.11 (C.N.a) (C.N.b)	236 (139,29) (107,67)	943 (35,82) (34,94)	1500 (20,75) (22,23)	492 (37,15) (40,64)								44,96 44,16
R.N.12 (C.N.a) (C.N.b)	269 (129,64) (108,06)	1165 (31,90) (31,60)	1500 (20,91) (21,76)	492 (37,18) (45,81)								44,08 43,87
R.N.13 (C.N.a) (C.N.b)	302 (120,50) (109,59)	1421 (28,17) (28,72)	1500 (20,98) (21,61)	492 (41,99) (43,73)								43,36 43,09
R.N.14 (C.N.a) (C.N.b)	351 (113,38) (113,38)	1500 (27,31) (25,49)	1500 (21,98) (23,87)	492 (43,84) (40,85)								43,52 42,66

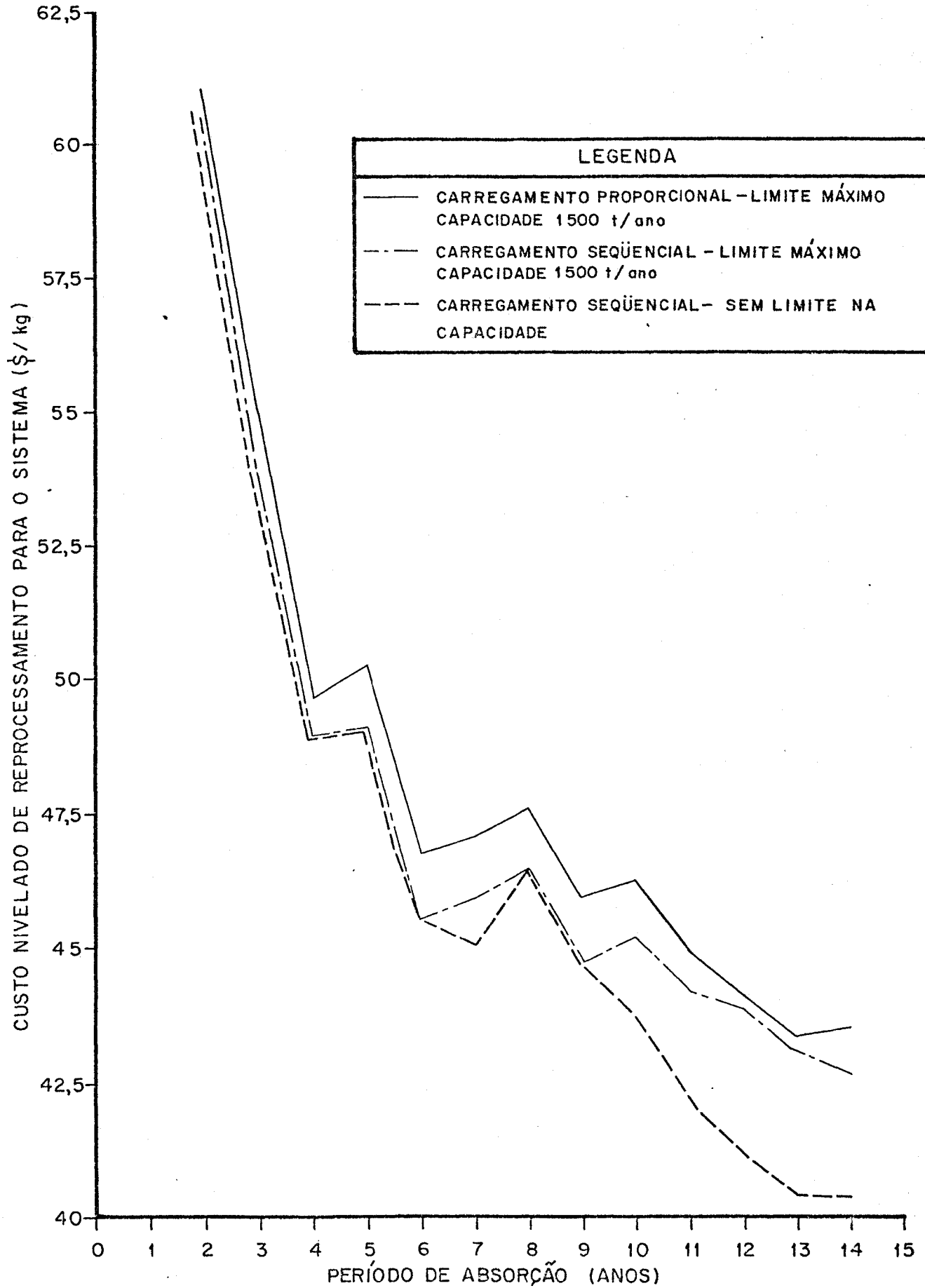
(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$ / kg) CARREGAMENTO PROPORCIONAL (C.N.b) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$ / kg) CARREGAMENTO SEQUENCIAL

1

IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO
ESTRATÉGIA: USINAS NACIONAIS EM TODO O PERÍODO (R.N.)

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS														CUSTO NIVELADO P/C SISTEMA (\$/kg)	
	1ª	2ª	3ª	4ª	5ª	6ª	7ª	8ª	9ª	10ª	11ª					
R.N.2 (C.N.a)	37 (152,60)	14 (279,22)	97 (68,74)	98 (69,35)	115 (73,72)	128 (57,68)	210 (49,08)	333 (59,84)	453 (33,20)	530 (27,18)	447 (31,64)					60,48
R.N.3 (C.N.a)	42 (144,37)	51 (137,60)	144 (72,13)	183 (58,83)	300 (46,36)	459 (37,37)	661 (27,56)	871 (26,02)								53,79
R.N.4 (C.N.a)	46 (138,54)	110 (63,40)	189 (64,85)	322 (45,11)	548 (29,45)	662 (25,10)	581 (28,26)									48,95
R.N.5 (C.N.a)	51 (134,41)	180 (70,91)	316 (46,62)	542 (53,99)	1042 (27,23)	1127 (37,44)										50,09
R.N.6 (C.N.a)	75 (120,79)	227 (64,86)	471 (39,69)	827 (50,26)	1165 (22,97)											45,53
R.N.7 (C.N.a)	93 (114,50)	376 (53,63)	943 (32,97)	1992 (26,27)												45,03
R.N.8 (C.N.a)	139 (104,63)	502 (49,63)	1298 (28,13)	634 (31,87)												46,42
R.N.9 (C.N.a)	162 (101,64)	627 (42,69)	1733 (24,71)	259 (53,00)												44,82
R.N.10 (C.N.a)	203 (100,59)	764 (30,86)	1992 (22,11)													43,69
R.N.11 (C.N.a)	230 (107,87)	945 (34,34)	1902 (20,37)													42,15
R.N.12 (C.N.a)	269 (108,06)	1155 (31,00)	1992 (19,26)													41,12
R.N.13 (C.N.a)	302 (109,59)	1421 (28,72)	1992 (18,52)													40,38
R.N.14 (C.N.c)	351 (113,38)	1733 (26,37)	1932 (18,32)													40,36

(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg). CARREGAMENTO SEQUENCIAL



CUSTO NIVELADO PARA VÁRIAS SEQÜÊNCIAS DE USINAS

ESTRATÉGIA: REPROCESSAMENTO NO PAÍS DESDE O 1º ANO DE ESTUDO

PARÂMETRO: TAXA DE JUROS 7%

FIG 7.4

no tempo. Tal alternativa implicará em altos custos uni
tários em consequência das características inerentes às
usinas de reprocessamento de apresentarem uma alta econo
mia de escala.

Por outro lado, maiores períodos de absor
ção favorecem a entrada de grandes usinas, com custos uni
tários menores apesar de operarem a um baixo fator de ca
pacidade.

De todas as alternativas geradas, conclui-
se, portanto, que é mais econômica a construção de um
menor número de grandes usinas, tal que acompanhem a de
manda durante toda sua vida, do que um maior número de
pequenas usinas. Neste caso, a implantação de uma nova
usina ocorrerá somente quando a antiga estiver no final
de sua vida. Nota-se, assim, que a economia de escala pe-
sa mais do que as penalizações de subprodução.

Para uma análise completa, deve-se levar
em conta, não somente as implicações econômicas, mas tam
bém as implicações tecnológicas, assim, analisando-se a
figura e tabelas referidas acima, conclui-se que:

- dentre as alternativas analisadas, a que apresenta
custo nivelado atualizado mínimo para o sistema é aquela
em que não se limitou a capacidade da usina com tempo de
absorção igual a 14. Entretanto, deve-se ter cautela em
adotar tal situação, face aos problemas salientados no
item 6.2, pois as seqüências são compostas de usinas mui
to grandes;

- a alternativa, então, que apresenta custo nivela
do atualizado mínimo para o sistema, é aquela em que se
limitou as capacidades em 5 t/dia, com carregamento priori
tário das usinas mais antigas e para um período de absorção
igual a 14 anos. Em relação a esta seqüência, que prevê
a implantação de duas usinas com capacidades de 5 t/dia,
torna-se conveniente, portanto, a consideração de outras
alternativas cujos custos nivelados encontram-se próxi-

mos do custo mínimo apresentado por esta seqüencia de duas usinas.

Adotando uma variação de, aproximadamente, 2 \$/kg, analisaram-se as seqüencias com período de absorção de 9 e de 11 a 14 anos. Selecionaram-se as seqüências R.N.-9 e R.N.-11 por apresentarem um pequeno acréscimo nos custos nivelados em relação ao mínimo e por apresentarem uma distribuição de usinas com capacidades próximas das usinas já existentes ou planejadas no mundo.

O cronograma representativo da implantação das várias usinas para ambos os casos é indicado na figura 7.5.

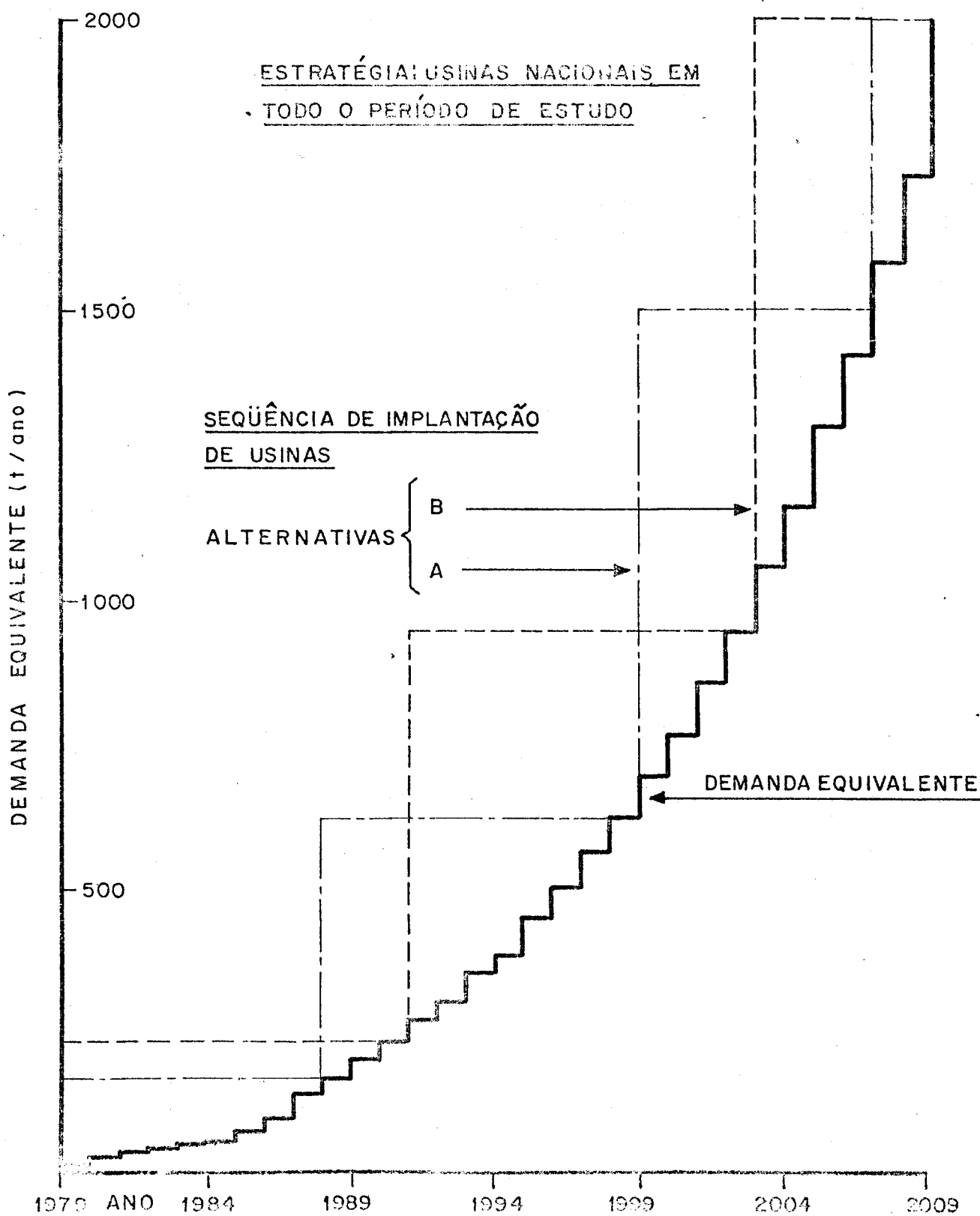
Um problema básico, que se depara para a adoção de tais estratégias, como foi discutido no item 6.10, é relativo ao tempo necessário desde a decisão e início de operação de qualquer unidade, que é da ordem de 7 anos. Por esta razão, fez-se necessária a análise de outras estratégias, como será mostrado nos próximos itens.

7.5.3 - Estocagem do combustível por um certo período até o início da implantação de usinas nacionais.

Será analisada agora a estratégia que maximiza a capacidade da primeira usina obrigando a entrada desta somente quando houver uma demanda que absorva a sua capacidade dentro do período de absorção (dado de entrada).

Inicialmente, serão analisadas as alternativas em que se limitou a capacidade inicial da primeira usina. Consideram-se, assim, quatro possibilidades, ou seja, usinas com capacidades de 0,5; 1; 1,5 e 2 t/ dia. Usinas com capacidades inferiores ao primeiro valor não

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS (t / ano)
A ————	162 / 627 / 1500 / 492
B - - - - -	236 / 943 / 1500 / 492



SEQUÊNCIAS PARA IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO

se justificam por apresentarem preços proibitivos em escala comercial. Por outro lado, a estocagem de combustível até que a demanda supere a 2 t/dia parece não ser uma solução prática, tendo em vista o alto custo de estocagem e inventário do material.

Para cada uma destas estratégias variou-se o período de absorção de 2 a 14 anos. Os resultados estão apresentados nas tabelas 7.6, 7.7, 7.8 e 7.9, onde se consideram, também, as alternativas quanto ao carregamento proporcional e seqüencial das usinas.

Analisando-se os custos nivelados para o sistema, conclui-se que quase sempre as alternativas em que se admitir o carregamento seqüencial geram menores custos, razão pela qual se adotou tal tipo de solução para a análise das alternativas.

Como no item anterior, poderiam, também, ter sido analisadas as alternativas sem limites nas capacidades das usinas. Tal hipótese, entretanto, leva a situações irreais, pela implantação de usinas muito grandes (> 5 t/dia). Por este motivo foi abandonada tal estratégia.

Na figura 7.6 está apresentada a variação do custo nivelado atualizado do sistema em função do período de absorção para as várias alternativas dentro da estratégia de estocagem do combustível durante um certo período.

Um resultado lógico, do ponto de vista puramente econômico, é obtido desta figura, onde se mostra que quanto maior a primeira usina e maior o período de absorção para esta alternativa, menor o custo nivelado. O valor mínimo para o custo nivelado corresponde à alternativa E.R-11 para a capacidade da primeira usina maior ou igual a 2 t/dia.

IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO
ESTRATÉGIA: ESTOCAGEM DO COMBUSTÍVEL ATÉ A IMPLANTAÇÃO DE
USINAS DE 130 t/ano (E.R.)

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS										PERÍODO DE ESTOCAGEM (ANOS)	CUSTO NIVELADO P/ O SISTEMA DE USINAS (\$/kg)	CUSTO NIVELADO P/ TODO O PERÍODO (\$/kg)
	1ª	2ª	3ª	4ª	5ª	6ª	7ª	8ª	9ª				
E.R.2	130	73	98	149	176	361	381	516	557		4	51,08	52,19
(C.N.a)	(56,77)	(110,25)	(81,17)	(68,20)	(60,01)	(37,40)	(36,31)	(29,78)	(25,71)			50,90	52,01
(C.N.b)	(30,27)	(111,71)	(80,10)	(68,62)	(60,77)	(34,02)	(37,18)	(31,11)	(26,36)				
E.R.3	139	130	181	386	492	705	408				5	47,41	48,67
(C.N.a)	(68,53)	(84,45)	(68,68)	(41,53)	(31,33)	(26,78)	(33,77)					43,89	48,15
(C.N.b)	(58,39)	(78,05)	(64,48)	(37,66)	(36,20)	(29,89)	(34,62)						
E.R.4	139	163	265	515	804	575					4	43,29	43,71
(C.N.a)	(75,28)	(73,20)	(52,39)	(29,91)	(24,51)	(27,05)						42,91	43,33
(C.N.b)	(64,69)	(71,20)	(53,07)	(29,90)	(26,30)	(27,02)							
E.R.5	139	212	485	680	1311						3	45,05	45,07
(C.N.a)	(91,21)	(72,33)	(43,18)	(32,70)	(21,72)							43,59	43,62
(C.N.b)	(72,59)	(64,19)	(36,79)	(34,96)	(23,81)								
E.R.6	139	239	619	964	1027						2	43,14	43,10
(C.N.a)	(100,13)	(66,53)	(35,22)	(25,31)	(23,91)							41,94	41,91
(C.N.b)	(81,25)	(62,31)	(32,42)	(28,20)	(24,27)								
E.R.7	139	450	1059	932							1	46,47	46,41
(C.N.a)	(131,69)	(61,00)	(28,50)	(23,33)								46,55	46,50
(C.N.b)	(91,77)	(51,94)	(31,67)	(29,24)									
E.R.8	139	502	1298	694							0	47,61	47,61
(C.N.a)	(153,11)	(56,63)	(24,54)	(30,88)								46,42	46,42
(C.N.b)	(104,63)	(48,63)	(22,13)	(31,87)									
E.R.9	162	627	1500	492							0	45,92	45,92
(C.N.a)	(144,01)	(47,94)	(22,27)	(38,48)								44,74	44,74
(C.N.b)	(101,64)	(42,83)	(25,24)	(39,25)									
E.R.10	203	764	1500	492							0	46,21	46,21
(C.N.a)	(149,33)	(41,02)	(21,24)	(37,54)								45,18	45,18
(C.N.b)	(108,59)	(38,86)	(23,37)	(39,86)									
E.R.11	236	943	1500	492							0	44,96	44,96
(C.N.a)	(139,29)	(35,82)	(20,75)	(37,15)								44,16	44,16
(C.N.b)	(107,67)	(34,94)	(22,23)	(40,64)									
E.R.12	269	1165	1500	492							0	44,08	44,08
(C.N.a)	(129,64)	(31,90)	(20,91)	(37,18)								43,87	43,87
(C.N.b)	(106,06)	(31,60)	(21,76)	(45,81)									
E.R.13	302	1421	1500	492							0	43,36	43,36
(C.N.a)	(120,50)	(28,77)	(20,98)	(41,99)								43,09	43,09
(C.N.b)	(109,59)	(28,72)	(21,61)	(43,73)									
E.R.14	351	1500	1500	492							0	43,52	43,52
(C.N.a)	(113,38)	(27,31)	(21,98)	(43,84)								42,66	42,66
(C.N.b)	(113,38)	(25,49)	(23,87)	(40,85)									

(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARRÉGAMENTO PROPORCIONAL (C.N.b) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARRÉGAMENTO SEQUENCIAL

IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO
ESTRATÉGIA: ESTOCAGEM DO COMBUSTÍVEL ATÉ A IMPLANTAÇÃO DE
USINAS DE 260 t/ano (E.R.)

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS								PERÍODO DE ESTOCAGEM (ANOS)	CUSTO NIVELADO P/ O SISTEMA DE USINAS (\$/kg)	CUSTO NIVELADO P/ TODO O PERÍODO (\$/kg)
	1ª	2ª	3ª	4ª	5ª	6ª	7ª	8ª			
E.R. 2 (C.N.a) (C.N.b)	260 (43,90) (47,55)	91 (88,60) (86,47)	151 (61,96) (61,95)	196 (56,87) (56,76)	505 (31,48) (31,06)	355 (36,41) (34,72)	526 (31,10) (29,65)	410 (30,83) (31,68)	7	43,37 43,70	46,14 46,47
E.R. 3 (C.N.a) (C.N.b)	260 (43,90) (49,02)	118 (77,96) (78,17)	249 (46,21) (48,88)	576 (31,41) (31,80)	596 (31,63) (30,44)	820 (24,08) (22,63)			7	38,91 39,73	41,86 42,71
E.R. 4 (C.N.a) (C.N.b)	260 (43,90) (49,92)	190 (62,81) (59,52)	314 (47,07) (45,51)	793 (25,18) (24,96)	885 (22,52) (20,83)				7	37,25 37,39	40,37 40,52
E.R. 5 (C.N.a) (C.N.b)	269 (43,58) (51,89)	297 (48,19) (50,72)	762 (29,96) (29,93)	1230 (24,35) (21,74)					7	35,47 36,27	38,73 39,57
E.R. 6 (C.N.a) (C.N.b)	269 (48,92) (57,86)	358 (45,46) (44,76)	940 (25,94) (24,93)	1052 (23,91) (22,45)					6	35,44 35,86	37,24 37,67
E.R. 7 (C.N.a) (C.N.b)	269 (55,07) (73,20)	697 (40,51) (45,03)	1500 (28,33) (23,67)	492 (43,24) (36,67)					5	40,69 41,56	41,55 42,42
E.R. 8 (C.N.a) (C.N.b)	269 (61,76) (82,65)	764 (37,82) (40,36)	1500 (26,55) (22,82)	492 (42,97) (37,56)					4	40,72 41,49	41,08 41,84
E.R. 9 (C.N.a) (C.N.b)	269 (69,84) (93,30)	858 (35,57) (37,14)	1500 (25,34) (22,23)	492 (43,29) (37,17)					3	41,17 41,85	41,24 41,91
E.R. 10 (C.N.a) (C.N.b)	269 (79,75) (104,52)	943 (33,90) (34,77)	1500 (23,91) (21,60)	492 (43,70) (36,83)					2	41,74 42,28	41,71 42,25
E.R. 11 (C.N.a) (C.N.b)	269 (92,17) (116,90)	1059 (32,60) (33,17)	1500 (22,95) (21,29)	492 (44,77) (37,07)					1	42,76 43,17	42,72 43,13
E.R. 12 (C.N.a) (C.N.b)	269 (108,06) (129,64)	1165 (31,60) (31,90)	1500 (21,76) (20,91)	492 (45,81) (37,18)					0	43,87 44,08	43,87 44,08
E.R. 13 (C.N.a) (C.N.b)	302 (109,59) (120,50)	1421 (28,72) (28,77)	1500 (21,61) (20,98)	492 (43,73) (41,99)					0	43,09 43,36	43,09 43,36
E.R. 14 (C.N.a) (C.N.b)	351 (113,38) (113,38)	1500 (25,49) (27,31)	1500 (23,87) (21,98)	492 (40,85) (43,84)					0	42,66 43,52	42,66 43,52

(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO SEQUENCIAL (C.N.b) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO PROPORCIONAL

IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO

ESTRATÉGIA ESTOCAGEM DO COMBUSTÍVEL ATÉ A IMPLANTAÇÃO DE
USINAS DE 390 t/ano (E.R.)

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS							PERÍODO DE ESTOCAGEM (ANOS)	CUSTO NIVELADO P/ O SISTEMA DE USINAS (\$/kg)	CUSTO NIVELADO P/ TODO O PERÍODO (\$/kg)
	1ª	2ª	3ª	4ª	5ª	6ª	7ª			
E.R. 2 (C.N.a) (C.N.b)	390 (37,24) (34,73)	176 (57,07) (55,13)	198 (53,10) (51,59)	695 (26,87) (27,69)	362 (55,03) (36,03)	571 (29,02) (30,53)	176 (55,97) (52,73)	9	37,27 36,73	44,52 43,51
E.R. 3 (C.N.a) (C.N.b)	390 (37,05) (34,73)	237 (48,37) (48,13)	315 (43,82) (45,09)	868 (23,13) (22,36)	805 (22,23) (24,39)			9	33,02 32,63	40,51 40,56
E.R. 4 (C.N.a) (C.N.b)	390 (39,36) (34,73)	307 (45,16) (45,32)	858 (26,12) (27,10)	826 (25,29) (28,44)	307 (43,25) (53,64)			9	35,79 35,12	41,44 40,67
E.R. 5 (C.N.a) (C.N.b)	390 (39,51) (34,73)	514 (40,61) (40,41)	1047 (25,19) (23,97)	945 (23,95) (23,97)				9	31,43 30,68	39,21 36,24
E.R. 6 (C.N.a) (C.N.b)	390 (39,89) (34,73)	438 (36,43) (37,78)	1265 (20,60) (22,24)	727 (25,70) (26,39)				9	30,45 30,19	38,22 37,92
E.R. 7 (C.N.a) (C.N.b)	450 (43,41) (34,24)	1015 (39,50) (41,67)	932 (23,33) (29,24)					9	32,23 32,29	40,67 40,94
E.R. 8 (C.N.a) (C.N.b)	450 (47,73) (37,67)	1165 (46,13) (40,36)	826 (24,40) (22,91)					8	32,91 32,94	37,98 38,11
E.R. 9 (C.N.a) (C.N.b)	450 (55,53) (42,42)	1295 (44,48) (27,51)	694 (26,67) (32,28)					7	34,01 34,14	37,03 37,17
E.R. 10 (C.N.a) (C.N.b)	450 (59,03) (47,70)	1411 (45,42) (40,41)	571 (30,42) (35,16)					6	35,27 35,40	37,17 37,30
E.R. 11 (C.N.a) (C.N.b)	450 (64,79) (54,12)	1500 (45,12) (32,97)	492 (23,84) (39,77)					5	36,91 36,98	37,95 38,02
E.R. 12 (C.N.a) (C.N.b)	450 (70,85) (62,04)	1500 (42,60) (33,85)	492 (33,66) (39,02)					4	36,18 36,20	38,62 38,65
E.R. 13 (C.N.a) (C.N.b)	450 (77,57) (72,02)	1500 (22,50) (22,75)	492 (33,51) (38,50)					3	39,55 39,52	39,65 39,62
E.R. 14 (C.N.a) (C.N.b)	450 (84,97) (84,97)	1500 (22,22) (21,68)	492 (33,37) (37,60)					2	41,04 40,95	41,01 40,93

(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO PROPORCIONAL (C.N.b) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO SEQUENCIAL

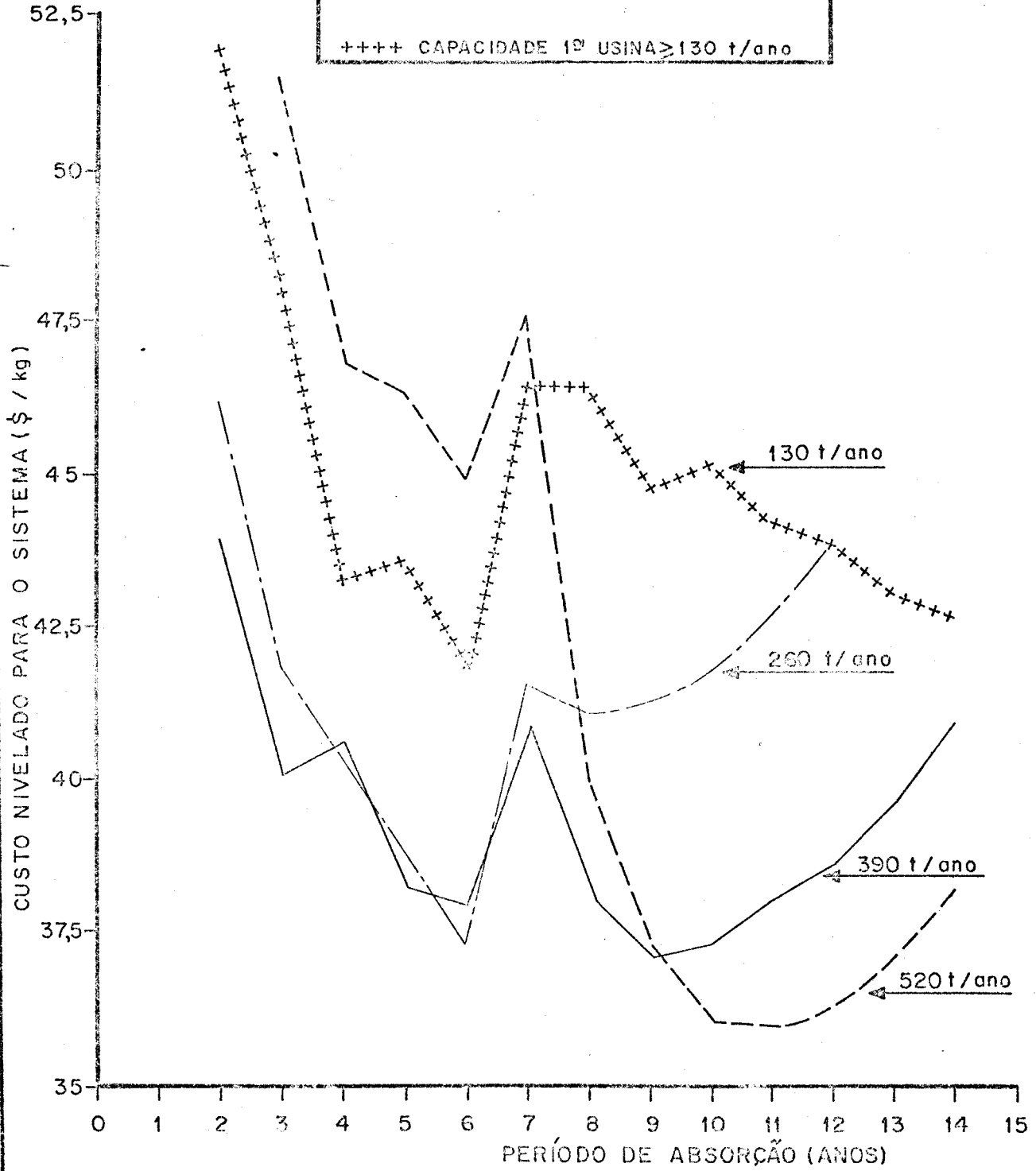
IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO
ESTRATÉGIA: ESTOCAGEM DO COMBUSTÍVEL ATÉ A IMPLANTAÇÃO DE
USINAS DE 520 t/ano (E.R.)

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS					PERÍODO DE ESTOCAGEM (ANOS)	CUSTO NIVELADO P/ O SISTEMA DE USINAS (\$/ kg)	CUSTO NIVELADO P/ TODO O PERÍODO (\$/ kg)
	1ª	2ª	3ª	4ª	5ª			
E.R. 3 (C.N.a) (C.N.b)	520 (27,33) (30,42)	46 (163,94) (140,02)	291 (43,66) (44,85)	960 (25,79) (23,74)	741 (30,55) (26,09)	11	32,32 32,20	51,56 51,38
E.R. 4 (C.N.a) (C.N.b)	520 (27,33) (30,70)	338 (41,74) (41,18)	1083 (22,64) (21,53)	571 (26,50) (26,85)		11	27,77 26,68	46,83 48,24
E.R. 5 (C.N.a) (C.N.b)	520 (27,33) (30,82)	423 (38,42) (36,29)	1310 (19,72) (18,91)	259 (38,77) (44,06)		11	27,15 28,03	46,32 47,70
E.R. 6 (C.N.a) (C.N.b)	520 (27,33) (31,07)	539 (35,54) (32,56)	1452 (18,08) (17,69)			11	25,46 26,27	44,96 46,27
E.R. 7 (C.N.a) (C.N.b)	566 (27,17) (33,66)	1298 (28,21) (24,45)	694 (25,63) (26,36)			11	27,29 28,45	47,53 49,38
E.R. 8 (C.N.a) (C.N.b)	566 (30,41) (37,80)	1421 (26,48) (22,92)	571 (29,06) (31,50)			10	28,65 29,77	39,95 41,39
E.R. 9 (C.N.a) (C.N.b)	566 (33,58) (41,18)	1500 (25,22) (22,38)	492 (34,53) (35,87)			9	30,02 31,00	37,27 38,42
E.R. 10 (C.N.a) (C.N.b)	566 (38,02) (45,62)	1500 (24,22) (22,03)	492 (36,83) (37,13)			8	31,51 32,37	36,04 36,97
E.R. 11 (C.N.a) (C.N.b)	566 (42,81) (49,79)	1500 (23,18) (21,67)	492 (39,15) (38,07)			7	32,89 33,58	35,90 36,62
E.R. 12 (C.N.a) (C.N.b)	566 (48,66) (54,39)	1500 (22,16) (21,33)	492 (41,78) (38,95)			6	34,39 34,89	36,27 36,78
E.R. 13 (C.N.a) (C.N.b)	566 (55,92) (59,50)	1500 (21,16) (21,00)	492 (44,81) (39,79)			5	36,02 36,29	37,06 37,33
E.R. 14 (C.N.a) (C.N.b)	566 (65,12) (65,12)	1500 (20,17) (20,70)	492 (48,31) (40,58)			4	37,79 37,79	38,24 38,24

(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO PROPORCIONAL

(C.N.b) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO SEQUENCIAL

LEGENDA	
—	CAPACIDADE 1ª USINA \geq 390 t/ano
- - -	CAPACIDADE 1ª USINA \geq 260 t/ano
- - -	CAPACIDADE 1ª USINA \geq 520 t/ano
++++	CAPACIDADE 1ª USINA \geq 130 t/ano



CUSTO NIVELADO PARA VÁRIAS SEQÜÊNCIAS DE USINAS

ESTRATÉGIA: ESTOCAGEM DO COMBUSTÍVEL

PARÂMETROS: TAXA DE JUROS 7%

CARREGAMENTO SEQÜENCIAL

CAPACIDADE MÁXIMA DAS USINAS 1500 t/ano

É, entretanto, interessante considerar outras alternativas para as quais o custo nivelado se acha em torno do ponto mínimo. Considerando uma variação de 2 \$/kg em relação ao ponto mínimo, selecionaram-se, então, as seqüências representadas na tabela 7.10.

TABELA 7.10

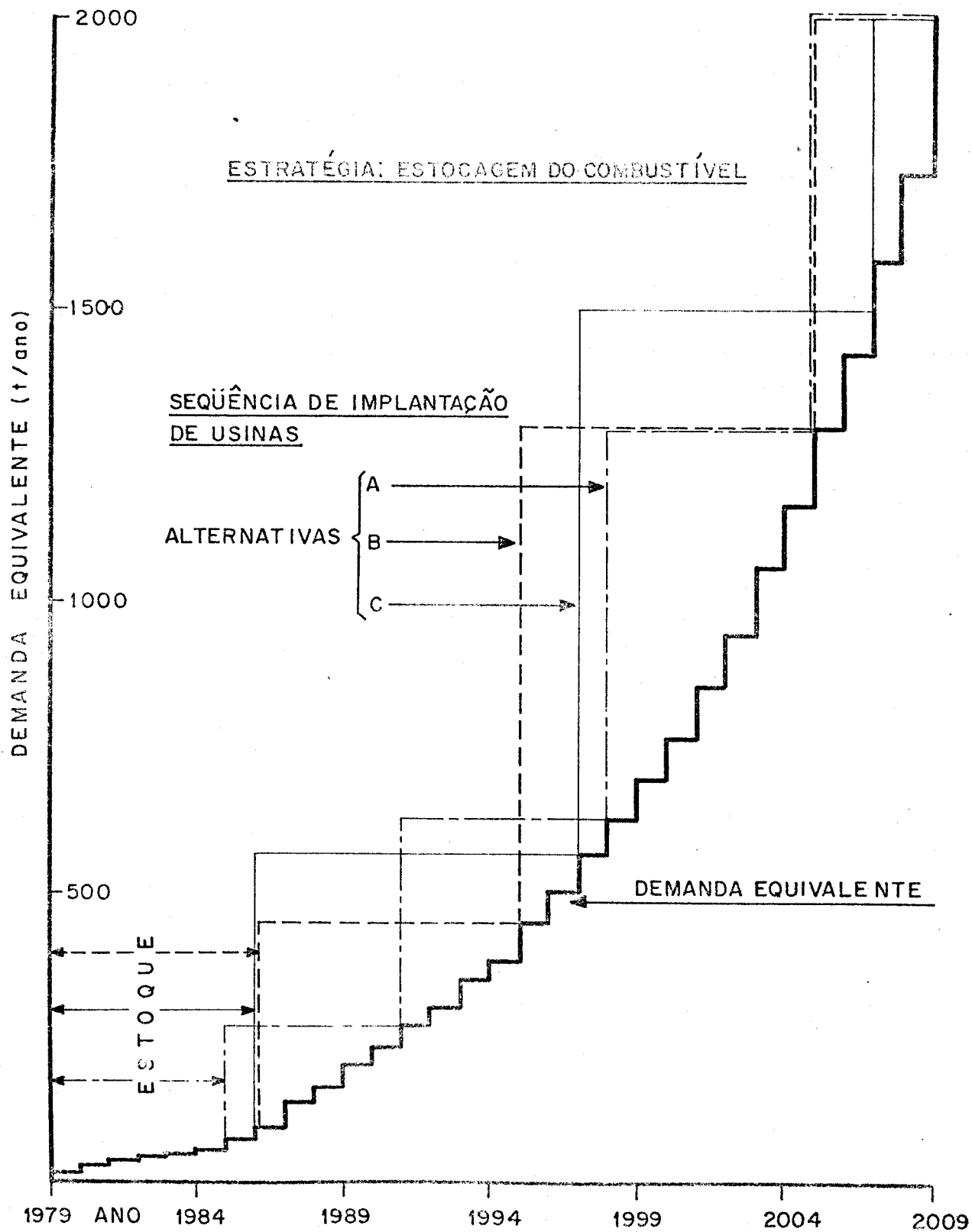
Seqüências de usinas que fornecem um custo nivelado para o sistema em torno do mínimo (+ 2 \$ / kg).

ESTRATÉGIA: Estocagem do combustível durante um certo período

Capacidade 1ª usina (t/ano)	Período de absorção (anos)	Seqüências de Usinas (t/ano)	Período de Estocagem (anos)	Custo Nivelado (\$/kg)
≥ 520	11	566/1500/492	7	35,90
≥ 520	10	566/1500/492	8	36,04
≥ 520	12	566/1500/492	6	36,27
≥ 520	13	566/1500/492	5	37,06
≥ 390	9	450/1298/694	7	37,17
≥ 260	6	269/358/940/1052	6	37,24
≥ 520	9	566/1500/492	9	37,27
≥ 390	10	450/1421/571	6	37,30
≥ 390	11	450/1500/492	5	38,02
≥ 390	8	450/1165/826	8	38,11
≥ 520	14	566/1500/492	4	38,24

Para uma melhor visualização da entrada das usinas em função da curva de demanda de combustível irradiado, na figura 7.7, acha-se representado um esquema de implantação de usinas para as alternativas com capacidade inicial de 520, 390 e 260 e períodos de absorção de 11, 6 e 9 anos, respectivamente.

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS (t / ano)	PERÍODO DE ESTOCAGEM (ANOS)
A - - - - -	269 / 358 / 940 / 1052	6
B - - - - -	450 / 1298 / 694	7
C - - - - -	566 / 1500 / 492	7



SEQÜÊNCIAS PARA IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO

Sabe-se que a maior parte das usinas já existentes no mundo em escala comercial apresentam capacidades em torno de 260 t/ano. Analisando-se a tabela 7.10, vê-se que a seqüência, cuja primeira usina tem esta capacidade, apresenta um pequeno acréscimo no custo nivelado atualizado do sistema (da ordem de 1,2 \$/kg) em relação ao ponto mínimo. Tal seqüência por contar com unidades de menor capacidade apresenta menor risco quanto ao obsolescimento de tecnologia, e deveria ser a preferida para esta estratégia, sendo considerada como caso de referência.

7.5.4 - Reprocessamento do combustível no exterior por um certo período até o início da implantação de usinas nacionais.

Da mesma forma que para o item anterior, considerou-se agora a estratégia de reprocessamento do combustível irradiado no exterior até que fosse viável a implantação de usinas com capacidades de 0,5, 1, 1,5 e 2 t/dia. Os resultados, para tais alternativas, estão mostrados, respectivamente, nas tabelas 7.11, 7.12, 7.13 e 7.14, e para cada caso estão indicados o período durante o qual o combustível deverá ser reprocessado no exterior e o custo nivelado quando se considera o carregamento seqüencial ou proporcional. Admitiu-se que o preço dos serviços de reprocessamento no exterior fosse de 47 \$/kg U, incluindo transporte do combustível irradiado. Para uma melhor visualização, na figura 7.8, está representada a variação do custo nivelado com o período de absorção para as várias alternativas com carregamento seqüencial, por apresentar quase sempre menores custos.

É importante ressaltar que as alternativas que incluem um período de reprocessamento no exterior, superior a 10 anos, admitem a recuperação do combustível proveniente dos reatores rápidos (vide figura 4.3). Como o custo de reprocessamento do combustível no exterior

IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO

ESTRATÉGIA: REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR ATÉ A IMPLANTAÇÃO
DE USINAS DE 130t/ano (R.E.)

TABELA-7.11
-273-

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS										PERÍODO DE REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR (ANOS)	CUSTO NIVELADO P/ O SISTEMA DE USINAS (\$/kg)	CUSTO NIVELADO P/ TODO O PERÍODO (\$/kg)
	1ª	2ª	3ª	4ª	5ª	6ª	7ª	8ª	9ª				
R.E.2 (C.N.a) (C.N.b)	139 (69,78) (62,73)	98 (91,12) (89,35)	115 (73,63) (73,72)	151 (67,17) (68,08)	196 (55,83) (56,87)	354 (32,97) (32,83)	453 (32,51) (33,39)	550 (28,63) (30,11)	410 (31,37) (30,83)		6	50,17 45,92	50,08 49,83
R.E.3 (C.N.a) (C.N.b)	139 (79,85) (67,03)	130 (84,45) (78,05)	181 (68,68) (64,48)	386 (41,53) (37,66)	492 (31,33) (36,20)	705 (26,76) (29,89)	408 (33,77) (34,62)				5	48,45 47,91	48,41 47,89
R.E.4 (C.N.a) (C.N.b)	139 (85,24) (71,92)	163 (73,20) (71,20)	265 (52,39) (53,07)	515 (29,91) (29,90)	804 (24,51) (26,30)	673 (27,05) (27,02)					4	44,02 43,63	44,07 43,69
R.E.5 (C.N.a) (C.N.b)	139 (92,29) (77,50)	212 (72,33) (64,79)	485 (43,18) (38,79)	680 (32,70) (34,96)	1311 (21,72) (23,81)						3	45,53 44,04	45,55 44,07
R.E.6 (C.N.a) (C.N.b)	139 (104,55) (84,12)	239 (66,53) (62,51)	619 (35,22) (32,42)	964 (25,31) (28,20)	1027 (23,91) (24,27)						2	43,36 42,15	43,38 42,18
R.E.7 (C.N.a) (C.N.b)	139 (134,51) (93,12)	450 (61,06) (51,94)	1059 (28,50) (31,67)	932 (23,33) (29,24)							1	46,57 46,66	46,58 46,66
R.E.8 (C.N.a) (C.N.b)	139 (163,11) (124,63)	502 (56,82) (48,83)	1298 (24,54) (28,13)	694 (30,88) (31,87)							0	47,61 46,42	47,61 46,42
R.E.9 (C.N.a) (C.N.b)	162 (144,01) (101,64)	627 (47,99) (42,89)	1500 (22,27) (25,24)	492 (38,48) (39,25)							0	45,92 44,74	45,92 44,74
R.E.10 (C.N.a) (C.N.b)	203 (149,33) (108,59)	764 (41,02) (38,86)	1500 (21,24) (23,37)	492 (37,54) (39,86)							0	46,21 45,18	46,21 45,18
R.E.11 (C.N.a) (C.N.b)	253 (139,29) (107,67)	943 (35,82) (34,94)	1500 (20,75) (22,23)	492 (37,15) (40,64)							0	44,95 44,16	44,96 44,16
R.E.12 (C.N.a) (C.N.b)	269 (129,64) (103,06)	1165 (31,90) (31,60)	1500 (20,91) (21,76)	492 (37,18) (45,81)							0	44,08 43,87	44,08 43,87
R.E.13 (C.N.a) (C.N.b)	302 (120,50) (109,59)	1421 (28,77) (28,72)	1500 (20,98) (21,61)	492 (41,99) (43,73)							0	43,36 43,09	43,36 43,09
R.E.14 (C.N.a) (C.N.b)	351 (113,38) (113,38)	1500 (27,31) (25,49)	1500 (21,98) (23,87)	492 (43,84) (40,85)							0	43,52 42,66	43,52 42,66

(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO PROPORCIONAL (C.N.b) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO SEQUENCIAL

IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO
ESTRATÉGIA: REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR ATÉ A IMPLANTAÇÃO
DE USINAS DE 260 t/ano (R.E.)

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS								PERÍODO DE REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR (ANOS)	CUSTO NIVELADO P/ O SISTEMA DE USINAS (\$/kg)	CUSTO NIVELADO P/ TODO O PERÍODO (\$/kg)
	1ª	2ª	3ª	4ª	5ª	6ª	7ª	8ª			
R.E. 2 (C.N.a) (C.N.b)	269 (46,51) (43,11)	109 (75,08) (74,72)	189 (52,81) (52,38)	198 (55,82) (56,65)	295 (43,32) (44,57)	631 (26,65) (26,41)	679 (23,21) (24,32)	189 (51,99) (50,26)	10	42,25 41,85	42,62 42,24
R.E. 3 (C.N.a) (C.N.b)	269 (52,19) (44,87)	181 (61,19) (58,69)	247 (53,75) (51,97)	631 (30,08) (31,47)	705 (24,28) (26,76)	408 (36,72) (36,98)			9	40,89 40,30	41,29 40,74
R.E. 4 (C.N.a) (C.N.b)	269 (54,13) (47,12)	233 (51,98) (52,80)	356 (41,68) (44,01)	832 (24,05) (24,73)	803 (22,20) (22,90)				8	37,34 37,02	37,83 37,52
R.E. 5 (C.N.a) (C.N.b)	269 (62,04) (50,48)	297 (50,72) (48,19)	762 (29,93) (29,96)	1230 (21,74) (24,35)					7	37,80 36,94	38,19 37,35
R.E. 6 (C.N.a) (C.N.b)	269 (65,96) (54,56)	358 (44,76) (45,46)	940 (24,93) (25,94)	1052 (22,45) (23,91)					6	36,92 36,47	37,24 36,80
R.E. 7 (C.N.a) (C.N.b)	269 (81,87) (59,80)	697 (45,03) (40,51)	1500 (23,67) (28,33)	492 (38,67) (43,24)					5	42,50 41,58	42,62 41,72
R.E. 8 (C.N.a) (C.N.b)	269 (90,29) (65,90)	764 (40,36) (37,82)	1500 (22,82) (26,55)	492 (37,56) (42,97)					4	42,18 41,38	42,28 41,49
R.E. 9 (C.N.a) (C.N.b)	269 (99,26) (73,10)	858 (37,14) (35,57)	1500 (22,23) (25,34)	492 (37,17) (43,29)					3	42,31 41,61	42,37 41,68
R.E. 10 (C.N.a) (C.N.b)	269 (107,96) (81,73)	943 (34,77) (33,90)	1500 (21,60) (23,91)	492 (36,83) (43,70)					2	42,51 41,96	42,54 41,99
R.E. 11 (C.N.a) (C.N.b)	269 (118,48) (93,15)	1059 (33,17) (32,60)	1500 (21,29) (22,95)	492 (37,07) (44,77)					1	43,26 42,85	43,27 42,86
R.E. 12 (C.N.a) (C.N.b)	269 (129,64) (108,06)	1165 (31,90) (31,60)	1500 (20,91) (21,76)	492 (37,18) (45,81)					0	44,08 43,87	44,08 43,87
R.E. 13 (C.N.a) (C.N.b)	302 (120,50) (109,59)	1421 (28,77) (28,72)	1500 (20,98) (21,61)	492 (41,99) (43,73)					0	43,36 43,09	43,36 43,09
R.E. 14 (C.N.a) (C.N.b)	351 (113,38) (113,38)	1500 (27,31) (25,49)	1500 (21,98) (23,87)	492 (43,84) (40,85)					0	43,52 42,66	43,52 42,66

(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO PROPORCIONAL (C.N.b) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO SEQUENCIAL

IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO

ESTRATÉGIA: REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR ATÉ A IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE 3001/ano (R.E.)

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS						PERÍODO DE REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR (ANOS)	CUSTO NIVELADO P/O SISTEMA DE USINAS (\$/kg)	CUSTO NIVELADO TOTAL P/C SISTEMA (\$/kg)
	1ª	2ª	3ª	4ª	5ª	6ª			
R. E. 2 (C.N.a) (C.N.b)	450 (33,55) (31,09)	176 (54,62) (55,31)	231 (45,74) (47,22)	307 (41,63) (43,62)	418 (34,05) (36,41)	859 (21,47) (21,62)	14	35,34 35,18	37,18 37,04
R. E. 3 (C.N.a) (C.N.b)	450 (36,87) (32,12)	247 (47,60) (47,13)	362 (41,42) (42,02)	574 (22,30) (24,76)	408 (33,09) (33,68)		13	34,21 33,76	36,02 35,62
R. E. 4 (C.N.a) (C.N.b)	450 (37,69) (33,41)	314 (41,44) (42,65)	533 (32,10) (35,24)	1145 (19,43) (20,23)			12	31,42 31,27	33,29 33,16
R. E. 5 (C.N.a) (C.N.b)	450 (42,00) (33,01)	408 (37,69) (39,02)	1176 (21,10) (23,81)	1374 (34,86) (35,96)			11	32,26 32,10	33,61 33,65
R. E. 6 (C.N.a) (C.N.b)	450 (43,40) (36,99)	492 (55,06) (56,80)	1499 (18,87) (20,71)				10	30,54 30,39	31,95 31,81
R. E. 7 (C.N.a) (C.N.b)	450 (52,42) (39,53)	1059 (28,60) (31,67)	932 (23,33) (29,24)				9	34,20 34,27	35,14 35,20
R. E. 8 (C.N.a) (C.N.b)	450 (56,01) (42,60)	1165 (26,13) (29,36)	826 (24,40) (29,91)				8	34,45 34,53	35,16 35,28
R. E. 9 (C.N.a) (C.N.b)	450 (60,52) (40,66)	1298 (24,48) (27,51)	624 (26,87) (32,28)				7	35,29 35,42	35,60 35,55
R. E. 10 (C.N.a) (C.N.b)	450 (65,15) (51,60)	1421 (23,42) (26,11)	571 (30,42) (35,16)				6	36,31 36,45	36,58 36,62
R. E. 11 (C.N.a) (C.N.b)	450 (70,27) (57,95)	1500 (23,12) (25,01)	492 (33,84) (43,01)				5	37,79 37,99	38,05 38,24
R. E. 12 (C.N.a) (C.N.b)	450 (75,41) (65,49)	1500 (22,80) (24,13)	492 (33,66) (56,25)				4	38,86 39,57	39,03 39,73
R. E. 13 (C.N.a) (C.N.b)	450 (80,93) (74,90)	1500 (22,50) (22,75)	492 (33,51) (38,30)				3	40,02 40,00	40,12 40,09
R. E. 14 (C.N.a) (C.N.b)	450 (86,84) (86,84)	1500 (22,22) (21,68)	492 (33,37) (37,60)				2	41,29 41,20	41,32 41,24

(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO PROPORCIONAL (C.N.b) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO SEQUENCIAL

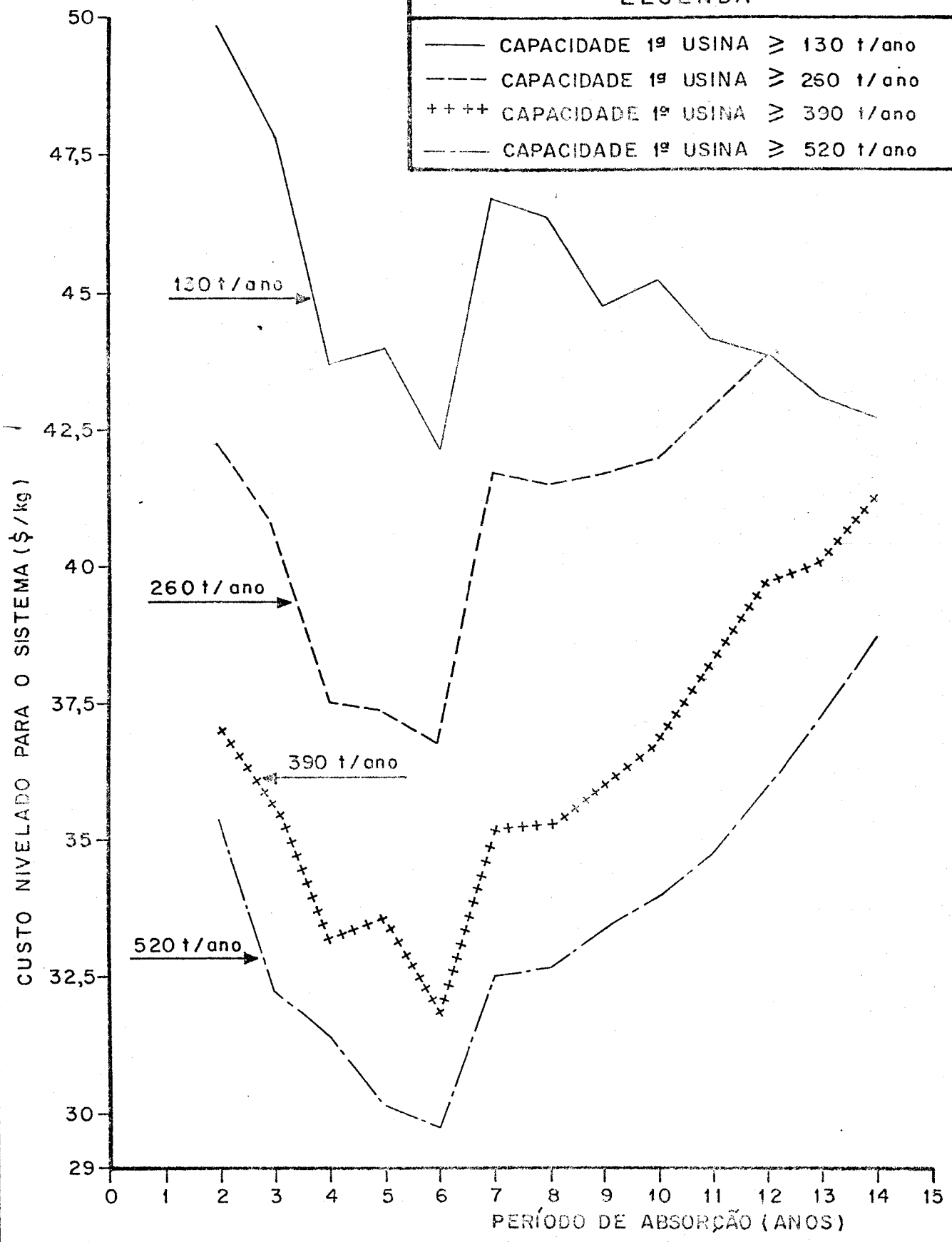
IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO
ESTRATÉGIA: REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR ATÉ A IMPLANTAÇÃO
DE USINAS DE 520 t/ano (R.E.)

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS						PERÍODO DE REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR (ANOS)	CUSTO NIVELADO P/ O SISTEMA DE USINAS (\$/kg)	CUSTO NIVELADO P/ TODO O PERÍODO (\$/kg)
	1º	2º	3º	4º	5º	6º			
R.E. 2 (C.N.a) (C.N.b)	566 (26,72) (28,79)	198 (51,37) (50,81)	295 (40,14) (39,45)	362 (38,74) (37,93)	571 (29,52) (28,42)	566 (26,38) (28,35)	16	32,56 33,40	35,39 36,12
R.E. 3 (C.N.a) (C.N.b)	566 (27,61) (31,70)	291 (42,99) (43,58)	440 (36,65) (37,59)	1261 (20,66) (19,87)			15	28,98 30,30	32,22 33,42
R.E. 4 (C.N.a) (C.N.b)	566 (28,65) (32,24)	376 (38,78) (36,51)	641 (30,94) (28,29)	975 (19,87) (21,42)			14	28,53 29,53	31,41 32,34
R.E. 5 (C.N.a) (C.N.b)	566 (30,00) (36,00)	493 (35,27) (34,62)	1499 (19,49)				13	27,39 28,72	30,15 31,41
R.E. 6 (C.N.a) (C.N.b)	566 (31,61) (36,92)	599 (33,33) (30,17)	1393 (19,14) (19,25)				12	27,43 28,50	29,78 30,79
R.E. 7 (C.N.a) (C.N.b)	566 (33,53) (44,13)	1298 (28,80) (24,88)	694 (28,18) (29,06)				11	30,75 32,24	32,47 33,87
R.E. 8 (C.N.a) (C.N.b)	566 (35,84) (46,67)	1421 (26,84) (23,19)	571 (31,20) (34,03)				10	31,30 32,65	32,67 33,95
R.E. 9 (C.N.a) (C.N.b)	566 (38,74) (49,30)	1500 (25,48) (22,58)	492 (36,64) (38,16)				9	32,32 33,47	33,37 34,46
R.E. 10 (C.N.a) (C.N.b)	566 (42,21) (51,84)	1500 (24,37) (22,15)	492 (38,34) (38,66)				8	33,17 34,12	33,94 34,86
R.E. 11 (C.N.a) (C.N.b)	566 (46,77) (55,26)	1500 (23,29) (21,76)	492 (40,43) (39,27)				7	34,27 35,03	34,84 35,57
R.E. 12 (C.N.a) (C.N.b)	566 (52,38) (59,10)	1500 (22,23) (21,39)	492 (42,85) (39,87)				6	35,52 36,05	35,92 36,43
R.E. 13 (C.N.a) (C.N.b)	566 (59,61) (63,70)	1500 (21,20) (21,05)	492 (45,73) (40,51)				5	36,97 37,26	37,25 37,52
R.E. 14 (C.N.a) (C.N.b)	566 (68,63) (68,63)	1500 (20,20) (20,73)	492 (49,06) (41,11)				4	38,54 38,54	38,72 38,72

(C.N.a) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO PROPORCIONAL | (C.N.b) CUSTO NIVELADO POR USINAS (\$/kg) CARREGAMENTO SEQUENCIAL

LEGENDA

- CAPACIDADE 1ª USINA ≥ 130 t/ano
- - - CAPACIDADE 1ª USINA ≥ 260 t/ano
- + + + + CAPACIDADE 1ª USINA ≥ 390 t/ano
- · - · CAPACIDADE 1ª USINA ≥ 520 t/ano



CUSTO NIVELADO PARA VÁRIAS SEQÜÊNCIAS DE USINAS

ESTRATÉGIA: REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR

PARÂMETROS: TAXA DE JUROS 7%

CARREGAMENTO SEQÜENCIAL

CAPACIDADE MÁXIMA DAS USINAS 1500 t/ano

foi tomado com base nos combustíveis dos reatores a água leve, este valor é otimista se for considerado para os combustíveis dos reatores rápidos, para os quais o custo de reprocessamento deve ser o dobro (vide item 3.3.5). Logo, a alternativa com capacidade mínima igual a 520 t/dia, tempo de absorção igual a 6 anos, apesar de apresentar custo nivelado menor, não é realista, ainda mais se se considerar o atraso na implantação da primeira usina que será, neste caso, por volta de 1991. Para a mesma alternativa, mas com tempo de absorção igual a 9 anos, a situação já é diferente, havendo somente combustível dos LWR. O mesmo raciocínio é válido para as alternativas com capacidade mínima de 390 t/ano.

Outro ponto que deve ser considerado nesta estratégia, é que o preço estipulado para o reprocessamento no exterior é relativo às usinas que operam a plena carga, e no caso da Inglaterra, com grandes capacidades. Para que o Brasil concorra com estes países, na base de competição de preços, isto só viria a ser possível quando a demanda justificasse a implantação de usinas com capacidades pelo menos iguais às desses países, ou então, numa época mais recente, através de subsídios e incentivos do governo.

Tendo em vista este ponto, foram selecionadas dez seqüências, as quais apresentaram custos mais próximos do mínimo, com uma gama maior de variação (variação de 3,6 \$/kg). Estas seqüências estão representadas na tabela 7.15. As datas de implantação de cada usina, para as seqüências com menor custo nivelado, correspondentes às estratégias de 1, 1,5 e 2 t/dia, acham-se indicadas na figura 7.9.

ALTERNATIVAS	CAPACIDADE DAS USINAS(t/ano)	PERÍODO DE REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR (anos)
A ++++++	566 / 1500 / 492	9
B -----	450 / 1059 / 932	9
C -----	269 / 358 / 940 / 1052	6

2 200

2 000

ESTRATÉGIA:
REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR

ALTERNATIVAS:

C →
A →
B →

DEMANDA EQUIVALENTE (t/ano)

1 500

1 000

500

REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR

1979 1984 1989 1994 1999 2004 ANO 2009

SEQÜÊNCIAS PARA IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE REPROCESSAMENTO

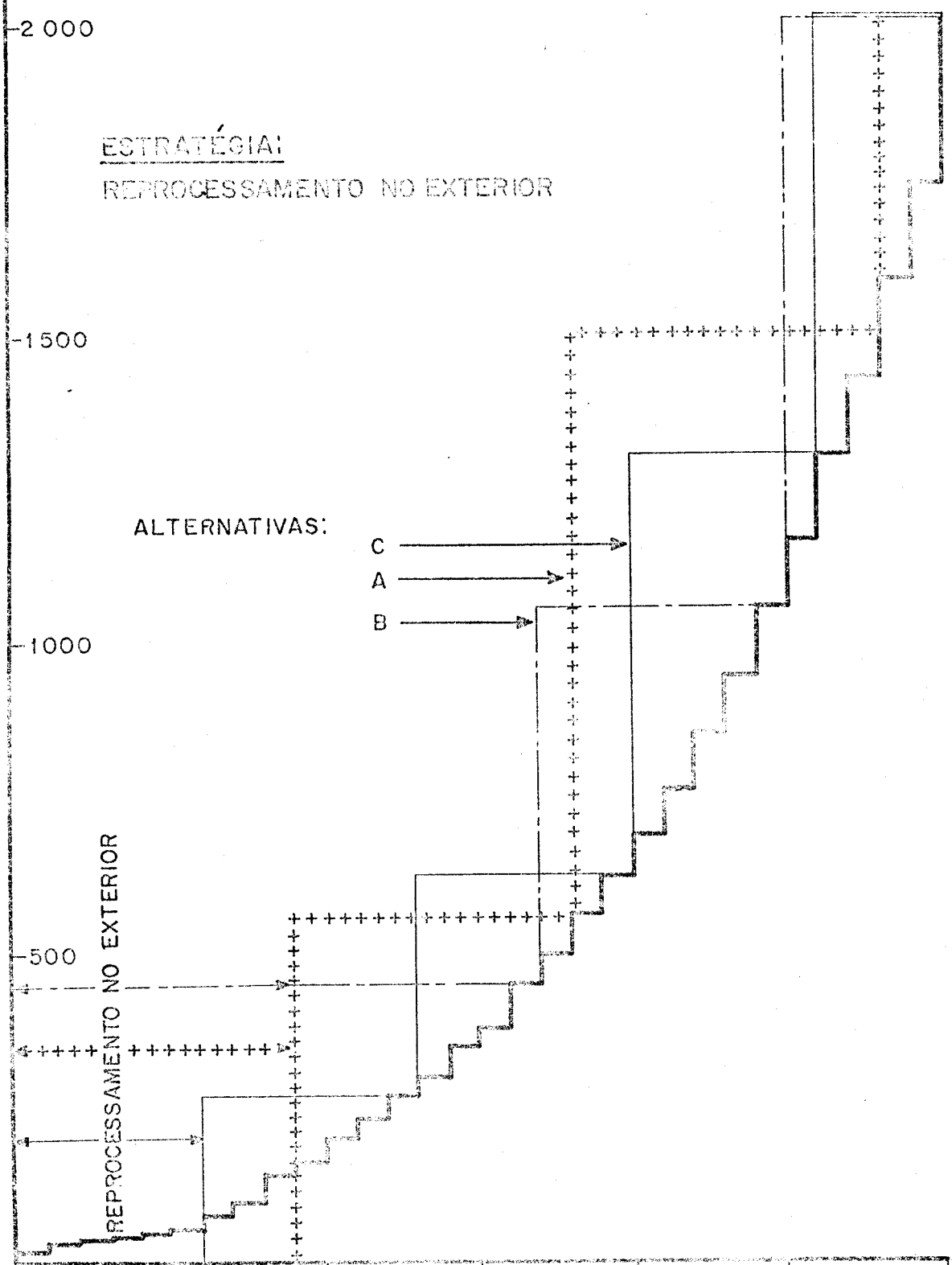


TABELA 7.15

Seqüências de usinas que fornecem um custo nivelado para o sistema em torno do mínimo.

ESTRATÉGIA: Reprocessamento no exterior durante um certo período

Capacidade da 1ª usina (t/ano)	Período de absorção (anos)	Seqüências de usinas (t/ano)	Período de Reprocessamento no exterior (anos)	Custo Nivelado (\$/kg)
≥ 520	9	566/1500/492	9	33,37
≥ 520	10	566/1500/492	8	33,94
≥ 520	11	566/1500/492	7	34,84
≥ 390	7	450/1059/932	9	35,20
≥ 390	8	450/1165/826	8	35,28
≥ 520	12	566/1500/492	6	35,92
≥ 390	9	450/1298/624	7	35,95
≥ 260	6	269/358/940/1052	6	36,80
≥ 390	10	450/1421/571	6	36,82
≥ 520	13	566/1500/1492	5	37,25
≥ 260	5	269/297/762/1230	7	37,35

Levando em consideração as implicações tecnológicas, econômicas e de independência do ciclo, adotou-se como caso de referência, a seqüência com capacidade da primeira usina igual a 1 t/dia.

7.5.5 - Estudo paramétrico

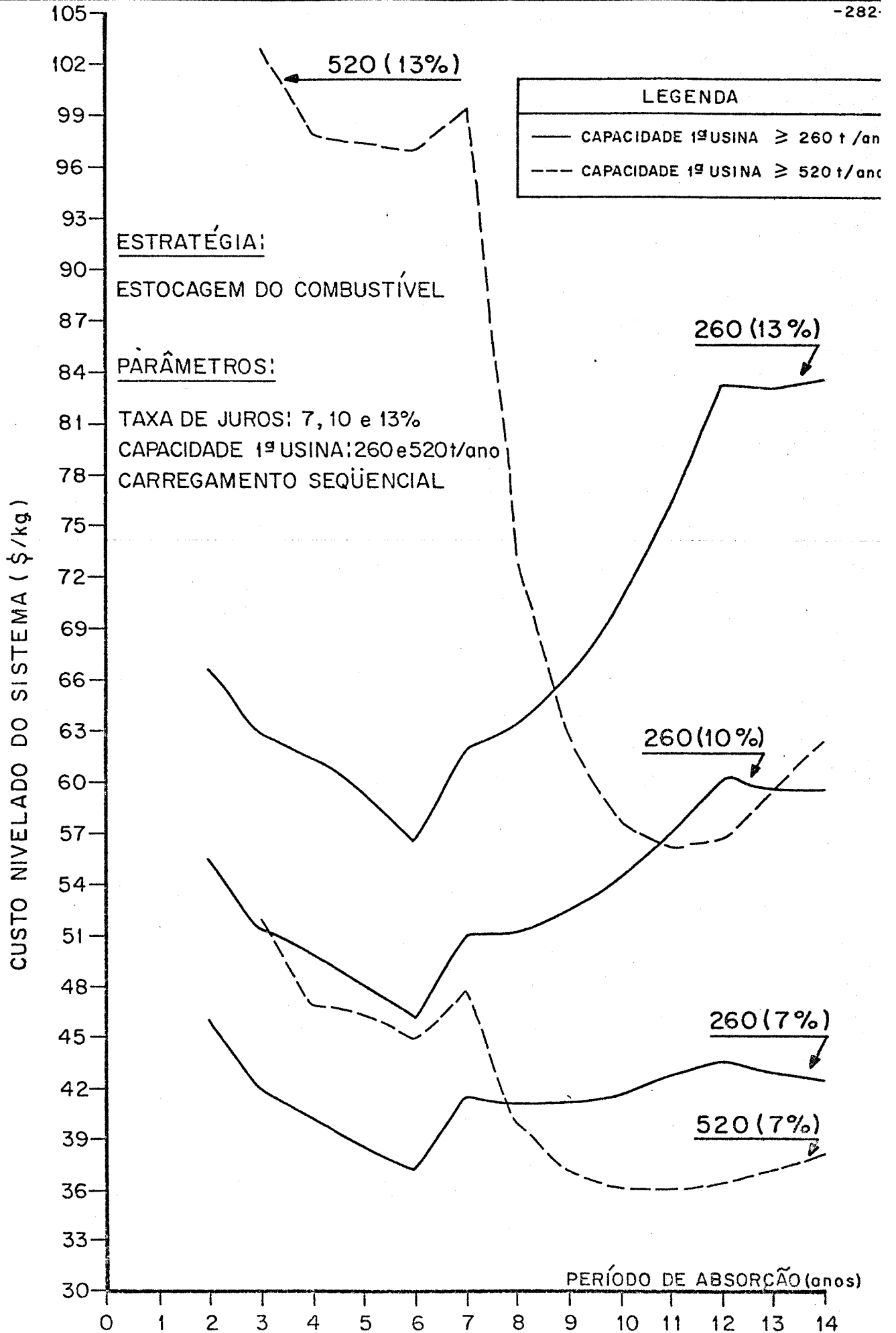
Já se analisou para as três estratégias a variação do custo nivelado com o período de absorção, com a capacidade da primeira usina, com o modo de carregamento das usinas e com o limite na capacidade máxima das usinas. Para a análise considerou-se a taxa de juros de 7%. Como foi ressaltado no item 6.5, a taxa de juros no Bra-

sil pode variar de 7 - 13%. É importante, portanto, se analisar a sensibilidade dos resultados quando se considera um aumento nesta taxa.

Na figura 7.10 está representada a variação do custo nivelado com o período de absorção e a taxa de juros para a estratégia de estocagem do combustível para seqüências com primeira usina de 260 a 520 t/ano. Conclui-se que com o aumento do período de absorção (usinas atingirão a plena carga mais tarde), as penalizações devidas à subprodução são maiores com o aumento da taxa de juros. Considerando a alternativa com capacidade da primeira usina de 520 t/ano com período de absorção pequeno (>7 anos) a estocagem do combustível deverá ser feita por um maior período ocasionando maiores encargos de inventário. Uma variação da taxa de juros de 7 a 13% implicará na duplicação do custo nivelado para a estratégia de estocagem até a implantação de usinas de 520 t/ano (período de absorção igual a 6 anos), o que penaliza sobremaneira esta alternativa.

Desta figura vê-se que com o aumento da taxa de juros as alternativas se divergem mais, facilitando a escolha da melhor. As posições dos mínimos das diversas alternativas permanecem as mesmas, o que implica em que a taxa de juros não tem praticamente influência sobre a escolha das seqüências das usinas.

O mesmo estudo foi feito para a estratégia com reprocessamento no exterior. Na figura 7.11 está indicada a variação do custo nivelado com a capacidade da usina, período de absorção e taxa de juros. Neste caso, as alternativas apresentam custos nivelados mais divergentes quando se aumenta a taxa de juros. No caso das alternativas com capacidade da primeira usina de 260 t/ano, há uma inversão na seqüência ótima quando se aumenta a taxa de juros para 10 e 13%, passando-se a ter a al



CUSTO NIVELADO PARA VÁRIAS SEQÜÊNCIAS DE USINAS

FIG 710

ESTRATÉGIA:

REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR

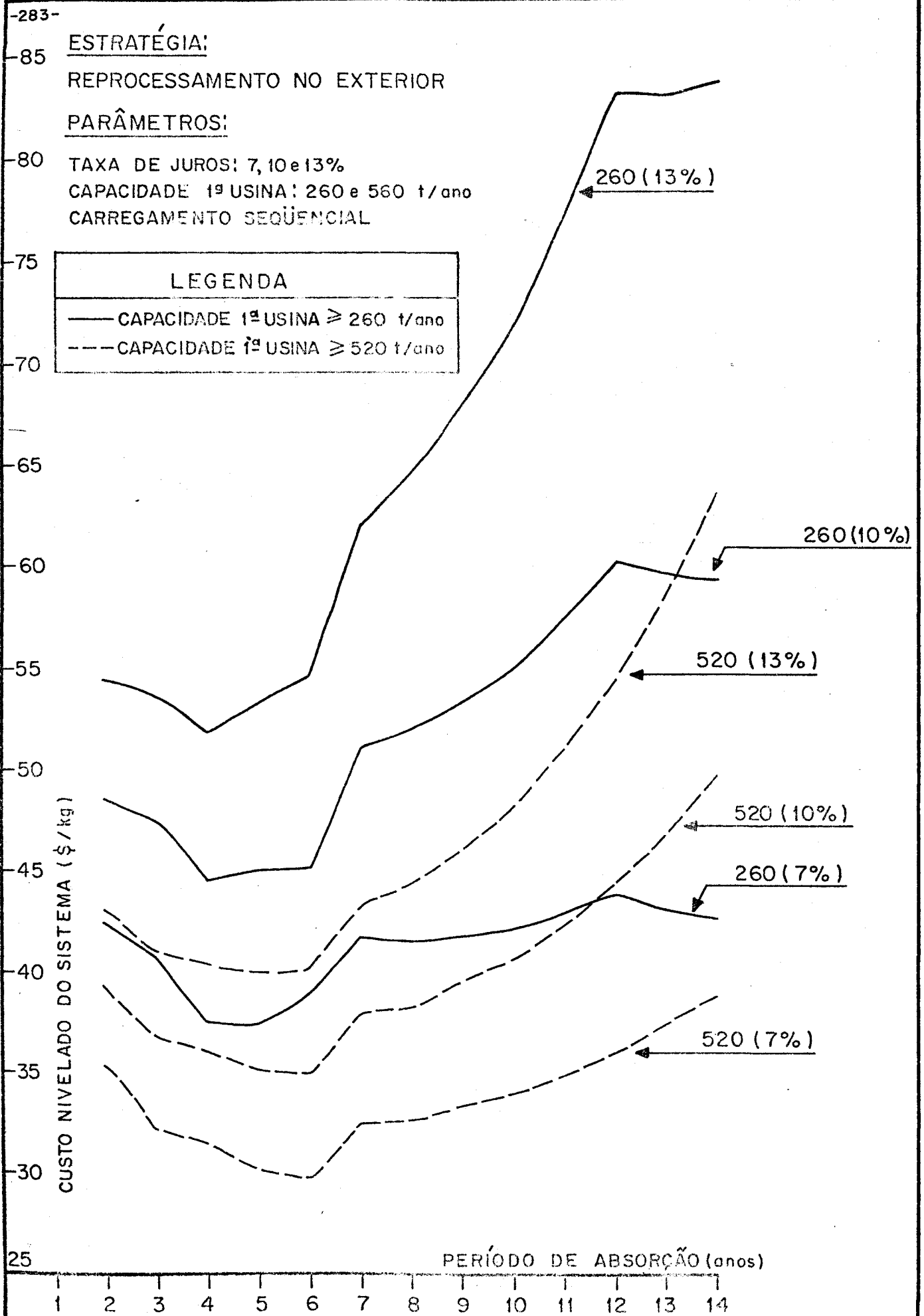
PARÂMETROS:

TAXA DE JUROS: 7, 10 e 13%

CAPACIDADE 1ª USINA: 260 e 560 t/ano

CARREGAMENTO SEQUÊNCIAL

LEGENDA	
—	CAPACIDADE 1ª USINA ≥ 260 t/ano
- - -	CAPACIDADE 1ª USINA ≥ 520 t/ano



CUSTO NIVELADO PARA VÁRIAS SEQÜÊNCIAS DE USINAS

ternativa R.E - 4 como a melhor, o que corresponderá à implantação da primeira usina em 1987 - 1988.

Um ponto que não foi considerado neste trabalho, é relativo à implantação de usinas em escala piloto anterior às usinas comerciais. Isto pelo fato de não se ter detalhes de custos relativo às mesmas. Desde que se mostre a necessidade de implantação destas unidades, para aquisição de conhecimento técnico ("know-how") e aperfeiçoamento de pessoal, a carga de combustível irradiado considerada em estocagem ou a ser reprocessada no exterior poderia ser tratada nestas usinas.

7.5.6 - Resultados de referência

Com base nos itens anteriores, onde se analisaram várias alternativas quanto à implantação de usinas de reprocessamento para atenderem à demanda em combustível irradiado proveniente dos reatores LWR e FBR, torna-se necessário fazer o seguinte resumo:

1 - A estratégia em que se considerou a implantação de usinas nacionais para atenderem a demanda em todo período de estudo, não é viável, tendo em vista o tempo necessário para a implantação de tal indústria.

2 - Na estratégia em que o combustível permanece estocado no início do período de estudo, a alternativa que é mais viável do ponto de vista técnico e econômico é a que corresponde à capacidade da primeira usina igual a 260 t/ano, (período de absorção igual a 6 anos), devendo ser implantada em 1985 - 1986. O carregamento anual das usinas, constituintes de tal alternativa, está representado na tabela 7.16.

3 - Na estratégia, em que se supôs que o combustível irradiado vá ser reprocessado no exterior no iní

TABELA 7.16

Carregamento das usinas

Estratégia: Estocagem do combustível até a implantação da primeira usina com capacidade de 1 t/dia.

NÚMERO DA USINA 1 2 3 4
 CAPACIDADES 269.00 357.82 939.72 1051.48
 FUEL (N)= Demanda equivalente no ano N (t/ano)
 Th (M,N)= Carregamento da usina M no ano N (t/ano)

	N FUEL(N)				TH(M,N),
1	0.	0.	0.	0.	0.
2	0.	0.	0.	0.	0.
3	0.	0.	0.	0.	0.
4	0.	0.	0.	0.	0.
5	0.	0.	0.	0.	0.
6	0.	0.	0.	0.	0.
7	260.	260.	0.	0.	0.
8	144.	144.	0.	0.	0.
9	139.	139.	0.	0.	0.
10	162.	152.	0.	0.	0.
11	203.	203.	0.	0.	0.
12	236.	236.	0.	0.	0.
13	269.	269.	0.	0.	0.
14	302.	269.	33.	0.	0.
15	351.	269.	82.	0.	0.
16	378.	269.	109.	0.	0.
17	450.	269.	181.	0.	0.
18	502.	269.	233.	0.	0.
19	566.	269.	297.	0.	0.
20	627.	269.	358.	0.	0.
21	697.	269.	358.	71.	0.
22	764.	0.	358.	407.	0.
23	858.	0.	358.	500.	0.
24	943.	0.	358.	585.	0.
25	1059.	0.	358.	702.	0.
26	1165.	0.	358.	808.	0.
27	1298.	0.	358.	940.	0.
28	1421.	0.	358.	940.	123.
29	1583.	0.	0.	940.	543.
30	1733.	0.	0.	940.	793.
31	1991.	0.	0.	940.	1051.
32	1991.	0.	0.	940.	1051.
33	1541.	0.	0.	727.	814.
34	1541.	0.	0.	727.	814.
35	1541.	0.	0.	727.	814.
36	814.	0.	0.	0.	814.
37	814.	0.	0.	0.	814.
38	814.	0.	0.	0.	814.
39	814.	0.	0.	0.	814.
40	814.	0.	0.	0.	814.
41	814.	0.	0.	0.	814.
42	814.	0.	0.	0.	814.

cio do período de estudo, a alternativa com capacidade da primeira usina, igual a 260 t/ano (período de absorção igual a 4 anos) e que deverá ser implantada em 1987 - 1988, é a mais viável. O carregamento das usinas constituintes de tal alternativa acha-se representado na tabela 7.17. Dentro desta estratégia, deve-se considerar que se a análise da implantação de usinas nacionais for feita com o objetivo de concorrência com outros países, o enfoque do problema seria completamente diferente.

7.6. - Viabilidade do programa nacional

7.6.1. - Introdução

A decisão quanto à implantação de qualquer indústria é ligada à determinação da viabilidade econômica, tecnológica e política. Neste trabalho, deu-se maior ênfase à comparação econômica das alternativas, que é um dos elementos para a decisão. No caso do reprocessamento do combustível pode-se partir de vários pontos: necessidade de independência do ciclo; concorrência com mercado externo; preferência pelo mercado externo; incertezas na demanda, principalmente por não se ter uma linha já definida de reatores nucleares; etc.

Conforme a época da análise, cada fator pesa de forma diferente na decisão, principalmente no caso do Brasil que se lançou no campo nuclear há pouco tempo. Uma melhor solução atual poderá representar um grau de prioridade inferior no futuro, razão pela qual estudos como estes devem ser sempre atualizados.

Como exemplo, pode-se analisar a viabilidade de implantação de uma usina de reprocessamento de 3 t/dia ou três de 1 t/dia ou uma de 1 t/dia e outra de 2 t/dia. A solução da primeira hipótese pode vir a ser a mais econômica, mas as outras soluções poderão implicar em maior

TABELA 7.17

Carregamento das usinas

Estratégia: Reprocessamento no exterior até a implantação da primeira usina com capacidade de 1 t/dia.

NÚMERO DA USINA	1	2	3	4	5
CAPACIDADES	269.00	232.53	356.41	832.06	802.73
FUEL (N) = Demanda equivalente no ano N (t/ano)					
TH(M,N) = Carregamento da usina M no ano N (t/ano)					

N FUEL(N)

TH(M,N),

N	FUEL(N)	TH(1,N)	TH(2,N)	TH(3,N)	TH(4,N)	TH(5,N)
1	0.	0.	0.	0.	0.	0.
2	0.	0.	0.	0.	0.	0.
3	0.	0.	0.	0.	0.	0.
4	0.	0.	0.	0.	0.	0.
5	0.	0.	0.	0.	0.	0.
6	0.	0.	0.	0.	0.	0.
7	0.	0.	0.	0.	0.	0.
8	0.	0.	0.	0.	0.	0.
9	139.	139.	0.	0.	0.	0.
10	162.	162.	0.	0.	0.	0.
11	203.	203.	0.	0.	0.	0.
12	236.	236.	0.	0.	0.	0.
13	269.	269.	0.	0.	0.	0.
14	302.	269.	33.	0.	0.	0.
15	351.	269.	82.	0.	0.	0.
16	378.	269.	109.	0.	0.	0.
17	450.	269.	181.	0.	0.	0.
18	502.	269.	233.	0.	0.	0.
19	566.	269.	233.	65.	0.	0.
20	627.	269.	233.	125.	0.	0.
21	697.	269.	233.	196.	0.	0.
22	764.	269.	233.	263.	0.	0.
23	858.	269.	233.	356.	0.	0.
24	943.	0.	233.	356.	354.	0.
25	1059.	0.	233.	356.	470.	0.
26	1165.	0.	233.	356.	576.	0.
27	1298.	0.	233.	356.	709.	0.
28	1421.	0.	233.	356.	832.	0.
29	1583.	0.	0.	356.	832.	395.
30	1733.	0.	0.	356.	832.	544.
31	1991.	0.	0.	356.	832.	803.
32	1991.	0.	0.	356.	832.	803.
33	1691.	0.	0.	356.	707.	682.
34	1358.	0.	0.	0.	707.	682.
35	1388.	0.	0.	0.	707.	682.
36	1388.	0.	0.	0.	707.	682.
37	1388.	0.	0.	0.	707.	682.
38	1388.	0.	0.	0.	707.	682.
39	682.	0.	0.	0.	0.	682.
40	682.	0.	0.	0.	0.	682.
41	682.	0.	0.	0.	0.	682.
42	682.	0.	0.	0.	0.	682.
43	682.	0.	0.	0.	0.	682.

parcelamento nas despesas; maior flexibilidade se houver alterações na demanda e localização dos reatores; incorporação de desenvolvimentos tecnológicos, etc.

A decisão definitiva para implantação da primeira usina de reprocessamento no Brasil deverá levar em conta todos estes fatores, além de como serão reutilizados os elementos recuperados.

No caso de se levar em conta o mercado externo, o problema se complica, pois os países que já se lançaram em programas nucleares se encontram em grau de desenvolvimento muito maior e contarão com usinas com grandes capacidades (5 t/dia) quando se necessitar recorrer aos serviços de reprocessamento. Desta forma, se se esperar atingir uma demanda que justifique a implantação de usinas com as capacidades das já existentes no exterior na época da decisão, estar-se-á cada vez mais distante de se atingir a independência do ciclo.

Assim, considerou-se como casos de referência aqueles em que já é viável a implantação de usinas com capacidade igual ou maior número de usinas já existentes no mundo, ou seja, com 1 t/dia e com o período de absorção próximo aos adotados na Europa e nos Estados Unidos/7-9/.

7.6.2. - O atendimento do reprocessamento da Central Nuclear de Angra dos Reis

Se este estudo fosse baseado unicamente na Central de Angra dos Reis, com a potência de 630 MWe, e com uma taxa de irradiação média de 31000 MWe/t U, a demanda em serviços de reprocessamento seria correspondente a uma descarga anual de 20 toneladas de combustível irradiado.

Uma usina de reprocessamento para atender

somente a esta usina teria a capacidade de 20 t/ano, ou seja, 77 kg/dia, tendo dimensões de uma usina piloto.

Para uma comparação com as usinas já construídas no mundo e com capacidades semelhantes, pode-se analisar a usina piloto de Marcoule (França) com capacidade de 60 kg/dia. Tal usina foi construída com a finalidade de desenvolvimento tecnológico e seu custo foi de 10 milhões de dólares em 1962.

Outra usina é a de WAK (Karlsruhe - Alemanha) com capacidade de 40 t/ano. Desenvolvida para recuperação de elementos combustíveis à base de urânio levemente enriquecido, seu custo foi de 16,5 milhões de dólares em 1969.

Um empreendimento de tal escala implicaria num dispêndio desta ordem e para a recuperação da primeira carga de Angra deveria estar em condições de operação em 1979. Mas uma nova unidade seria necessária logo após, face à demanda representada na tabela 4.3., proveniente dos outros reatores que serão instalados.

Com relação às alternativas de referência, a demanda proveniente da usina de Angra viria a ser atendida por usinas comerciais a partir de 1985-1986 e 1987-1988 para as estratégias de estocagem e reprocessamento no exterior, respectivamente. Anteriormente a esta data é conveniente analisar a viabilidade de implantação de usinas pilotos.

7.6.3. - Implicações em pessoal: necessidades

Como foi ressaltado no item 6.7.4. o número de pessoas necessários para a operação da usina varia com o objetivo da mesma. A participação do pessoal de nível superior é da ordem de 30 a 40% do total. Tomou-se co

mo base neste trabalho a previsão do FORATOM, ou seja, 250 e 350 pessoas para usinas de 1 e 5 t/dia, respectivamente. A implicação em pessoal para os programas de referência está mostrada na tabela 7.18. Vê-se que no início do programa necessita-se de 75 pessoas (de nível técnico), atingindo 160 pessoas (de nível técnico) em 2000. Para que este pessoal esteja disponível nas datas acima, deve-se iniciar desde já a formação de pessoal dirigido para esta área. Este aperfeiçoamento poderá ser atingido pelo desenvolvimento do projeto em escalas piloto e de laboratório, possibilitando, assim, a assimilação da tecnologia ligada ao reprocessamento e a capacitação da mão de obra especializada para atender às necessidades do programa.

Uma indicação mais precisa do número de pessoas necessárias só poderá ser feita com um conhecimento detalhado das diversas usinas a serem construídas. Entretanto, os números acima indicados podem constituir-se na meta a ser atingida para a formação de pessoal técnico para operarem as usinas de reprocessamento dos programas de referência.

TABELA 7.18

Pessoal necessário para atender aos programas de referência

Estratégia com estocagem (período de absorção 6 anos)			
Período	Capacidade das usinas instaladas (t/ano)	Pessoal	
		Técnico	Total
1985-1991	269	75	250
1992-1998	269/358	150	500
1999-2005	358/940	159	530
2006-2009	940/1052	162	560
Estratégia com reprocessamento no exterior (período de absorção 4 anos)			
1987-1991	269	75	250
1992-1996	269/233	150	500
1997-2001	269/233/356	225	750
2002-2006	233/356/832	234	780
2007-2009	356/832/803	243	810

7.6.4. - Encargos financeiros do programa

Os investimentos necessários para a implantação das várias usinas constituintes dos programas de referência estão indicados na tabela 7.19. Nesta tabela acham-se indicadas também as usinas que deverão recuperar os combustíveis dos LWR e FBR.

TABELA 7.19

Investimento para implantação das usinas constituintes dos programas de referência

ESTRATÉGIA COM REPROCESSAMENTO NO EXTERIOR					
Capacidade das usinas (t/ano)	269.	233.	356.	832.	803.
Investimento (milhões de \$)	55,66	48,08	61,42	82,64	74,19
Data da implantação	1987	1992	1997	2002	2007
Tipo de combustível a ser recuperado	LWR e FBR	LWR	LWR e FBR	LWR e FBR	LWR e FBR
ESTRATÉGIA COM ESTOCAGEM					
Capacidade das usinas (t/ano)	269.	358.	940.	1051.	-
Investimento (milhões de \$)	55,66	55,91	86,23	89,69	-
Data de implantação	1985	1992	1999	2006	
Tipo de combustível a ser recuperado	LWR e FBR	LWR	LWR e FBR	LWR e FBR	-

Adotando-se uma taxa de juros de 10%, o que corresponderá a uma taxa de encargos fixos de 13,50% ao ano (vide item 6.5.), as parcelas de encargos anuais totais por usina (DA(M,N), para o sistema de usinas (SDA(N)) e encargos totais atualizados por usina, em milhões de \$, estão indicados nas tabelas 7.20 e 7.21, para as estratégias com estocagem e reprocessamento no exterior. Tais parcelas são a soma dos encargos fixos devidos ao investimento e encargos anuais para a operação da usina.

TABELA 7.20

Encargos para implantação de usinas de reprocessamento

Estratégia: Estocagem do combustível

N	SDA(N)	Encargos anuais totais, M\$		DA(M,N)	
		1	2	3	4
1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
6	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7	12.38	12.38	0.0	0.0	0.0
8	12.29	12.29	0.0	0.0	0.0
9	12.29	12.29	0.0	0.0	0.0
10	12.31	12.31	0.0	0.0	0.0
11	12.34	12.34	0.0	0.0	0.0
12	12.36	12.36	0.0	0.0	0.0
13	12.38	12.38	0.0	0.0	0.0
14	24.65	12.33	12.27	0.0	0.0
15	24.69	12.38	12.30	0.0	0.0
16	24.71	12.38	12.32	0.0	0.0
17	24.76	12.38	12.33	0.0	0.0
18	24.80	12.38	12.41	0.0	0.0
19	24.85	12.38	12.46	0.0	0.0
20	24.89	12.38	12.50	0.0	0.0
21	43.82	12.38	12.50	18.93	0.0
22	31.68	0.0	12.50	19.18	0.0
23	31.75	0.0	12.50	19.25	0.0
24	31.81	0.0	12.50	19.31	0.0
25	31.90	0.0	12.50	19.40	0.0
26	31.98	0.0	12.50	19.47	0.0
27	32.07	0.0	12.50	19.57	0.0
28	51.80	0.0	12.50	19.57	19.73
29	39.68	0.0	0.0	19.57	20.11
30	39.79	0.0	0.0	19.57	20.22
31	39.98	0.0	0.0	19.57	20.41
32	39.98	0.0	0.0	19.57	20.41
33	32.65	0.0	0.0	19.41	20.23
34	32.65	0.0	0.0	19.41	20.23
35	32.65	0.0	0.0	19.41	20.23
36	20.23	0.0	0.0	0.0	20.23
37	20.23	0.0	0.0	0.0	20.23
38	20.23	0.0	0.0	0.0	20.23
39	20.23	0.0	0.0	0.0	20.23
40	20.23	0.0	0.0	0.0	20.23
41	20.23	0.0	0.0	0.0	20.23
42	20.23	0.0	0.0	0.0	20.23

TOTAL DOS CUSTOS ATUALIZADOS, MILHÕES DE \$ (por usina)

TABELA 7.21

Encargos para implantação de usinas de reprocessamento

Estratégia: Reprocessamento no exterior

N NÚMERO DA USINA	SDA(N) Encargos anuais totais, M\$	DA(M,N) Encargos anuais totais por usina, M\$				
		1	2	3	4	5
1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
4	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
5	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
6	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
9	12.29	12.29	0.0	0.0	0.0	0.0
10	12.31	12.31	0.0	0.0	0.0	0.0
11	12.34	12.34	0.0	0.0	0.0	0.0
12	12.36	12.36	0.0	0.0	0.0	0.0
13	12.38	12.38	0.0	0.0	0.0	0.0
14	22.94	12.38	10.55	0.0	0.0	0.0
15	22.97	12.38	10.59	0.0	0.0	0.0
16	22.99	12.38	10.61	0.0	0.0	0.0
17	23.05	12.38	10.66	0.0	0.0	0.0
18	23.08	12.38	10.70	0.0	0.0	0.0
19	36.58	12.38	10.70	13.50	0.0	0.0
20	36.62	12.38	10.70	13.54	0.0	0.0
21	36.63	12.38	10.70	13.59	0.0	0.0
22	36.72	12.38	10.70	13.64	0.0	0.0
23	36.79	12.38	10.70	13.71	0.0	0.0
24	42.76	0.0	10.70	13.71	18.35	0.0
25	42.85	0.0	10.70	13.71	18.44	0.0
26	42.93	0.0	10.70	13.71	18.52	0.0
27	43.02	0.0	10.70	13.71	18.61	0.0
28	43.11	0.0	10.70	13.71	18.70	0.0
29	43.95	0.0	0.0	13.71	18.70	16.53
30	49.06	0.0	0.0	13.71	18.70	16.64
31	49.24	0.0	0.0	13.71	18.70	16.83
32	49.24	0.0	0.0	13.71	18.70	16.83
33	49.03	0.0	0.0	13.67	18.61	16.74
34	35.35	0.0	0.0	0.0	18.61	16.74
35	35.35	0.0	0.0	0.0	18.61	16.74
36	35.35	0.0	0.0	0.0	18.61	16.74
37	35.35	0.0	0.0	0.0	18.61	16.74
38	35.35	0.0	0.0	0.0	18.61	16.74
39	16.74	0.0	0.0	0.0	0.0	16.74
40	16.74	0.0	0.0	0.0	0.0	16.74
41	16.74	0.0	0.0	0.0	0.0	16.74
42	16.74	0.0	0.0	0.0	0.0	16.74
43	16.74	0.0	0.0	0.0	0.0	16.74

TOTAL DOS GASTOS ATUALIZADOS MILHÕES DE \$ (por usina)

Anteriormente à implantação da primeira u sina serão necessárias despesas anuais com a estocagem ou reprocessamento no exterior. Tais valores estão mostrados na tabela 7.22.

TABELA 7.22

Despesas anuais com a estocagem ou com o reprocessamento no exterior

A N O	Estratégia Reprocessamento no Exterior		Estratégia Estocagem do Combustível	
	Quantidade de combus- tível re- processado no exterior (t/ano)	Despesas com o re- processa- mento no exterior (milhões de \$)	Quantidade de combus- tível esto- cado (t/ano)	Despesas com a estocagem (milhões de \$)
1979	12,39	0,58	12,39	0,30
1980	20,65	0,97	33,04	0,80
1981	36,84	1,73	69,88	1,69
1982	41,59	1,95	111,47	2,70
1983	46,34	2,18	157,81	3,82
1984	51,09	2,40	208,90	5,06
1985	75,10	3,53	-	-
1986	92,70	4,36	-	-
TOTAL	376,70	17,70	208,90	14,37

A variação anual do custo unitário, para os dois programas de referência, acha-se representada na tabela 7.23. Deve-se considerar que no cálculo da demanda equivalente, um quilo de combustível dos reatores era equi- valente a dois quilos dos a água leve, logo os custos uni- tários para os rápidos será o dobro dos custos para os LWR.

Analisando-se a tabela 7.23 vê-se que no início do programa os custos são bem superiores aos apresentados no exterior, pois o programa conta com unidades com pequenas capacidades, além de apresentarem penalizações devidas à subprodução. Logo, para a implantação de usinas de reprocessamento no Brasil serão necessários, nos primeiros anos, subsídios do Governo Federal, para que o preço dos serviços apresentados às empresas de energia elétrica seja o mesmo do exterior (inclusive transporte).

Admitindo-se um valor inicial para o custo unitário de reprocessamento, é possível determinar a variação anual deste custo de maneira que haja a recuperação de todo o dinheiro gasto durante o período e num dado ano nunca supere ao do ano anterior. Tomando o valor inicial do custo unitário igual ao custo nivelado para o sistema de usinas, que é de 44,4 e 43,1, respectivamente, para as estratégias com reprocessamento no exterior e estocagem, com taxa de juros de 10%, a variação anual deste custo acha-se representada na tabela 7.24. Conclui-se desta tabela que para a recuperação de todo o dinheiro, partindo-se de um valor pré-determinado de custo unitário, haverá um decréscimo desprezível deste custo com o tempo e que nos primeiros anos os custos serão inferiores aos custos reais de reprocessamento, época em que serão necessários os subsídios do Governo.

TABELA 7.23

Variação do custo unitário de reprocessamento para os programas de referência

Ano	Tipo de combustível	Estratégia com reprocessamento no exterior			Estratégia com estocagem		
		Custo unitário (\$/kg)	Custo de tratamento dos resíduos (\$/kg)	Custo total (\$/kg)	Custo unitário (\$/kg)	Custo de tratamento dos resíduos (\$/kg)	Custo total (\$/kg)
1885	LWR	-	-	-	47,61	4,75	52,36
	FBR	-	-	-	-	-	-
1986	LWR	-	-	-	49,34	5,12	54,46
	FBR	-	-	-	-	-	-
1987	LWR	62,41	5,15	67,56	62,41	5,15	67,56
	FBR	-	-	-	-	-	-
1988	LWR	75,98	5,02	81,00	75,98	5,02	81,00
	FBR	-	-	-	-	-	-
1989	LWR	60,78	4,88	65,66	60,78	4,88	65,66
	FBR	121,56	8,08	129,64	121,56	8,08	129,64
1990	LWR	52,37	4,78	57,15	52,37	4,78	57,15
	FBR	104,74	7,76	112,50	104,74	7,76	112,50
1991	LWR	46,02	4,69	50,71	46,02	4,69	50,71
	FBR	92,04	7,53	99,57	92,04	7,53	99,57
1992	LWR	75,96	5,14	81,10	81,62	5,14	87,02
	FBR	151,92	8,20	160,12	163,24	8,20	171,44
1993	LWR	65,44	5,03	70,47	70,34	5,03	75,37
	FBR	130,88	7,97	138,85	140,68	7,97	148,65
1994	LWR	60,82	4,98	65,80	65,37	4,98	70,35
	FBR	121,64	7,84	129,48	130,74	7,84	138,58
1995	LWR	51,22	4,89	56,11	55,02	4,89	59,91
	FBR	102,44	7,50	109,94	110,04	7,50	117,54
1996	LWR	45,97	4,81	50,78	51,40	4,81	56,21
	FBR	91,94	7,34	99,28	99,80	7,34	106,14
1997	LWR	64,62	5,05	69,67	69,90	4,75	74,65
	FBR	129,24	7,65	136,89	87,80	7,19	94,99
1998	LWR	58,40	4,99	63,39	59,69	4,63	64,32
	FBR	116,80	7,52	124,32	79,38	7,05	86,43
1999	LWR	52,62	4,91	57,53	62,86	4,91	67,77
	FBR	105,24	7,38	112,62	125,72	7,38	133,10
2000	LWR	48,06	4,85	52,91	41,46	4,55	46,01
	FBR	96,12	7,28	103,40	82,92	6,83	89,75
2001	LWR	42,87	4,77	47,64	37,00	4,48	41,48
	FBR	85,74	7,14	92,88	74,00	6,71	80,71
2002	LWR	45,34	4,71	50,05	33,73	4,42	38,15
	FBR	90,68	7,04	97,72	67,46	6,61	74,07
2003	LWR	40,46	4,62	45,08	30,12	4,34	34,46
	FBR	80,92	6,90	87,82	60,24	6,48	66,72
2004	LWR	35,84	4,56	40,40	27,45	4,28	31,73
	FBR	71,68	6,80	78,48	54,90	6,38	61,28
2005	LWR	33,14	4,49	37,63	24,70	4,21	28,91
	FBR	66,28	6,68	72,96	49,40	6,27	55,67
2006	LWR	30,33	4,43	34,76	26,45	4,43	30,88
	FBR	60,66	6,59	67,25	52,90	6,59	59,49
2007	LWR	30,92	4,36	35,28	25,06	4,09	29,15
	FBR	61,84	6,47	68,31	50,12	6,07	56,19
2008	LWR	28,30	4,30	32,60	22,96	4,04	27,00
	FBR	56,60	6,38	62,98	45,92	6,00	51,92
2009	LWR	24,73	4,22	28,95	20,08	3,96	24,04
	FBR	49,46	6,25	55,71	40,16	6,36	46,52
2010	LWR	24,73	4,22	28,95	20,08	3,96	24,04
	FBR	49,46	6,25	55,71	40,16	6,36	46,52

TABELA 7.24

Variação do custo unitário (custo unitário no primeiro ano pré-fixado) para os programas de referência.

Ano	Tipo de combustível	Estratégia com reprocessamento no exterior			Estratégia com estocagem		
		Custo unitário (\$/kg)	Custo de tratamento dos resíduos (\$/kg)	Custo total (\$/kg)	Custo unitário (\$/kg)	Custo de tratamento dos resíduos (\$/kg)	Custo total (\$/kg)
1985	LWR	-	-	-	-	4,75	-
1985	FER	-	-	-	-	-	-
1986	LWR	-	-	-	-	5,12	-
1986	FER	-	-	-	-	-	-
1987	LWR	44,40	5,15	49,55	43,10	5,15	48,25
1987	FER	-	-	-	-	-	-
1988	LWR	44,40	5,02	49,42	43,10	5,02	48,12
1988	FER	-	-	-	-	-	-
1989	LWR	44,40	4,88	49,28	43,10	4,88	47,98
1989	FER	88,80	8,08	96,88	86,20	8,08	94,28
1990	LWR	44,40	4,78	49,18	43,10	4,78	47,88
1990	FER	88,80	7,76	96,56	86,20	7,76	93,96
1991	LWR	44,40	4,69	49,09	43,10	4,69	47,79
1991	FER	88,80	7,53	96,33	86,20	7,53	93,73
1992	LWR	44,40	5,14	49,54	43,10	5,14	48,24
1992	FER	88,80	8,20	97,00	86,20	8,20	94,40
1993	LWR	44,40	5,03	49,43	43,10	5,03	48,13
1993	FER	88,80	7,97	96,77	86,20	7,97	94,17
1994	LWR	44,40	4,98	49,38	43,10	4,98	48,08
1994	FER	88,80	7,84	96,64	86,20	7,84	94,04
1995	LWR	44,40	4,89	49,29	43,10	4,89	47,99
1995	FER	88,80	7,50	96,30	86,20	7,50	93,70
1996	LWR	44,40	4,83	49,23	43,10	4,83	47,93
1996	FER	88,80	7,74	96,54	86,20	7,74	93,94
1997	LWR	44,40	5,06	49,46	43,10	4,75	47,85
1997	FER	88,80	7,66	96,46	86,20	7,19	93,39
1998	LWR	44,40	4,79	49,19	43,10	4,68	47,78
1998	FER	88,80	7,52	96,32	86,20	7,05	93,25
1999	LWR	44,40	4,91	49,31	43,10	4,91	48,01
1999	FER	88,80	7,38	96,18	86,20	7,38	93,58
2000	LWR	44,40	4,85	49,25	43,10	4,55	47,65
2000	FER	88,80	7,28	96,08	86,20	6,83	93,03
2001	LWR	44,40	4,77	49,17	43,02	4,48	47,50
2001	FER	88,80	7,14	95,94	86,04	6,71	92,75
2002	LWR	44,32	4,71	49,03	43,02	4,42	47,44
2002	FER	88,64	7,04	95,68	86,04	6,61	92,65
2003	LWR	44,32	4,62	48,94	43,02	4,34	47,36
2003	FER	88,64	6,90	95,54	86,04	6,48	92,52
2004	LWR	44,32	4,55	48,87	43,02	4,28	47,30
2004	FER	88,64	6,80	95,44	86,04	6,38	92,42
2005	LWR	44,32	4,49	48,81	43,02	4,21	47,23
2005	FER	88,64	6,68	95,32	86,04	6,27	92,31
2006	LWR	44,32	4,43	48,75	43,02	4,13	47,15
2006	FER	88,64	6,59	95,23	86,04	6,19	92,23
2007	LWR	44,23	4,35	48,58	43,02	4,09	47,11
2007	FER	88,46	6,47	94,93	86,04	6,07	92,11
2008	LWR	44,23	4,30	48,53	42,92	4,04	46,96
2008	FER	88,46	6,38	94,84	85,84	5,99	91,83
2009	LWR	44,23	4,22	48,45	42,92	3,96	46,88
2009	FER	88,46	6,25	94,71	85,84	5,86	91,70
2010	LWR	44,23	4,22	48,45	42,92	3,96	46,88
2010	FER	88,46	6,25	94,71	85,84	5,86	91,70

CONCLUSÕES

O que caracteriza a etapa do reprocessamento do combustível irradiado é a possibilidade de recuperar os elementos físséis e férteis não consumidos e formados durante a irradiação do combustível nuclear.

A demanda em serviços de reprocessamento de combustíveis irradiados depende dos tipos de reatores a serem implantados. Para o caso brasileiro, considerou-se como estratégia de referência aquela constituída de reatores a água leve e reatores superconversores rápidos. Os primeiros tendo em vista que o reator de Angra já é deste tipo e a tendência mundial é para a implantação destes reatores, os segundos por contarem com uma acentuada evolução em todo o mundo, constituindo-se além disto na maneira mais econômica para a utilização do plutônio. Estas estimativas são acompanhadas de um certo grau de incerteza relativamente à quantidade de combustível irradiado e disponível para o reprocessamento em um dado ano, devido aos atrasos na construção e/ou operação das centrais nucleares, às variações das taxas de irradiação, bem como à possível implantação de outros tipos de reatores.

Analisando-se as várias alternativas quanto à disposição final do combustível irradiado, o reprocessamento vai depender da concentração dos materiais físséis, do custo de reprocessamento que varia com o tipo do reator, do valor atribuído aos elementos recuperados, o que é função da sua futura utilização, do mercado interno e de fatores políticos e econômicos nacionais e internacionais.

Para o caso brasileiro, mostrou-se que o potencial em U_3O_8 no combustível irradiado, que provém dos reatores a água leve do programa de referência, no período de 1979 - 1989, corresponde, respectivamente, a 128 e 43% da quantidade provada e provável de U_3O_8 nas reservas naturais. Assim, o reprocessamento influenciará na conservação das reservas de minério de urânio ou na economia em relação a sua compra. Além do urânio, deve-se considerar a recuperação do plutônio que pode ser reciclado para o mesmo reator ou utilizado nos reatores rápidos, o que corresponderá em ambos os casos numa economia de utilização de minério de urânio.

Tomando-se o valor do plutônio como 8 \$ / g Pu físsil, o do concentrado de urânio como 8 \$ / lb U_3O_8 e o do netúnio como 40 \$/g, mostrou-se que o reprocessamento dos combustíveis nucleares é economicamente viável, pois é possível a obtenção de lucros da ordem de 52 e 420 \$/kg de combustível irradiado, respectivamente para os LWR e FBR.

Dentro da situação atual, os processos por via aquosa são os mais usados e são os únicos capazes de darem lugar a estimativas de custos aceitáveis. Por esta razão, todos os parâmetros utilizados neste trabalho se basearam em tal tecnologia, ou, mais especificamente, no Processo Purex. Não foram feitas considerações para ava

liar métodos alternativos de reprocessamento, bem como suas influências nos custos e fatores tecnológicos ligados a eles. Considerou-se que o sistema é mais sensível à capacidade das usinas e crescimento da indústria do que às diferenças ocasionadas pelo uso de diferentes tecnologias.

Quanto às etapas e problemas interligados com o reprocessamento, como a localização das usinas, resfriamento, transporte e estocagem dos resíduos radioativos, limitou-se neste estudo a uma análise qualitativa do problema. Entretanto, para uma decisão final, devem-se otimizar os parâmetros interligados com estas operações sempre visando à minimização dos custos, aliada à segurança de operação.

Caso exista mais de um tipo de combustível a ser recuperado, num mesmo período, a decisão quanto a sua recuperação numa mesma usina (polivalente) ou em usinas distintas (monovalentes) vai depender das quantidades de cada combustível, dos custos de recuperação para ambos os casos, dos custos de estocagem, das distâncias dos reatores em relação à usina, etc. Face às incertezas na demanda, e por se tratar de um estudo preliminar, considerou-se somente a implantação de usinas polivalentes. Neste caso, serão necessários alguns equipamentos adicionais, implicando em acréscimos no investimento, e redução na capacidade de tratamento nominal da usina conforme o combustível em processamento, devido principalmente aos problemas de criticalidade. Estas modificações vão se refletir no custo de recuperação do combustível.

Para a análise da implantação de usinas para atender à demanda em reprocessamento no Brasil, foi necessário inicialmente um estudo dos parâmetros técnicos e econômicos ligados a esta indústria. O investimento necessário para usinas de 1 e 5 t/dia é de cerca de 50 e 88 M\$,

respectivamente. Esta indústria é caracterizada por um baixo fator de escala, 0,35, o que favorece a implantação de grandes unidades. Entretanto, deve-se ponderar tais economias de escala com as penalizações devidas à subprodução. A prática geral nos outros países tem sido estimar as capacidades das usinas de modo a atingirem a plena carga num período de 4 a 6 anos.

Para a determinação da seqüência de implantação de usinas, utilizou-se o código FUELCO desenvolvido em Oak Ridge (USA). Este código sofreu algumas alterações para que se pudesse analisar a introdução de usinas após a estocagem ou reprocessamento no exterior por um certo período. A comparação das alternativas é feita em relação ao custo nivelado, que representa um custo unitário constante para a indústria de reprocessamento, dentro de um certo período de estudo.

As conclusões para cada estratégia são:

- Implantação de usinas nacionais desde o primeiro ano de estudo.

Tal estratégia seria justificável somente se se admitir a implantação de uma usina piloto para atender à demanda no início do programa e logo tendo como objetivo a assimilação de conhecimentos técnicos e formação de pessoal.

- Estocagem do combustível por um certo período antes da implantação de usinas nacionais.

Neste caso, é viável a implantação da primeira usina em 1985 - 1986 com a capacidade de 1 t/dia (260 t/ano).

- Reprocessamento de combustível no exterior por um certo período, antes da implantação de usinas nacionais.

Para a consideração desta estratégia, analisou-se inicialmente a demanda, a oferta e os custos de reprocessamento estimados na Europa e nos Estados Unidos. Constatou-se que a capacidade instalada excede à demanda, sendo possível a utilização destes serviços a um preço médio de 47 \$/kg (incluindo o transporte do combustível irradiado). Neste caso, a alternativa mais viável se baseia na implantação da primeira usina com capacidade de 1 t/dia (260 t/ano) em 1987 - 1988.

Para a adoção destas alternativas devem-se considerar os seguintes pontos:

- O enfoque do problema é completamente alterado se analisado do ponto de vista de concorrência, com os países já desenvolvidos, pois na época em que se necessitar dos serviços de reprocessamento, eles já contarão com usinas de grandes capacidades, com custos unitários baixos.

- Por se tratar de um estudo preliminar, deve-se fazer uma futura revisão adotando-se outros códigos ou alterando-se certos pontos.

Finalizando, deve-se salientar que a decisão final, envolvendo matérias de tal complexidade, exige a interligação e ponderação dos fatores econômicos, políticos e tecnológicos.

APÊNDICE A

Emprego dos vários elementos presentes no combustível irradiado

A.1 - Introdução

Serão analisadas neste item as vantagens em se fazer a recuperação dos vários elementos que constituem o combustível irradiado.

Há incertezas quanto ao mercado futuro para muitos dos subprodutos deste combustível, e os custos para sua recuperação e purificação ainda não são bem conhecidos.

Dar-se-á maior ênfase para a recuperação do urânio e plutônio por terem um mercado praticamente definido. Entretanto, o valor do combustível usado aumentará pela recuperação de outros isótopos tais como o netúnio. Este é reintroduzido no reator para a conversão para Pu-238 que é de grande utilidade em aplicações médicas e para mergulhadores, pois atuam como fonte de energia. O valor do netúnio dependerá, entretanto, do mercado para o plutônio-238 e os custos para conversão para este isó

topo.

A.2 - Urânio recuperado do combustível irradiado

O urânio no combustível irradiado contém os seguintes isótopos /U-/:

U-235: o enriquecimento do combustível é reduzido consideravelmente na sua forma original, devido às fissões e capturas. Esta redução se faz numa taxa média entre 0,10% e 0,075% por 1.000 MWd/t de U. O enriquecimento residual é, entretanto, superior ao do urânio natural, daí o interesse da sua recuperação;

U-236: aproximadamente 18% do U-235 consumido não sofrem fissão, mas reagem para a produção de U-236. Logo, o U-236 é formado numa taxa média entre 0,018 e 0,013% (do urânio total) por 1.000 MWd/t de U;

U-238: cerca de 0,07% (da quantidade inicial do U-238) são consumidos por 1.000 MWd/t de U. A maior parte para a produção de Pu-239 físsil, mas alguma para a produção de energia por fissão rápida.

Há, ainda, pequena porcentagem em U-237, mas devido a sua curta meia-vida(6,50 dias) e o período de resfriamento antes do reprocessamento ser da ordem de 4 a 6 meses, a concentração deste isótopo no urânio recuperado é praticamente nula.

Dependendo do enriquecimento final, o urânio recuperado do combustível queimado pode ser usado de diferentes maneiras (tabela A-1) e seu valor é função também, deste enriquecimento /8/.

TABELA A-1

Uso do urânio recuperado /8/

Enriquecimento inferior ao do U-natural	Enriquecimento superior ao do U-natural
Estocagem como UNH para reutilização nos FBR	Conversão para UO_2 para reutilização
Estocagem como UO_3 para reutilização nos 3FBR	Mistura com Pu
	Mistura com U-enriquecido
Reenriquecimento	Reenriquecimento

A melhor alternativa a ser adotada, no entanto, ainda não está bem definida, sendo que para a escolha são necessários amplos conhecimentos das etapas de conversão, enriquecimento, custos de transporte, perdas, penalizações devido a misturas, atrasos e existência de mercado.

As diferentes operações de conversão e mistura devem ser feitas de tal maneira que atendam às futuras exigências para a fabricação ou para as usinas de enriquecimento do combustível.

O urânio empobrecido, proveniente do urânio natural, consumido nos reatores, deverá ser estocado até que haja uma proporção de U-238/Pu-239 disponível para utilização nos reatores rápidos. Geralmente, no cálculo do valor do urânio recuperado, considera-se o urânio empobrecido com valor nulo /187/.

Serão discutidas, a seguir, as alternativas para disposição final do urânio recuperado.

A.2.1 - Reenriquecimento do urânio

A hipótese mais viável para a utilização do urânio recuperado e com enriquecimento acima do natural parece ser o reenriquecimento. A condição técnica exigida é que o urânio seja fornecido na forma de hexafluoreto dentro de especificações severas quanto à pureza, tal que possa ser reintroduzido diretamente na usina de enriquecimento.

A adoção desta alternativa implicará na inclusão dos custos de transporte para os EUA (ou para outro país que possuir usinas de enriquecimento) e os custos de conversão.

É preferível que a conversão para a forma de hexafluoreto seja realizada na própria usina de reprocessamento /110/. Através desta etapa consegue-se uma maior pureza pela obtenção de um maior fator de descontaminação.

Entretanto, pode ainda surgir problema quanto à presença do U-232, formado a partir do U-236. O limite máximo admissível em U-232 no material a ser reenriquecido nas usinas de difusão é de 110×10^{-9} partes de U-232 para cada parte de U-235 /188/.

O adicional em custos devido à etapa de conversão dependerá da taxa de produção e do enriquecimento do material. Os custos aproximados para estas etapas estão indicados na tabela A-2.

No caso de combustível dos reatores a água leve as penalizações atribuídas à presença do U-236 são reduzidas, substancialmente, no processo de enriquecimento. Primeiro, o U-236 será, preferencialmente, removido do U-235, no processo de difusão. Segundo, o U-236 será diluído significativamente na usina de difusão, face à

pequena relação entre a proporção de material irradiado e a quantidade de urânio natural necessária para suprir o combustível recolocado e o novo.

TABELA A-2

Custos para as etapas de conversão do urânio recuperado nas usinas de reprocessamento /8/

Conversões	Custo aproximado \$/kgU
UNH → UO ₂	3
UNH → UF ₄	3
UNH → UF ₆	4-6
UF ₄ → UF ₆	2

A.2.2 - Mistura do urânio recuperado com urânio enriquecido ou plutônio

A vantagem principal quanto à mistura do urânio recuperado com o urânio enriquecido é devida ao cancelamento das etapas de conversão a UF₆ e economias de transporte /16, 189/.

Se esta etapa for realizada na própria usina de reprocessamento, a forma mais conveniente para o produto final será como UO₂ /8/.

Entretanto, através de certos estudos /110, 190-192/, conclui-se pela não economicidade desta operação para os reatores com atuais níveis de irradiação, havendo, também, certas limitações quanto ao uso da mistura em certos tipos de reatores.

Esta operação poderá ser vantajosa no caso de o país não possuir usinas próprias de enriquecimento.

to.

Há, basicamente, duas situações nas quais o enriquecimento do urânio, que se obtém da mistura de materiais com diferentes enriquecimentos, é mais econômico que o obtido através das usinas de enriquecimento:

- quando a quantidade de urânio natural, empobrecido ou reciclado, é disponível a um preço menor que a quantidade necessária para alimentação da usina de enriquecimento, e
- quando uma ou mais etapas podem ser canceladas devido à composição do material.

Na maioria das vezes é possível misturar quantidades de urânio com diferentes enriquecimentos para obtenção de material com enriquecimento intermediário. O custo unitário da mistura é a soma de cada componente (fração de massa x custo unitário). Trata-se, então, de minimizar o custo da mistura.

Pode-se determinar, matematicamente, o enriquecimento ótimo, obtido pela mistura, usando métodos gráficos /190/.

Apesar de a mistura em geral não ser econômica, há uma situação especial quando as vantagens trazidas pela recuperação do Np-237 justificarem os gastos para esta etapa. Isto acontece se houver um acréscimo na produção deste isótopo (produção em adição à produção inerente). Tal incremento na produção do Np-237 é devido à presença do U-236 no combustível, sendo que este aparece em maiores proporções através da mistura do que através do reenriquecimento, pois este último reduz significativamente o U-236 disponível. Esta possibilidade deve, no entanto, ser analisada como um futuro benefício.

A.2.3 - Venda do urânio recuperado

Este sistema é realizado por meio de contratos, estipulando o retorno dos materiais físséis do combustível irradiado, pelo crédito em material físsil novo. Tal situação é possível quando os combustíveis são arrendados ou fornecidos sob pagamentos parcelados/187/.

A.3 - Elementos transurânicos

A.3.1 - Introdução

O elemento combustível irradiado contém vários elementos transurânicos e isótopos que são produ^zidos nas sucessivas capturas dos isótopos de urânio. O plutônio é o mais significativo, e são produzidos quatro de seus isótopos - 239, 240, 241 e 242, sendo que o Pu-239 e Pu-241 são físséis, sob a ação de nêutrons térmi^{cos}. Se empregados em reatores rápidos, os quatro isóto^{pos} são físséis, segundo graus de importância diferentes.

Outros isótopos importantes (Np-237, Am-241 e Cm-244), com grande potencial como fonte α , foram igualmente usados como fonte de energia térmica. Desde que haja mercado para estes isótopos, o valor do combus^{tível} irradiado aumentará consideravelmente.

A.3.2 - Plutônio

Para que a etapa de reproprocessamento do com^{bustível} irradiado não onere o custo do ciclo do combus^{tível}, deve ser desenvolvida a melhor estratégia a ser adotada para o uso do plutônio recuperado.

O tipo de utilização do plutônio é o fa^{tor} primordial para a determinação do seu valor econômi^{co}/133,193,194/, estando o mesmo sujeito a variações con

sideráveis dependendo da alternativa escolhida, podendo ser usado nos reatores térmicos (reciclagem do plutônio ou como combustível dos reatores rápidos.

O preço do plutônio é, também, função do custo do minério de urânio e do custo do trabalho de separação vigentes, por ser o urânio físsil o seu único concorrente. A proporcionalidade de custo em relação ao urânio enriquecido é função da utilização do plutônio. Atualmente, os reatores a água leve são a única possibilidade econômica para o uso efetivo de grandes quantidades de plutônio, mas com o desenvolvimento dos reatores rápidos, o plutônio será preferencialmente usado nestes reatores. Os reatores rápidos podem usar plutônio muito mais efetivamente que os reatores a água e o preço do plutônio poderá subir se e quando os primeiros forem introduzidos.

No caso da reciclagem, o plutônio recuperado do combustível é misturado com um diluente, que poderá ser: urânio empobrecido (resíduos das usinas de difusão ou dos reatores a urânio natural), urânio natural, urânio recuperado ou urânio com enriquecimento menor que o necessário. É, então, fabricado um novo elemento combustível, que é introduzido no reator. A mistura mais simples e possivelmente mais econômica é com o urânio natural /16/.

O efeito da reciclagem do plutônio é, naturalmente, a redução de certos custos. Por exemplo, os custos de U_3O_8 e de conversão são reduzidos de 15%, enquanto o custo do enriquecimento decresce de 20% pela economia de minério de urânio e trabalho de separação. Em geral, cada grama de plutônio físsil, usado na carga de reposição de reatores térmicos, substituirá cerca de 0,8 g de U-235 /195/. Entretanto, há penalizações nos preços de fabricação da ordem de 15% a 100% em relação aos custos de fabricação somente com urânio, dependendo da capa

cidade da usina e grau de automatização. Tais acréscimos são devidos à toxicidade e às características radioativas do plutônio, exigindo, portanto, precauções especiais (tais como o uso de células blindadas).

Outra consequência da reciclagem é a alteração da composição isotópica do plutônio, aumentando a quantidade de emissores gama, Pu-240 e Pu-242, e reduzindo o valor para reciclagem posterior. Para a recuperação de tal combustível são necessárias, não somente, maior capacidade por tonelada de material tratado na unidade de pós-separação ("tail-end") mas, também, blindagens adicionais. Logo, é necessária uma programação cuidadosa para uma mistura das bateladas, tal que evite a diminuição no valor do plutônio.

Para que se reserve o plutônio para utilizá-lo nos reatores rápidos é indispensável, no entanto, uma política definida quanto à introdução destes reatores. Inicialmente torna-se precisa uma pequena quantidade de plutônio, no caso de se realizar trabalhos de desenvolvimento e instalação de usinas pilotos; a quantidade restante pode ser estocada ou reciclada nos reatores térmicos.

Se o plutônio for utilizado nos reatores térmicos, a instalação de reatores rápidos é, então, adiada. São necessárias, aproximadamente, 5 (cinco) toneladas de plutônio para a entrada, em operação, de um reator rápido de 1000 MW. Na Inglaterra, por exemplo, o plutônio tem sido estocado para futura utilização nos FBR. O custo para estocagem do plutônio pode variar de 100 a 200 \$/kgPu.

Existem, no entanto, vários métodos para a determinação da melhor estratégia a ser usada quanto

à utilização do plutônio, inclusive para se saber até que preço acima do qual é preferível vendê-lo ou abaixo do qual é preferível utilizá-lo /16/.

Foi realizado, na Comissão Nacional de Energia Nuclear, em 1970, um estudo abordando as perspectivas de emprego do plutônio em programas de reatores no Brasil /133/. Foram analisadas as implicações decorrentes da utilização do plutônio, restringindo-se, todavia, a análise das estratégias extremas, visando delimitar o horizonte de decisões. Foram consideradas as seguintes estratégias de utilização do plutônio:

- o plutônio é trocado por Urânio enriquecido ou vendido;
- o plutônio é reciclado nos reatores térmicos;
- o plutônio é utilizado nos reatores rápidos;

Uma hipótese básica considerada é que o plutônio empregado pelo sistema é produzido dentro do próprio sistema (não há importação). Considera-se, também, que o plutônio é utilizado sempre que possível. Para cada estratégia foi feito um estudo paramétrico usando como critério de comparação nas várias alternativas, o consumo de urânio e de trabalho de separação.

Os resultados destes estudos estão representados nas tabelas A-3 e A-4, para uma comparação das alternativas. Nestas tabelas está, também, indicada a potência nuclear instalada correspondente à projeção média de demanda.

Baseado neste critério pode-se, então, tirar algumas conclusões sobre o mérito relativo dos diversos usos alternativos do plutônio, no programa nuclear brasileiro, até o fim do século.

Estas conclusões foram /133/:

- Troca de todo o plutônio produzido por urânio enriquecido.

A adoção desta estratégia extrema de utilização do plutônio não é conveniente, do ponto de vista do critério adotado, já que o consumo de urânio e o trabalho de separação serão elevados. A redução no consumo de urânio devido à troca de plutônio por urânio não é apreciável (10 a 15% nos LWR e em torno de 30% nos HWR). Por outro lado, embora a redução no consumo de trabalho de separação seja maior (20 a 30%), ela não é suficiente para justificar esta estratégia de utilização;

- Utilização de todo o plutônio produzido em reatores rápidos.

Esta estratégia de utilização de plutônio trará uma economia apreciável no consumo de urânio e trabalho de separação e, do ponto de vista de consumo de combustível, deve ser preferida;

- Utilização de todo o plutônio em reatores térmicos (reciclagem).

Esta alternativa não trará grandes economias com relação ao consumo de urânio e trabalho de separação (de 10 a 30% no LWR cerca de 40% nos HWR). No entanto, esta alternativa poderá se tornar interessante se o desenvolvimento dos reatores rápidos mostrar dificuldades.

- Utilização de plutônio comparada com a de U-233 (HTGR).

A utilização de U-233 nos HTGR (ciclo do tório) consumirá uma quantidade menor de urânio do que no caso de utilização de plutônio nos reatores térmicos (LWR), embora o consumo de trabalho de separação seja aproximadamente o mesmo.

TABELA A-3

Consumo acumulado de urânio (t U - nat.)

Comparação das alternativas /133/

(casos de referência)

ano	Potência (MWe)	LWR	LWR (c/rec. Pu)	HWR	HWR (c/rec. Pu)	HTGR (c/rec. U ²³³)	FBR/LWR	FBR/HWR
1976	500	299	299	85	85	224	229	85
1980	500	727	720	330	241	961	727	330
1985	4500	4109	4049	1966	1301	4400	3696	1739
1990	8500	9180	6894	5391	3280	9833	6303	3782
1995	24500	25026	1880	13870	8591	25567	14578	7232
2000	52500	55397	35702	32810	19674	55866	22804	12811

TABELA A-4

Consumo acumulado de trabalho de separação (t UTS)

Comparação das alternativas /133/

(casos de referências)

ano	Potência (MWe)	LWR	LWR (c/rec. Pu)	FBR/LWR	HTGR (S/rec. U ²³³)
1976	500	148	148	148	242
1980	500	260	260	260	362
1985	4500	2094	2090	1975	3125
1990	8500	5864	5313	4843	7684
1995	24500	16565	13379	10488	21882
2000	52500	38637	26286	18236	49631

A.3.3 - Outros elementos transurânicos /196-197/

O valor potencial dos outros elementos transurânicos contidos no combustível irradiado foi calculado com base em hipóteses visando uma implantação em grande escala para recuperá-los. Mas, face à inexistência de um mercado bem desenvolvido, a primeira empresa comercial proposta nos EUA, em 1966, foi cancelada /8/.

Vários métodos de separação estão sendo desenvolvidos por diversos centros de pesquisa para a recuperação destes produtos /8,196/. Um método de extração por solvente, similar ao Purex, está sendo analisado, devendo levar a custos moderados para a recuperação. Esta operação não deverá ser executada a partir do resíduo, pois implicará em altos investimentos, e sim a partir de materiais recentes considerando a sua disponibilidade.

Estes isótopos são de interesse especial para aplicações espaciais, pois libertam milhões de vezes mais calor que igual massa de um combustível químico /197/.

Outras propriedades, tais como necessidade de pequenas blindagens, fazem com que estes isótopos sejam preferencialmente escolhidos para tal aplicação. Devido a sua alta energia de desintegração, eles dispõem de uma potencialidade em energia estocada que é impossível em outros radioisótopos com vida longa /196/.

O mais importante destes elementos é o Np-237, sendo o único para o qual, atualmente, existe um mercado. Este é irradiado em reatores especiais para a produção de Pu-238, que é de grande importância em atividades espaciais e na medicina. A uma taxa de irradiação de 25000 MWd/t de U, em reatores a água leve, formam-

se, aproximadamente, 300g Np-237/t de U.

O outro elemento Am-241 presente, também, no combustível irradiado, pode ser melhor obtido do decaimento do Pu-241. O Cm-241 é, da mesma forma, presente, mas em pequenas quantidades.

Na Tabela A.5 /25/ estão indicados os preços atuais e futuros destes isótopos. Conforme a referência analisada, estas estimativas podem divergir bastante. Como exemplo, na Tabela A.6, podem ser analisados os valores previstos pela AEC para os isótopos NP-237 e Am-241. Entretanto, estes preços não representam os do mercado, devido à potencialidade proveniente do rápido acréscimo do número de reatores. Segundo a eficiência e os custos de recuperação, estes valores podem mudar totalmente com o desenvolvimento de novas técnicas.

TABELA A-6

Previsão dos custos de alguns isótopos feita pela AEC / 16 /

	Preço de venda	Preço estimado para o futuro
Np - 237	500 \$/g	150 \$/g
Am - 241	1.500 \$/g	

TABLE - A-5

Dados relativos a alguns elementos e isótopos presentes no combustível descarregado dos reatores de potência /25/

Elementos ou isótopos	Aplicação	Meia vida (anos)	Potência específica (W/g)	Preço atual			Preço futuro (\$/g)	Custo de produção (\$/g)	Valor do combustível (\$/g)	Concentração no combustível (g/t ou 25000 MWd/t)	Valor no combustível irradiado (\$/t)
				\$	Unidade	\$/g					
Kr ⁸⁵	Absorvedor luminoso e de irradiação	10,4	0,54	22,00	Ci	3.930	450	425	25	16,	400
Sr ⁹⁰	Absorvedor térmico, absorvedor partículas β	28	0,96	0,20	Ci	28,40	20	18	2	400	800
Tc ⁹⁹	Inibidor de corrosão, agente de ligação, semiconductor	2,1x10 ⁵	-	55,00	g	55	9	8	1	628	628
Rh	Aplicação industrial; para decoração; elétrica	Estável	-	8,00	g	8,00	8	6	2	337	674
Ru	Absorvedor térmico e β	Estável	33,1	1,85	g	1,85	4	3,50	0,50	1.707	854
Pd	Para decoração, aplicação industrial, elétrico	Estável	-	1,45	g	1,45	1,50	1,00	0,50	876	438
Xe	Absorvedor luminoso especial	Estável	-	35,00	l	6	2	1,70	0,30	3.937	1.196
Cs ¹³⁷	Absorvedor térmico e de radiação γ	30	0,42	0,125	Ci	11	8	7	1	928	928
Ce ¹⁴⁴	Absorvedor térmico e de radiação β	0,78	25,6	0,15	Ci	477	17	15	2	99	198
Pm	Absorvedor térmico e de radiação β , raios X	2,6	0,33	0,20	Ci	185	75	65	10	67	670
U ²³⁸	Material fértil	4,5x10 ⁹	-	-	-	-	6,75/lb	6,75/lb	0	9,7x10 ⁵	0
U ²³⁶	Alvo para preparação de Np ²³⁷	2,4x10 ⁷	-	-	-	-	10	0	10	3,169	31.690
Np ²³⁷	Alvo para a preparação de Pu ²³⁸	2,2x10 ⁶	-	225,00	g	225	75	55	20	384	7.680
Am ²⁴¹	Absorvedor térmico de partículas α e raios γ , alvo para a formação de Cm ²⁴²	458	0,1	1x10 ⁶	g	1.000	115	85	30	56	1.680
Cm ²⁴²	Absorvedor térmico e precursor do Pu ²³⁸	163 d	120	167,00	W	20.000	150	110	40	13	-
Am ²⁴³	Alvo para Cm ²⁴⁴ e outros isótopos leves	7.650	-	-	-	-	130	80	50	57	2.850
Cm ²⁴⁴	Absorvedor térmico e de radiação α	18,1	2,65	-	-	1.000	170	110	60	11,3	678
Pu ²³⁸	Absorvedor térmico e de radiação α	87,4	0,56	1.000,00	g	880	250	210	40	-	520
Fu ²³⁹	Material físsil e fonte de outros isótopos mais leves	2,4x10 ⁴	-	10,00	g	10	11	2	9	5.300	47.700
Fu ²⁴⁰	Material fértil e parte de outros isótopos mais leves	6,8x10 ³	-	-	-	-	6,50	2	4,50	2.110	9.495
Fu ²⁴¹	Material físsil e parte de outros isótopos mais leves	13	-	10,00	g	10	18	2	16	1.005	16.080
Fu ²⁴²	Alvo para a preparação de Am ²⁴³ e fonte de outros isótopos mais leves	13,8x10 ⁵	-	-	-	-	38	2	36	305	10.960

Mesmo tendo em vista estas incertezas, estes isótopos podem fornecer benefícios que superem os custos para a sua recuperação. Por outro lado, tal decisão dependerá do mercado e preços para estes elementos.

A.4 - Produtos de fissão

A alta atividade do combustível irradiado antes do reprocessamento é devido, principalmente, à presença dos produtos de fissão, em vez dos isótopos de urânio. Para cada fissão são formados dois produtos que cobrem o espectro dos elementos com massa atômica de 95 a 140.

Desde que seja conveniente a separação dos produtos de fissão, haverá redução dos problemas relacionados com rejeito dos resíduos, principalmente quanto ao calor liberado por estes produtos.

As economias relativas à estocagem dos materiais de alto nível de irradiação deverão ser consideradas na análise dos altos custos para a separação. Mas, em geral, considera-se que os produtos de fissão não representam um potencial significativo para a redução do custo do ciclo. Tendo em vista a sua disponibilidade em grande escala, estes serão quotados a um nível que irá representar os custos de recuperação com somente um pequeno lucro para os proprietários. Os preços de alguns destes elementos estão indicados nas tabelas A-5 e A-7 /25/.

TABELA A-7

Preços de alguns elementos - 1969 /25/

Elemento	Preço (\$/g)
Berílio	0,12 - 0,15
Boro	0,06
Césio	0,22 - 0,33
Európio	1,43
Gálio	1,35
Germânio	0,175
Ouro	1,12
Háfnio	0,07 - 0,39
Índio	0,06
Irídio	5,95 - 6,60
Lítio	0,020 - 0,024
Nióbio	0,24 - 0,60
Ósmio	9,65 - 14,50
Paládio	1,19 - 1,54
Platino	3,50 - 6,76
Rênio	1,32
Ródio	7,90 - 8,50
Rubídio	0,22
Rutênio	1,77 - 1,93
Escândio	3
Selênio	0,01
Prata	0,06
Tântalo	0,07 - 0,11
Telúrio	0,013
Tálio	0,016
Zircônio	0,011 - 0,031

Os elementos Ródio, Paládio e Xenônio representam os produtos de fissão, na forma estável, para os quais já existe um mercado em expansão, sendo que para o caso do Ródio e do Paládio a reserva mundial é limitada.

A.5 - Conclusões

O potencial econômico proveniente do combustível irradiado e as técnicas para recuperação de todos os elementos foram discutidos nos itens anteriores. Pode-se, assim, concluir:

- o reenriquecimento é a etapa mais indicada para a reutilização do urânio recuperado nas usinas de reprocessamento. No entanto, se se desenvolver um mercado para o Np-237, pode ser mais viável uma mistura ou venda do urânio recuperado;
- a utilização de todo o plutônio produzido em reatores rápidos, do ponto de vista de consumo de combustível, deve ser a alternativa preferida;
- alguns isótopos pesados, principalmente o Np-237, têm potencialidade para reduzir o custo do ciclo. O conhecimento de tecnologia e os preços de mercado são os fatores que determinarão a conveniência na recuperação de certos isótopos pesados.

APÊNDICE B

Usinas de reprocessamento existentes no mundo

B.1 - Introdução /7,63,71,87/

Neste apêndice serão analisadas as características das usinas de reprocessamento já existentes ou planejadas no mundo.

Inicialmente deve ser ressaltado que a indústria de reprocessamento iniciou seu desenvolvimento no final da segunda guerra, com a implantação da usina de Hanford nos Estados Unidos. Esta usina tinha como objetivo a recuperação do plutônio para o programa militar do país e utilizava o processo de precipitação, que se baseia na seletividade do plutônio na presença do fosfato de bismuto. Tal processo foi desenvolvido na usina piloto de "Chinton Engineering Works" (Oak Ridge).

Com o processo então usado nesta usina, não era possível recuperar o urânio, que continha quantidade apreciável do isótopo físsil U-235.

Com o desenvolvimento da energia nuclear para fins pacíficos, tornou-se necessário o desenvolvimento de outros métodos mais econômicos para o reprocessamento do combustível irradiado. Em Argonne pesquisou-se o método de extração por solvente, utilizando a hexona-Processo Redox, sendo implantado em escala industrial em 1952, em Hanford.

Paralelamente desenvolveu-se o processo de extração por solvente utilizando o tributil fosfato (TBP) que recebeu a denominação de Processo Purex ("Purification by Extraction"). Tal processo apresenta vantagens sobre o Redox, pois origina menor volume de resíduos e proporciona menores custos operacionais.

A primeira usina em escala piloto a utilizar o processo Purex foi a "Usina de Savannah River" em 1954 e, em 1956, instalou-se a primeira usina em escala industrial em Hanford e foi denominada "Usina Purex".

Na mesma época, instalou-se em Oak Ridge a usina piloto Thorex para recuperação dos combustíveis a tório e usinas pilotos para desenvolvimento do processo de volatilização dos fluoretos.

De todos os processos testados o que apresentou maiores vantagens foi o processo Purex, que passou a ser utilizado em quase todas as usinas.

Em 1966, entrou em funcionamento a usina de Windscale na Inglaterra que foi a primeira usina projetada para recuperação dos combustíveis dos reatores comerciais de potência.

Seguiram-se, depois, a usina da "Nuclear Fuel Services" nos EUA e a "Eurochemic" na Bélgica, subsidiada inicialmente por 12 países: (Áustria, Bélgica, Dinamarca, França, Itália, Noruega, Países Baixos, Portugal, República Federal Alemã, Suécia, Suíça, Turquia) e, posteriormente, a Espanha.

3.3.2 - "Midwest Fuel Recovery Plant" - GE

Será a segunda usina comercial de reprocessamento dos EUA. Sua construção terminou em 1971 e em 1972 estava em fase de testes.

Sua capacidade é de 300 t por ano para reprocessar combustíveis dos reatores a água leve (enriquecimento de 5% em U-235) e recuperar urânio, plutônio e netúnio.

Se operar a plena carga, a produção diária de plutônio purificado e netúnio será de 8kg e 0,5 kg, respectivamente.

A capacidade desta usina é justificável porque não tem objetivo competitivo e sim fornecer aos compradores de seus reatores contratos de prestação de serviços de reprocessamento.

O processo usado é o Aquaflúor, patenteado pela GE. Seu diagrama está representado no capítulo 2, figura 2.5. Este método utiliza a tecnologia aquosa e de volatilização dos fluoretos. A etapa de pré - extração consta de cisalhamento - lixiviação. Os resíduos líquidos obtidos no processo são transformados para a forma sólida.

B.2.3 - "Barnwell Nuclear Fuel Plant" (BNFP)

Será a terceira usina comercial nos Estados Unidos. Está sendo construída pela "Allied Chemical Corp." e "GULF Nuclear Services", para reprocessar combustíveis irradiados dos reatores LWR, isto é, combustíveis na forma de UO_2 e $UO_2 - PuO_2$ de baixo enriquecimento. A capacidade nominal da usina é de 5 t de urânio por dia (1500 t/ano) e deverá entrar em operação em 1974.

A seguir serão analisadas algumas destas usinas comerciais.

B.2 - Usinas comerciais de reprocessamento nos Estados Unidos /1,2,87,107,134,137,198,199/

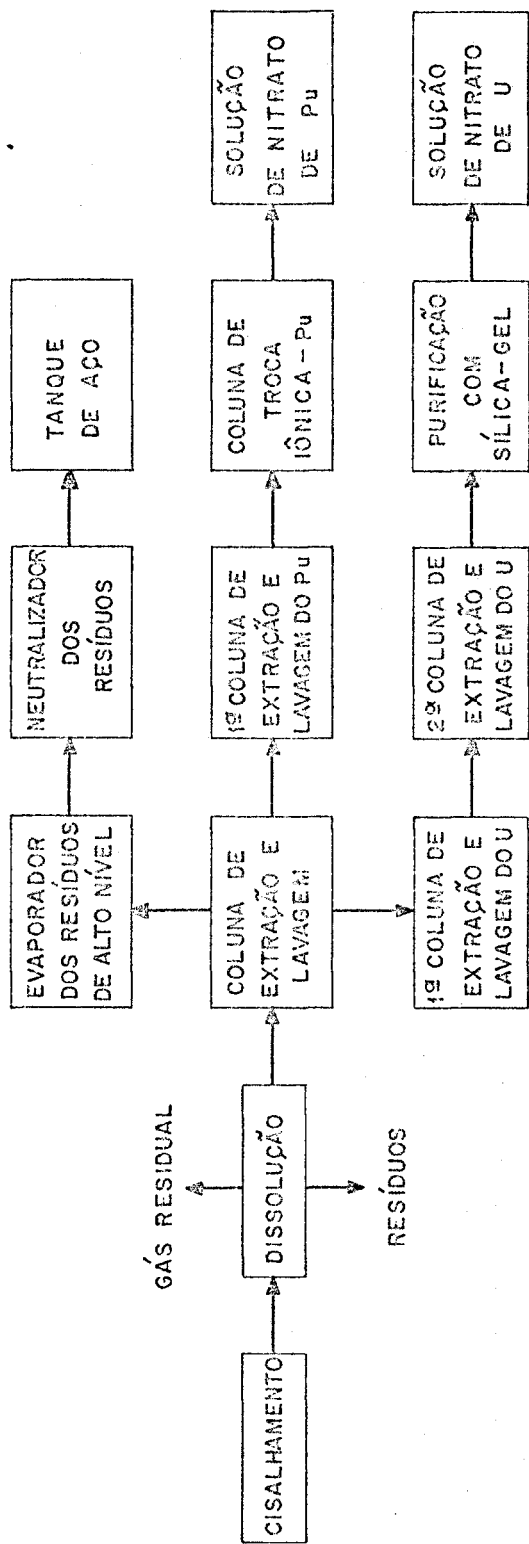
B.2.1. - Usina da "Nuclear Fuel Services" (NFS)

Era a única usina, em escala comercial, em operação nos EUA até 1972. Localizada em West Valley, N.Y., é operada pela "Nuclear Fuel Services, Inc." (NFS). Entrou em operação em 1966, tendo capacidade nominal de uma tonelada de urânio por dia, equivalente a 300 t de urânio por ano, para combustíveis dos reatores LWR. É uma usina polivalente, projetada principalmente para reprocessar combustíveis dos LWR (UO_2 e $UO_2 - PuO_2$ até 5% de enriquecimento ou reatividade equivalente). Tem também capacidade para reprocessar combustíveis do tipo ThO_2 e certos combustíveis com alto enriquecimento, entretanto, a uma taxa reduzida de processamento/107/.

O processo empregado consiste de um tratamento de pré-extração ("head - end") de cisalhamento-lixiviação ("chop - leach"), seguido por vários ciclos de extração por solvente (TBP-Processo Purex) e troca iônica. O diagrama do processo está indicado na figura B.1 /81/.

A taxa de recuperação do urânio e plutônio atinge 98,5%. Os produtos finais, urânio e plutônio, resultam na forma de nitratos.

O custo desta usina, na época da construção, foi de 33 milhões de dólares e com 5 anos e meio de operação já tratou cerca de 700 toneladas de combustível irradiado. Atualmente está sofrendo uma expansão, e sua capacidade passará para 3 t/dia (900 t/ano) em 1973, com um investimento de 12 milhões de dólares /134/.



"NUCLEAR FUEL SERVICES" — DIAGRAMA DO PROCESSO/81/

A usina recuperará urânio como nitrato e hexafluoreto e o plutônio como solução de nitrato ou como óxido, sendo possível, também, a recuperação do netúnio ou outros produtos potencialmente valiosos.

O processo usado consta da etapa de pré-extração por cisalhamento - lixiviação com dissolução se micontínua em ácido nítrico e extração com o solvente TBP. Por ser a primeira usina com esta capacidade projetada somente para reprocessamento do combustível dos reatores a água leve, incorpora uma combinação do Processo Purex e várias inovações /107/.

O esquema do processo utilizado nesta usina está mostrado na figura B.2 /81/.

B.2.4 - "Atlantic Richfield Company" (ARC)

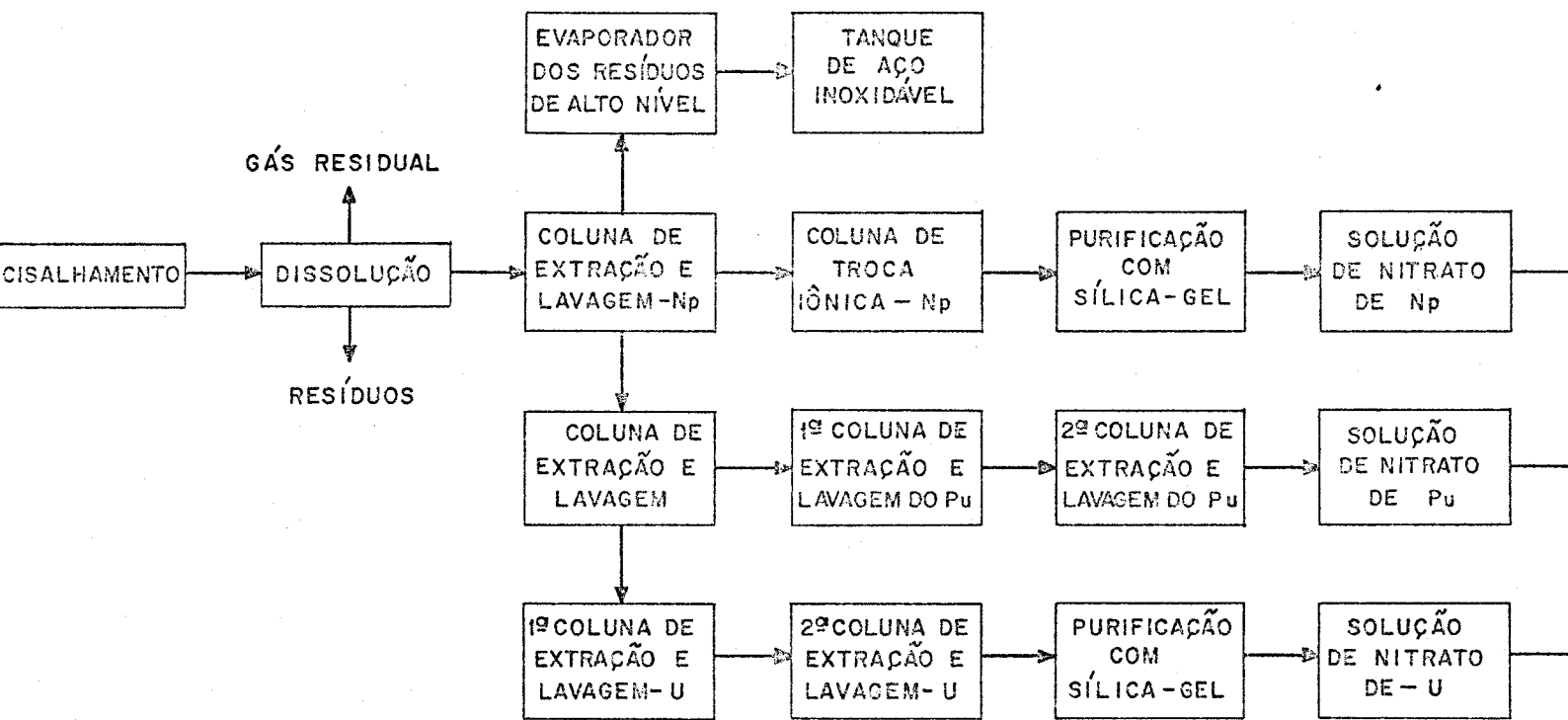
Outra usina que deverá entrar no mercado é a "Atlantic Richfield Company" (ARC). Esta deverá ser especificada para tratar combustíveis irradiados dos reatores LWR. Terá capacidade nominal de 5 a 6 t de urânio por dia, podendo reprocessar combustíveis com enriquecimento até 5 e mistura de óxidos de UO_2 - PuO_2 . Espera-se que entre em operação em 1976 /107,134/.

A tabela 5.4 (capítulo 5) dá uma visão de conjunto das características técnicas de todas estas usinas.

B.3 - Usinas de reprocessamento na Europa /1,2,8,71/

B.3.1 - Inglaterra /200,201/

A primeira usina de reprocessamento Windscale, utilizando o processo de extração por solvente (TBP - Butex), entrou em operação em 1952 para recuperação de combustíveis a urânio natural.



"ALLIED CHEMICAL CORP."—DIAGRAMA PROPOSTO DO PROCESSO / 81 /

Como esta usina era essencialmente destinada para fins militares e com a introdução de novos reatores, houve uma nova implantação em Windscale, em 1964. Esta nova usina utiliza o processo Purex, com capacidade projetada de 1500 t/a de U-natural, sendo possível sua operação com capacidade superior a 2000 t/a.

Em meados de 1959, entrou em funcionamento uma seção de tratamento inicial com capacidade de 300 t/a, destinada ao tratamento de óxido de urânio, e localizada na unidade antiga, por um custo de 4,2 milhões de dólares. Esta usina, de caráter comercial, já fez contratos de serviços de reprocessamento com vários países como Itália, Japão, Canadá e Suíça. Recupera o urânio na forma de nitratos e óxidos e o plutônio como nitratos. Tem possibilidades de recuperação e purificação do netúnio.

Quanto ao combustível dos FBR, este poderá ser misturado ao combustível dos MGR na etapa principal de extração. No início da década de 80, deverão ser instaladas as etapas de pré-extração com estágios de cisalhamento-lixiviação /8/.

Além da usina de Windscale, a Inglaterra possui a usina de Dounreay, de pequena dimensão (5 a 10 t/ano) para tratar combustíveis dos reatores de pesquisa e experimental como os combustíveis dos FBR e MIR. Estão sendo feitas algumas modificações, nesta usina, para recuperar o plutônio do combustível do protótipo do reator rápido ("Prototype Fast Reactor" - PFR), devendo o mesmo ser reciclado para o reator. Tais modificações custarão um milhão de libras esterlinas. Esperam-se importantes informações técnicas e operacionais, do reprocessamento do combustível dos FBR que serão relevantes para a economia geral do uso dos reatores rápidos em grande escala.

A usina está sendo adaptada para manipulação do plutônio em grande escala. O início destas operações está programado para o final de 1974 /98/.

B.3.2 - "Eurochemic"(Mol - Donk)

Esta usina foi criada com o objetivo de recuperação do combustível nuclear de vários países da Europa, bem como o desenvolvimento de trabalhos, tendo em vista o aperfeiçoamento de métodos e a formação de pessoal neste campo.

Em 1957, a sociedade era formada por 12 países (Áustria, Bélgica, Dinamarca, França, Itália, Noruega, Países Baixos, Portugal, República Federal Alemã, Suécia, Suíça e Turquia), sendo admitida, posteriormente, a Espanha.

A usina, que foi projetada pela firma francesa "Saint - Gobain Nucléaire", entrou em operação em 1966 com a possibilidade de reprocessar vários tipos de combustíveis (MGR, AGR, LWR, FBR-cobertura, MTR).

Sua capacidade atual é de 300 kg U / dia (250 dias de operação por ano) e, futuramente, será de 500 kg U / dia (300 dias de operação por ano).

Atualmente, a etapa de pré-extração é constituída de três dissolvedores equipados para o desencapamento químico e futuramente a etapa de pré-extração será de cisalhamento-lixiviação /8/. É constituída de dois ciclos de extração-processo Purex para recuperação do urânio (UNH), plutônio (PuO_2) e futuramente o netúnio.

B.3.3 - França

A primeira usina de reprocessamento na França foi a usina piloto de "Forte di Châtillon" instalada em 1954. Logo depois, em 1958, iniciou-se o fun-

cionamento da primeira usina de reprocessamento em escala industrial, a usina de Marcoule, projetada para tratar os combustíveis dos reatores plutonígenos deste centro /2/. Esta usina tem capacidade de 300 a 600 t/ano e utiliza o processo de extração - Purex. Atualmente está sendo adaptada para recuperar o combustível dos reatores de pesquisa /99/.

Outra usina é a de "La Hague" destinada à recuperação dos combustíveis dos reatores Magnox. O método de extração usado é praticamente o do tipo Purex, com exceção da etapa final de concentração e purificação do plutônio que se efetua num ciclo de extração que usa a tridodecilamina (TLA). Tem possibilidade de recuperar e purificar o netúnio.

Existe um plano de adicionar a esta usina os equipamentos necessários para recuperação dos combustíveis dos reatores a água leve, água pesada e reator rápido (Phenix). Torna-se necessária, então, a adaptação nestas instalações de laboratórios de alta atividade ("HAO-Haute activité oxyde"). Tal projeto é estimado para entrar em operação em 1974-1975 e terá uma capacidade de processamento de 900 t de óxido de urânio por ano /8/. Devido à infra-estrutura já existente em "La Hague", este projeto exigirá um financiamento da ordem de 9×10^6 M\$.

A usina piloto "AT-1", construída no centro de "La Hague", tem o objetivo de reprocessar o combustível do reator rápido Rapsodie e utiliza um esquema do tipo Purex, não havendo, entretanto, separação do urânio e do plutônio. Sua capacidade de processamento é de 1,5 a 2 kg/dia.

Outra usina é a de "Attila" ("Attaque Combustibles Irradiés en Lit d'Alluminium") em "Fontenay-aux-Roses". É uma usina piloto para tratamento por via seca de combustíveis especiais, como os dos submarinos nu

cleares de U-Zr.

B.3.4 - Alemanha - Usina WAK

A usina de reprocessamento em Karlsruhe, que iniciou operação em 1971, tem uma capacidade de 40 t/ano para combustíveis a óxido dos reatores a água com enriquecimento até 3% em U-235. O objetivo desta usina é de obter experiências técnicas, que poderão ser extrapoladas para futuras usinas comerciais.

O planejamento desta usina subdivide - se em três fases. A primeira de 2 a 3 anos, com operações de rotina, será para aquisição de experiências. A segunda fase, até 1976, será destinada para a recuperação dos combustíveis de alta atividade e com alta proporção de plutônio dos reatores térmicos. Na terceira fase, esta usina será adaptada para recuperação dos combustíveis dos FER.

Um sistema para recuperação do netúnio foi instalado nesta usina e existem planos para recuperar o Am-241/243 e Cm-244 dos resíduos com os produtos de fissão, antes da etapa de vitrificação.

Outro centro que desenvolve o reprocessamento é o de Jülich, cujo objetivo é o aperfeiçoamento de métodos apropriados para recuperação dos combustíveis dos reatores de alta temperatura, arrefecidos agás (HTGR).

Em 1973 já deverá estar em operação a usina piloto de reprocessamento JUPITER ('Jülich Pilot Plant for Thorium Element Reprocessing') com capacidade de 2 kg de metal pesado por dia.

B.3.5 - Itália /205/

A usina de reprocessamento EUREX-1 foi

construída para pesquisa do processo por via aquosa, dos elementos combustíveis dos reatores de pesquisa e de potência. Ela é destinada a recuperar o combustível irradiado de alto enriquecimento em U-235 dos reatores MTR com capacidade de 30 kg U/dia (liga U-Al) e combustíveis dos reatores a água leve (enriquecimento 5% em U-235) com capacidade de 100 kg U/dia. Havendo reciclagem do plutônio (15% em Pu), a capacidade será de 50 kg U/dia /8/.

A etapa de pré-extração consta de cisalhamento - lixiviação ou desencapamento químico (processo sulfex e zirflex).

Existe um projeto para instalação da usina Eurex-2, com capacidade inicial de 300 t/ano, e uma expansão futura para 600 t/ano para iniciar operação em 1975. Estima-se um custo de 48 a 56 milhões de dólares /2/.

A Itália possui outro centro de pesquisa nuclear muito importante que é o "Impianto di Trattamento e Rifabbricazione del combustibile" - ITRAC para o programa do ciclo do combustível a Urânio-Tório (Programa ECUT). A etapa de fabricação tem o objetivo de testar a possibilidade e economia quanto à fabricação remota dos elementos combustíveis recuperados.

B.3.6 - Espanha

A Espanha possui a usina piloto, M-1, em Moncloa. Sua capacidade é de 100 kg/a de liga de U-Al operando durante 200 dias por ano. Utiliza o processo de extração por solvente.

Planeja-se, futuramente, a instalação de uma usina de reprocessamento em escala piloto para recuperar elementos combustíveis dos reatores comerciais/8/.

B.3.7 - Noruega, Suécia e Países Baixos

Uma usina piloto, explorada pelos três países e construída em Kjeller - Noruega, está em operação desde 1961. A usina usa o processo Purex e opera com capacidade de 12 kg de urânio por dia.

B.4 - Principais usinas existentes em outros países

B.4.1 - Japão /1,2,71,176,177/

A construção da primeira usina de reprocessamento em Tokai Mura está sob os encargos da Companhia francesa "Saint Gobain Techniques Nouvelles" (SGN) (que já construiu as usinas da Eurochemic, Marcoule e La Hague) sob contrato com a "Japanese Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation" (PNC).

Devido a alguns atrasos, esta usina deverá entrar em operação em 1974. A capacidade planejada inicialmente era de 0,7 t de urânio por dia, correspondendo a um custo de M\$48. Com a possibilidade de contratos com a China Nacionalista e a Coréia, aumentou-se a capacidade para 1 t de U por dia e estima-se um custo de investimento de M\$56.

A usina deverá reprocessar combustíveis do reator Magnox e dos reatores a água e utilizará o processo Purex.

Alguns grupos da "Mitsubishi" estão estudando a possibilidade de construção de uma usina de 3 t/dia até o final da década, tendo em vista a demanda estimada que é da ordem de 250 t de combustível irradiado em 1977 e de 500 t em 1979.

B.4.2 - Índia /2,204-206/

A usina indiana de reprocessamento químico, em Trombay, iniciou operação em 1964 e utiliza o processo aquoso Purex. Sua capacidade é de 0,12 - 0,24 t U/dia para recuperação dos combustíveis a urânio natural.

A experiência adquirida nesta usina piloto serviu de base para a primeira usina industrial atualmente em construção em Tarapur. Esta usina deverá entrar em operação em 1974 com uma capacidade de 500 kg/dia de urânio natural ou de baixo enriquecimento e atenderá à Central de Tarapur (BWR) e Rajasthan (PHWR). Esta solução foi preferida à expansão da usina de Trombay, devido aos problemas de transporte de material radioativo em regiões muito povoadas.

Outra usina, que deve ser construída perto de Madras para atender ao reator de Kalpakkan, terá uma capacidade de 500 kg/dia. Esta nova usina foi estudada com objetivo suplementar de reprocessar o combustível do reator rápido experimental previsto para se localizar nesta região com uma produção por volta de 200 kg de Pu por ano.

A construção desta usina deverá ser iniciada em 1973, para entrar em operação em 1977.

B.4.3 - Argentina /2/

Em 1968 entrou em funcionamento uma usina piloto para o reprocessamento do combustível irradiado do reator RA-1 (reator de pesquisa de 150 KW - 20% U-235). Esta usina está sendo ampliada para que seja capaz de recuperar o combustível do reator RA-5 (reator de pesquisa de 3 MW - 90% U-235).

APÊNDICE C

Descrição das várias etapas do código FUELCO-1

1 - Sub-rotina PERM

Esta sub-rotina faz a leitura e dá a listagem de todos os dados permanentes.

2 - Sub-rotina INPUT

Faz a leitura e dá a listagem dos dados de entrada necessários ao problema específico em análise.

Nesta sub-rotina são calculados os encargos fixos sobre o capital depreciável, juros e os fatores de atualização para os vários anos N do horizonte de estudo.

3 - Sub-rotina LOADCALC

Calcula-se provisoriamente a demanda em toneladas de combustível irradiado FUEL (N) para os ti-

pos de combustível irradiado para o processo K, segundo:

$$\text{FUEL (N)} = \sum_{J=1}^{40} \text{DSCH (J,N)} \times \text{BASE (J,K)}$$

sendo: DSCH (J,N) = quantidade de combustível descarregado de cada reator J no período N, (t de metal pesado/ano);

BASE (J,K) = relação entre a quantidade de materiais pesados (U,Pu,Th) e produtos de fissão na entrada do processo K e a quantidade de materiais pesados após realizado o processo K.

Tomando-se uma média ponderada de FUEL (N), abrangendo dois períodos de quatro anos, a fim de se evitar os picos e vales da demanda, determina-se FUEL (K,N) que é a demanda de combustível do tipo K no ano N.

Determina-se então FUEL (N) que é a demanda total equivalente para todos os tipos de combustíveis no ano N pela relação:

$$\text{FUEL (N)} = \sum_{K=1}^{10} \text{WT (K)} \times \text{FUE (K,N)}$$

onde WT (K) é o fator de ponderação para os vários tipos de combustível, conforme tabela 7.2.

4 - Sub-rotina THRUPUTS

Esta sub-rotina determina:

1 - As capacidades e o ano de entrada de operação das várias usinas (SIZE (M)) para atenderem à demanda estimada anual (FUEL (N)), levando em consideração que não pode ultrapassar as seqüências de capacidade (SEQ (K,N)) que é dado de entrada do programa. O modelo matemático usado para os cálculos foi descrito no item 7.3.3.

No caso de se considerarem as alternativas de reprocessamento no exterior e a estocagem do combustível, até que haja demanda que justifique a entrada de usinas com determinada capacidade (dado de entrada), é calculada a quantidade anual de combustível que ficará estocada ou deverá ser reprocessada no exterior e o tempo de estocagem de cada parcela. Tais valores são usados na determinação dos encargos anuais para esta etapa.

2 - A capacidade disponível total de produção anual das várias usinas (CAP (N)).

O carregamento das usinas poderá ser:

2.1 - Carregamento seqüencial

Neste caso faz-se o carregamento das usinas mais antigas primeiro, tal que qualquer excesso na capacidade ocorrerá somente na última usina.

Aponta-se, então, um maior número de tipos de combustíveis para as usinas mais novas, que operarão conjuntamente com as usinas mais antigas. Estas deverão tratar menor número de tipos de combustíveis, pois devem contar com tecnologia menos desenvolvida. Os tipos de combustíveis provenientes dos reatores mais antigos são processados nas usinas mais antigas, desde que a ordem dos tipos de combustíveis corresponda grosseiramente à data ascendente da introdução dos reatores.

Determina-se, então, a produção de cada usina, TH (M,N).

2.2 - Carregamento proporcional

Neste caso, quanto maior a usina, maior quantidade de combustível deverá ela tratar, o que é determinado pela relação:

$$DSZ = FUEL (N) \times \frac{SIZE (M)}{T C Y}$$

onde T C Y = capacidade total anual de operação no ano N. Determina-se, então, a capacidade anual real de cada usina (TH(M,N)).

Em dado ano, pode haver várias usinas em operação. Como a indústria de reprocessamento se desenvolve, pode-se esperar que o custo seja reduzido pela separação dos combustíveis conforme o tipo, e logo fazendo uma designação de diferentes tipos de combustíveis para usinas especificamente projetadas para o reprocessamento do combustível em questão. Isto reduzirá as necessidades de duplicação de equipamentos, caso a usina tivesse a capacidade de processar todos os tipos de combustíveis.

Em seguida, sendo K = 43 (vide tabela 7.1), isto é, usinas de reprocessamento polivalente, há indicação dos vários tipos de combustível (K) a serem reprocessados nas várias usinas conforme a ordem de desfavorabilidade KFU (JFU) que é dado de entrada do programa. Os combustíveis de tecnologia mais complexa são designados para usinas mais novas.

Determina-se, então, a quantidade de combustível de cada tipo K que será processada nas várias usinas (TAKE). Se MKR (K,M) = 1 significa que o combustível proveniente do processo K será tratado na usina M. Se for zero, a usina M não reprocessará este tipo de combustível.

5 - Sub-rotina PLTCOST

Esta sub-rotina calcula o custo de investimento (CC(M)) para as várias usinas conforme as relações da tabela 7.2.

No caso de usinas de reprocessamento poli-

valentes (KPR=43), nas quais se faz o tratamento de vários tipos de combustíveis, a constante de custo a_t dependerá dos equipamentos adicionais necessários para tratar estes vários tipos de combustíveis. O subscrito t caracteriza a combinação dos combustíveis a serem reprocessados. Faz-se a determinação de a_t depois que forem acrescentados os encargos relativos a cada tipo de combustível.

Por exemplo, supondo uma usina com capacidade nominal de 1 t/dia para reprocessar combustíveis provenientes dos LWR, quando esta for usada para reprocessar combustíveis provenientes dos FBR, haverá um aumento de $\$ 7 \times 10^6$ devido às modificações necessárias nas operações preliminares de pré-extração ("head end") e pós-extração ("tail end") e a capacidade de reprocessamento cai para 500 kg/dia.

Da mesma forma os acréscimos no investimento para recuperar outros tipos de combustíveis estão representados na tabela 6.7.

6 - Sub-rotina PROCOST

Inicialmente, desde que haja a introdução de usinas cuja vida ultrapasse o período de estudo (NYRS), faz-se uma estimativa fictícia da produção anual (TH(M,N)) e da demanda de combustível, FUEL (N), nestas usinas, durante este período excedente. Esta estimativa é baseada no fator de carga da última usina cuja vida não tenha ultrapassado o período de estudo.

Tendo sido determinado o custo de investimento CC (M) para as várias usinas, na sub-rotina PLTCOST, esta calcula, então, o custo de operação anual COP para várias usinas, conforme relação da tabela 7.2.

Determinam-se, depois, os custos nivelados para as várias usinas PRC (M) e o custo nivelado para o sistema, TARC. Desde que a estratégia analisada considera o

reprocessamento no exterior ou estocagem do combustível durante um certo período, os encargos devidos a estas operações entrarão no cálculo do custo nivelado do sistema para todo o período de estudo.

Maiores detalhes sobre custo nivelado foram dados no item 7.3.4.

7 - Sub-rotina SMEAR-3

Esta sub-rotina calcula o custo unitário $C_K(N)$ ($\$/kg$), que é função do tempo e do tipo de reator. O custo $C_K(1)$ no primeiro ano é considerado conhecido para cada processo K.

Os custos unitários das operações do ciclo do combustível são dependentes da capacidade da usina na qual a operação é feita, conforme foi mostrado no item 6.9.

A consideração básica do problema é que num dado ano todas as usinas deverão ter o mesmo preço unitário de reprocessamento para um dado tipo de combustível.

De outro lado, o custo unitário nivelado das várias usinas são diferentes, e as vidas destas usinas se superpõem. A determinação do custo médio para as usinas ("smeared cost") é para a determinação da curva de custo ($\$/kg$) "versus" tempo, que será aplicada para todas as indústrias.

Dado ao fato de não ser permitido que $C_K(N)$ se eleve a qualquer valor, ele não pode nunca exceder o custo no primeiro ano, $C_K(1)$. O custo inicial $C_K(1)$ é, desta forma, o custo máximo para o processo K. Os valores referentes a $C_K(N)$ diminuem conforme a seguinte relação:

$$C_K(N+1) = C_K(N) - EX \times C_K(N) - PRC(MR)$$

Onde:

PRC (MR) = custo nivelado da última usina construída até o ano N para tratar o combustível do tipo K;

$C_K (N+1)$ = o custo unitário do processo K no ano (N+1);

$C_K (N)$ = custo unitário do processo K no ano (N);

BX = constante que é determinada por tentativa.

Para determinar BX é usado o critério, segundo o qual as usinas somadas como um todo devem ter uma taxa média específica de retorno. Para cada valor de BX estimado são calculados os valores de $C_K(N)$, para todo o período de estudo. Então o programa calcula o valor atualizado total de toda a receita e compara com o valor atualizado total de todas as despesas. Quando a receita e despesas totais atualizadas forem iguais, determina-se o valor correto de BX, e as usinas terão, na média, uma taxa de retorno desejável.

Teremos então:

\sum Valor da receita atualizada = \sum valor das despesas atualizadas ou

$$\sum_N \sum_M C(N) \times PW(N) \times FUEL(N) = \sum_N \sum_M (CCYR + COP) \times PW(N)$$

onde:

$C(N)$ = custo unitário no ano (N);

$PW(N)$ = fator de atualização no ano (N);

$FUEL(N)$ = quantidade de combustível irradiado a ser recuperado no ano (N);

CCYR = encargos fixos anual;

COP = encargos de operação anual.

Vemos, portanto, que no método do fluxo de caixa atualizado ("discounted cash-flow") a receita inclui toda a quantia em dinheiro recebida e proveniente de todas as fontes e as despesas incluem todas as saídas, tais como encargos fixos sobre capital investido, gastos de operação e taxas. Então é determinado o custo para o processo K nos vários anos N ($CTE(K,N)$).

8 - Sub-rotina EARNING

Esta sub-rotina calcula a taxa real de encargos fixos sob o investimento próprio (depois das taxas) de cada usina. A taxa de encargos fixos para uma usina é determinada por tentativa.

É adotada inicialmente uma taxa de retorno RREM ($REEM = 0$). Então é determinada a razão de encargos fixos sobre o capital depreciável (FCRDM) e o custo médio ponderado do dinheiro (RATEM) correspondente ao valor adotado RREM, bem como os fatores de atualização FA (N) para cada ano N a razão de juros (RATEM).

Determinam-se, então, os valores atualizados totais da receita (TNC) e das despesas (TEX) para cada usina, cobrindo toda sua vida, usando para isso os custos de reprocessamento conhecidos C (N) para o ano (N) e despesas relativas ao retorno de capital (CCYRM) e de operação (COP).

Os valores atualizados da receita e despesas são comparados. Se estes são iguais, significa que foi determinado o valor correto para RREM. Se são diferentes, há um ajuste na razão de retorno e os cálculos são repetidos.

Esta determinação é baseada na relação:

\sum valores atualizados da receita = \sum valores atualizados das despesas.

9 - Sub-rotina WASTE

Usada somente para usinas de reprocessamento (K=43,44 ou 45).

Calculam-se os encargos anuais para tratamento de resíduos de alto nível (CRAN) e de nível intermediário (CRNI) e de estocagem do urânio e tório não reciclados (CSTH e CSU) para cada tipo de combustível, nos vários anos N, conforme relações discutidas no item 6.8.

10 - Programa Principal

Desde que os custos por processos estão completos, a próxima etapa é o cálculo para cada reator, dos custos totais dos processos relacionados nos dados de entrada ou seja preparação, fabricação, reprocessamento e conversão, em função do tempo. No caso de preparação, onde um único reator pode requerer vários processos, os custos de preparação representam a soma dos custos unitários dos vários processos. Os custos totais para cada reator são impressos em função do tempo para todo período de estudo.

Como este programa foi feito para ser interligado com outros códigos, são calculados os custos para todos os tipos de reatores, mesmo para aqueles cuja penetração no mercado é nula.

Para um dado reator j e num período de tempo N, estes custos são dados pelas seguintes relações:

$$CMA_J(N) = \sum_{K=1}^{42} C_K(N) \times \text{BASE}(J,K) = \text{custos de fabricação para reator J no período N.}$$

$$CME_J (N) = WXC + \sum_{K=43}^{45} C_K (N) \times BASE (J,K) + WT(KNJ(J)) =$$

custos para usinas de reprocessamento incluindo o tratamento e estocagem de resíduos para o reator J no período N.

$$CMC_J (N) = \sum_{K=46}^{57} C_K (N) \times BASE (J,K) =$$

custos para usinas de preparação do reator j no período N.

$$CMD_J (N) = \sum_{K=58}^{60} C_K (N) \times BASE (J,K) =$$

custos para usinas de conversão química para o reator J no período N.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- /1/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, The nuclear industry, USAEC, Washington (1969).
- /2/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, The nuclear industry, USAEC, Washington (1970).
- /3/ ANDERSON, C.R., Why recover the used nuclear fuels?, Electrical World 170 15 (1968) 26.
- /4/ SAUTERON, J., Les combustibles nucléaires, Hermann, Paris (1965).
- /5/ CASA, A.F., FIORENTINI, P., Plutonio - un combustibile in alternativa per i reattori di potenza termici, Notiziario 15 12 (1969) 76.
- /6/ FINNEMANN, H., et al., Investigations of long-term optimum reactor strategies considering the limited extent of uranium resources, Nukleonik, 12 6. (1969) 263.
- /7/ PORTUGAL - JUNTA DE ENERGIA NUCLEAR, Comissão de Combustíveis e Centrais Nucleares, Gestão e forma de armazenamento e tratamento dos materiais nucleares irradiados provenientes da primeira central nuclear Portuguesa, Rep. Interno, Estudo T (1971).
- /8/ FORUM ATOMIQUE EUROPÉEN, The future of reprocessing in Europe (1970).
- /9/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Reactor fuel cycle costs for nuclear power evaluation, ORNL, USAEC, Rep. WASH 1099 (1971).
- /10/ LYRA, M.A., Reatores de alta temperatura - Origem e potencialidade, CNEN (1972).
- /11/ ANGELINI, A.M., Prospettive tecnico economiche e prevedibili evoluzioni del ciclo dei combustibili nucleari, Giornate dell'Energia Nucleare, Milano (1968).
- /12/ FURNAS - CENTRAIS ELÉTRICAS S/A, Perspectivas da energia nuclear no programa de expansão de Furnas no início da próxima década, Nota DPE. O-76 (1972).

- /13/ McLEOD, B., PEKAREX, H.J., Fuel cycle costs, Nuclear fuel management course - Session 5, Zurich (1968).
- /14/ COHEN, R.L., et al., Economics of plutonium recycle in Canadian heavy-water reactors, (Proc. Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuels, 1968) IAEA, Vienna (1968) 483.
- /15/ MARQUES DE SOUZA, J.A., Informação pessoal.
- /16/ McLEOD, N.B., Plutonium and spent fuel by-products, Session 20 - Nuclear fuel management course, Zurich (1968).
- /17/ KRÄMER, H., Planning of nuclear power reactor programmes, (Curso ministrado na CNEN) (1970).
- /18/ MARQUES DE SOUZA, J.A., Estudos de estratégias de centrais elétricas para a região centro sul do Brasil, Relatório CNEN/ASPED/23 (1971).
- /19/ CASTRO, J.C., LEPECKI, W.P.S., MARQUES DE SOUZA, J.A., MORAES FILHO, J.E., A nuclear power forecast for Brazil, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /20/ URÂNIO brasileiro, prospecção e perspectivas de produção, Revista da Escola de Minas 29 1 (1971).
- /21/ ANDRADE RAMOS, J.R., Ofício nº 198/71 enviado pelo Diretor Executivo da área mineral ao chefe da Assessoria de Planejamento e Desenvolvimento CNEN (1970).
- /22/ EUROPEAN NUCLEAR ENERGY AGENCY, Uranium resources, production and demand (1970).
- /23/ CHEM. TECHNOL. DIV., Siting of fuel reprocessing plants and waste management facilities, USAEC Rep. ORNL - 4451 (1970).
- /24/ SMITH, C.W., BIGGE, W.B., LWR fuel recovery: prospects, plans and problems, Nuclear News 13 7 (1970).
- /25/ ITÁLIA - COMITATO NAZIONALE ENERGIA NUCLEARE, Volutazioni economiche su alcuni elementi ottenibili dai combustibili esauriti dei reattori di potenza, Notiziario 15 11 (1969) 72.
- /26/ GAUSSENS, J., Données et calculs économiques de l'énergie nucléaire, Press Universitaires de France, Paris (1968).

- /27/ MARQUES DE SOUZA, J.A., O ciclo do combustível, CNEN, (1972).
- /28/ LEPECKI, W.P.S., Dados de entrada para o programa PROSE, CNEN, Relatório ASPED/SR-3 (1972).
- /29/ LEPECKI, W.P.S., Custo de geração de centrais nucleares: custo global de geração, CNEN (1972).
- /30/ ZIZZA, M., DAVIS, J.P., Nuclear fuel cost calculations, (Proc. Symp. London, 1967), IAEA, Vienna (1968) 251.
- /31/ BOSCH, T., OSZUSZKY, F., ASYEE, J., Economic aspects of reprocessing nuclear fuel, (Proc. Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuel, 1968) IAEA, Vienna (1968) 327.
- /32/ ROSENTHAL, M.W., et al., A comparative evaluation of advanced converters, USAEC, Rep. ORNL-3686 (1965).
- /33/ SALMON, R., Estimation of fuel-shipping cost for nuclear power cost-evaluation purposes, USAEC, Rep. ORNL-3943 (1966).
- /34/ EGLEME, M., et al., Intérêt du cycle court pour le combustible des réacteurs a neutrons rapides, (Proc Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuels, 1968), IAEA, Vienna (1968) 501.
- /35/ GUPTA, D., et al., Effect of cooling time of irradiated fuels on different aspects of fast-breeders fuel re-processing costs, (Proc. Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuels, 1968) IAEA, Vienna (1968) 557.
- /36/ GUPTA, D., et al., An analysis of cost parameters for the transport of irradiated fuels from plutonium breeders, (Proc. Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuels, 1968), IAEA, Vienna (1968) 543.
- /37/ PERROT, M., Le retraitement des combustibles nucléaires: méthode actuellement à l'étude, Industries Atomiques & Spatiales 1 (1972) 15.
- /38/ SALMON, R., A computer code for calculating the cost of shipping spent reactor fuels as a function of burn-up, specific power, cooling time, fuel composition, and other variables, USAEC, Rep. ORNL-3648 (1964).
- /39/ LABROUSSE, M., Études françaises en matière de transport de combustibles irradiés de réacteurs de puissance, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy, (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).

- /40/ SMITH, C.W., Shipment of irradiated power reactor in the United States, Int. Conf. Peaceful Uses of Atom. Energy, (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna Vienna (1972).
- /41/ INTERNATIONAL symposium on packaging and transportation of radioactive materials, Nuclear Industry 18 9 (1971) 39.
- /42/ GULF GENERAL ATOMIC, HTGR fuel cycle. Spent fuel shipping, reprocessing and recycle fabrication (Supplement to lecture on fuel cycle: reprocessing & recycle).
- /43/ CULLER, F.L., General economics of chemical reprocessing for solvent extraction processing, (Symp. on the reprocessing of irradiated fuels, Brussels, 1957) USAEC, Rep. TID 7534 (1957) 1108.
- /44/ ATOMIC INDUSTRIAL FORUM, Inc., The end of the cycle: reprocessing, transportation and waste management, (Collected papers and reference sources) (1971).
- /45/ SOUSSELIER, Y., et al., Coût de transport des combustibles irradiés et coût d'entretien d'une usine de traitement chimique des combustibles irradiés, CEA, Rep. CEA-R 2669 (1964).
- /46/ SOUSSELIER, Y., La manutention et le transport des combustibles irradiés (4th FORATOM Congress - Stockholm), Bulletin D'Information A.T.E.N. 84 (1970) 63.
- /47/ CHEM. TECHNOL. DIV. ANN. PROGR., USAEC, Rep. ORNL-3830 (1965).
- /48/ CHEM. TECHNOL. DIV. ANN. PROGR., USAEC, Rep. ORNL-3945 (1966).
- /49/ CHEM. TECHNOL. DIV. ANN. PROGR., USAEC, Rep. ORNL-4145 (1967).
- /50/ CHEM. TECHNOL. DIV. ANN. PROGR., USAEC, Rep. ORNL-4272 (1968).
- /51/ CHEM. TECHNOL. DIV. ANN. PROGR., USAEC, Rep. ORNL-4422 (1969).
- /52/ KASTEN, P.R., An evaluation of heavy-water-moderated organic-cooled reactors, USAEC, Rep. ORNL-3921 (1967).

- /53/ CODE of Federal Regulations, Title 10, Part 71, as published in the Federal Register 31 141 (1966).
- /54/ RÈGLEMENT du transport des matières radioactives. Note sur certains aspects du règlement, Collection Securite n° 7, AIEA, Vienna (1962).
- /55/ REGULATIONS for the safe transport of radioactive materials, Safety series n° 6, AIEA, Vienna (1961) e (1967).
- /56/ MARCUS, F., Handling and transport of irradiated fuel, 4th FORATOM Congress, International Reports (1970) 55.
- /57/ SOUSSELIER, Y., LABROUSSE, M., Aspects techniques et incidences économiques des transports dans le cycle des combustibles, Énergie Nucléaire 11 2 (1969) 96.
- /58/ COMMUNAUTÉ EUROPÉENNE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE-EURATOM, Étude du transport vers les États-Unis des combustibles irradiés dans les réacteurs de puissance européens, Vol. 1, 2, 3, Rep. EUR 112 e, f (1962).
- /59/ LITTLE, A. D., Competition in the nuclear power supply industry, USAEC, Rep. NYO 3853-1 (1968).
- /60/ SCURICINI, G. B., CALORI, F., Variations du coût du cycle du combustible en fonction des conditions locales, (Proc. Symp. London, 1967) IAEA, Vienna (1968) 215.
- /61/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Current status and future technical and economical potential of light water reactors, USAEC, Rep. WASH-1082 (1968).
- /62/ YAMANO, M., TSUZUKI, T., Economics of the nuclear fuel cycle (Proc. Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuel, 1968) IAEA, Vienna (1968) 229.
- /63/ LONG, J., Engineering for nuclear fuel reprocessing, Division of Technical Information-USAEC, Gordon and Breach Science Publishers, Inc., New York, London and Paris (1967).
- /64/ BENEDICT, M., PIGFORD, T. H., Nuclear chemical engineering, McGraw-Hill Book Co, Inc., New York (1957).
- /65/ FLAGG, J. F., Chemical processing of reactor fuels, Academic Press, New York (1961).
- /66/ PETERSON, S., WYMER, R. G., Chemistry in nuclear technology, Addison-Wesley, London (1963).

- /67/ SOUSSELIER, M.Y., et al., Le retraitement des combustibles irradiés (4th FORATOM Congress, Stockholm) Bulletin D'Information A.T.E.N. 84 (1970) 50.
- /68/ SAUTERON, J., Les services de chimie des combustibles irradiés, Bulletin D'Informations Scientifiques et Techniques 127 (1968) 3.
- /69/ FAUGERAS, P., Le problème du traitement des combustibles irradiés en fonction de l'évolution des combustibles, Bulletin D'Informations Scientifiques et Techniques 127 (1968) 9.
- /70/ SHAW, M., Current AEC report (Proc. Conf. Augusta-Nuclear power fuel reprocessing- technology and economics), Georgia (1967).
- /71/ CASA, A.F., Metodi e impianti per la rigenerazione del combustibile nucleare, Notiziario 15 6 (1969) 73.
- /72/ ROBERTS, J.T., Technical and economic evaluation of aqueous and nonaqueous reprocessing, Kjeller Report Kr - 126 (1967) 519.
- /73/ RICHARDS, R.B., Aqueous reprocessing - An introduction, (Symp. on the reprocessing of irradiated fuels, Brussels, 1957) USAEC, Rep. TID-7534 (1957) 3.
- /74/ GULF GENERAL ATOMIC, Nuclear fuel reprocessing-Technology (Supplement to lecture on fuel cycle: reprocessing & recycle).
- /75/ INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS, Curso de Ciências e Técnicas Nucleares - Reprocessamento do combustível nuclear (1970).
- /76/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Nuclear material control in irradiated fuel reprocessing (1961).
- /77/ EUROPEAN ATOMIC ENERGY COMMUNITY - EURATOM, Reprocessing of irradiated fuels, final report, EUR-4009 e (1969).
- /78/ CULLER, F.L., BLANCO, R.E., Advances in aqueous processing of power reactor fuels, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (Proc. 4th Conf. Geneva, 1964) UN-IAEA Vienna (1964).
- /79/ MAMELLE, J., REGNAUT, P., Traitement par voie aqueuse des combustibles irradiés: perfectionnements techniques envisagés, (Proc. Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuels, 1968) IAEA, Vienna (1968) 339.

- /80/ KRAUSS, K.A., NELSON, F., Anion exchange studies of the fission products, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (Proc. 1st Conf. Geneva, 1964) UN-IAEA, Vienna (1964).
- /81/ ABRAMS, L.A., Fuel reprocessing commercial experience, Reactor and Fuel - Processing Technology 12 2 (1969) 181.
- /82/ JONKE, A.A., et al., Reprocessing of reactor fuels by fluoride volatility and pyrochemical techniques (Proc. Symp. Brussels, 1967) IAEA, Vienna (1967) 537.
- /83/ BLANCO, R.E., Waste disposal and fuel reprocessing, Curso realizado no IEA, São Paulo (1969).
- /84/ COCHET - MUCHY, B., SAUTERON, J., Traitement des combustibles irradiés par voie sèche: aspects économiques (Proc. Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuels, 1968) IAEA, Vienna (1968) 361.
- /85/ BOURGEOIS, M., Le traitement des combustibles irradiés par des méthodes non aqueuses, Bulletin D'Information Scientifiques et Techniques 128 (1968) 3.
- /86/ BOURGEOIS, M., FAUGERAS, P., Nonaqueous fuel processing: research conducted in France, ANL, Rep. ANL-TRANS-704 (1968).
- /87/ FERGUSON, D.E., BLANCO, R.E., General survey of reprocessing of thermal reactor fuels, American Nuclear Society, International Meeting - Washington (1968).
- /88/ SCHNEIDER, A., et al., The impact of plutonium content of spent reactor fuel on a fluoride volatility reprocessing plant, (Proc. Symp. Brussels, 1967), IAEA, Vienna (1967) 549.
- /89/ REACTOR and Fuel Processing Technology, Vários artigos do volume 1 ao 12 (1958 - 1969).
- /90/ BOURGEOIS, M., COCHET-MUCHY, B., Le retraitement des combustibles irradiés par voie sèche, Énergie Nucléaire 10 3 (1968) 192.
- /91/ DETILLEUX, E.J., et al., Retraitement des réacteurs rapides par voie aqueuse. Problèmes d'adaptation des usines existantes (Proc. Symp. Brussels, 1967) IAEA, Vienna (1967) 511.
- /92/ CHEM. TECHNOL. DIV., Aqueous processing of LMFBR fuels - Technical assessment and experimental program definition USAEC Rep. ORNL-4436 (1970).

- /93/ FAUGERAS, P., et al., Traitement des combustibles hautement irradiés: techniques et perspectives d'avenir, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /94/ LEVENSON, M., et al., Comparative cost study of the processing of oxide, carbide and metal fast-breeder-reactor fuels by aqueous, volatility and pyrochemical methods, ANL, Rep. ANL-7137 (1966).
- /95/ THIRIET, L., Method for a long-term economic comparison of nonaqueous and aqueous reprocessing as a part of the fuel cycle of breeders reactors, ANL, Rep. ANL-TRANS 708 (1968).
- /96/ BOLETIM Banco Central do Brasil 7 9 (1971).
- /97/ NICHOLSON, E.L., Preliminary investigation of processing fast reactor in an existing plant, Rep. ORNL-TM-1784 (1967).
- /98/ UNITED KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY, Fast reactor fuel reprocessing plant, Atom 186 (1972) 57.
- /99/ AUCHAPT, P., et al., Adaptation des usines françaises de retraitement a de nouveaux types de combustibles irradiés, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /100/ SCHNEIDER, K.J., Solidification and disposal of high-level radioactive wastes in the United States, Reactor Technology 13 4 (1970) 387.
- /101/ DETILLEUX, E.J., The reprocessing of irradiated fuels. Technical and economic considerations, Paper 19 - Session C of IAEA - Study group on the facilities and technology needed for nuclear fuel manufacture, Grenoble (1972).
- /102/ RODGER, W.A., REESE, S.L., Impact of large-scale plants on fuel reprocessing, Reactor and Fuel-Processing Technology 12 1 (1969) 27.
- /103/ CODE of federal regulations, Title 10, Atomic Energy, Part 20, Standards for protection against radiation, USAEC (1966).
- /104/ RODGER, W.A., REESE, S.L., The removal of iodine from reprocessing-plant effluents, Reactor and Fuel-Processing Technology 12 2 (1969) 173.
- /105/ THIRIET, L., et al., Problèmes techniques et économiques liés au développement des méthodes de traitement et d'utilisation des déchets radioactifs, Rapport CEA-R-3449 (1968).

- /106/ SCHNEIDER, K.J., Waste solidification program, Vol. I Progress technology: pot, spray and phosphate glass solidification processes, USAEC Rep. BNWL1063 (1969).
- /107/ SINCLAIR, E.E., et al., Existing and projected plants and processes for thermal reactor fuel recovery. Experience and plans, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /108/ FERGUSON, D.E., et al., Recovery of liquid-metal fast-breeder reactor (LMFBR) fuels: developments of techniques, Int. Conf. Peaceful Uses Atomic Energy (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971), UN-IAEA, Vienna (1972).
- /109/ DILLON, R.S., PERONA, J.J., BLOMEKE, J.O., A model for the economic analysis of high-level radioactive waste management, USAEC, Rep. ORNL-4633 (1971).
- /110/ ZIFFERERO, M., Ritrattamento del combustibile irradiato, Notiziario 15 2 (1969).
- /111/ DEGRESSIN, A., et al., État et perspectives de la filière de réacteurs à eau lourde à la fin de l'année 1970, EURATOM Rep. EUR 4766 f (1972).
- /112/ RADICAL changes in enrichment contracting ground rules, Nuclear Industry 20 1 (1973) 13.
- /113/ CULLER, F.L., Partially enriched fuel cycles, Rep. ORNL-TM-678 (1963).
- /114/ COLBY, R.C., et al., HTGR fuel and fuel cycle - summary description GGA Rep. GA 10233 (1971).
- /115/ SCHÜLLER, W., Start-up experience with the Karlsruhe reprocessing plant and long-range fuel reprocessing development objectives in the Federal Republic of Germany, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /116/ SCHÄFER, L. et al., Development of reprocessing methods for HTGR-fuels, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy - additional paper (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /117/ BARTYRA, C.A., Relatório da visita aos centros nucleares da Alemanha, CNEN, IEN (1971).
- /118/ BAUMGÄRTNER, F., et al., Reprocessing, 4th FORATOM Congress, Stockholm (1970).

- /119/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, An evaluation of high-temperature gas-cooled reactors, ORNL, USAEC Rep. WASH-1085 (1969).
- /120/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, The use of thorium in nuclear power reactors (Appendix C - Reprocessing of thorium fuels) USAEC Rep. WASH-1097 (1969).
- /121/ SHEFCIK, J.J., STEYER, K.G., Cost of reprocessing HTGR fuels in central plants of various capacities, Rep. GAMD-8458 (1967).
- /122/ LEE, D.H., JAYE, S., High temperature gas-cooled reactor. Fuel cost today and tomorrow, ASME Winter Annual Meeting, Washington, 71-WA/NE-2 (1971).
- /123/ ELETROBRÁS, Power market study and forecast, Rio de Janeiro (1969).
- /124/ CANAMBRA ENGINEERING CONSULTANTS LIMITED, Power study of South Central Brazil (1966).
- /125/ BRITO, S.S., et al., A central nuclear do Centro-Sul - memória justificativa, CNEN, GTRP, Rio de Janeiro (1962).
- /126/ BRITO, S.S., et al., Central nuclear do Centro-Sul - estudo econômico preliminar, CNEN, Rio de Janeiro (1966).
- /127/ LANE, J., et al., Study of nuclear power for South Central Brazil, IAEA Rep. WP/5/412 (TA Rep. Nº 402) (1968).
- /128/ LAGES, G.A., et al., Relatório do Instituto de Pesquisas Radioativas e das Centrais Elétricas de Minas Gerais - Belo Horizonte (1970) (Não publicado).
- /129/ MARQUES DE SOUZA, J.A., Análise econômica, (custo benefício) de um programa de introdução de centrais nucleares no sistema elétrico da Região Centro-Sul do Brasil, Relatório CNEN/ASPED/21 (1970).
- /130/ MARQUES DE SOUZA, J.A., Integração de centrais nucleares em sistemas elétricos, programas alternativos, otimização, CNEN (1972).

- /131/ VOSS,A., STROKOP, Ein programm zur langfristigen untersuchung kostenoptimaler kraftwerkssystem, KFA Jülich Report IRE - 70-19 (1970).
- /132/ VOSS,A., MARQUES DE SOUZA,J.A., Descrição do programa para otimização de sistemas elétricos, desenvolvido no centro nuclear de Jülich, Relatório CNEN/ ASPED/22 (1971).
- /133/ CASTRO,J.C., Perspectivas de emprêgo do plutônio em programas de reatores no Brasil, Relatório CNEN/ ASPED/24 (1971).
- /134/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, The nuclear industry, USAEC, Washington (1971).
- /135/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, The nuclear industry, USAEC, Washington (1968).
- /136/ JOINT COMMITTEE HEARINGS, Correspondence between the AEC's General Counsel and the U.S. Assistant Attorney General, anti-trust division - Appendix C of Report NYO 3853-1 (1968).
- /137/ MIDWEST reprocessing plant, Nuclear Engineering International 17 193 (1972) 481.
- /138/ EUROPEAN NUCLEAR ENERGY AGENCY, Illustrative power reactor programmes, ENEA (1968).
- /139/ MARCUS,F.R., SEYNAEVE,F., Demands for reprocessing services and the planning of industrial reprocessing facilities in Western Europe, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy. (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /140/ TERJESSEN,S.G., Reprocessing, 4th FORATOM Congress, International reports, Stockholm (1970) 49.
- /141/ ROMETSCH,R., How to meet European requirements for nuclear fuel reprocessing, Paper of Nuclear Energy Symposium, Milan (1968).
- /142/ L'ACCORD Franco-Germano-Britannique sur le retraitement des combustibles nucléaires, Bulletin d'Information A.T.E.N. 91 (1971) 77.
- /143/ UN ACCORD exemplaire au sein de l'industrie nucléaire Européenne, Revue Française de L'énergie, 235 et 237 (1971).

- /144/ HUNDT, D., Future trends in fuel cycle costs for medium size light-water reactors, (Proc. Symp. Istanbul, 1969) IAEA, Vienna (1970) 349.
- /145/ ADAR, J., Discussão que segue ao trabalho indicado na referência /143/.
- /146/ HOFFMEISTER, A.J., et al., Projection of nuclear fuel cost trends (Proc. Symp. Istanbul, 1969) IAEA, Vienna (1970) 401.
- /147/ GUPTA, A.D., Wirtschaftlichkeit von Wiederaufarbeitungsanlagen nach dem wässrigen Verfahren, Atom. Wirtsch. 12 (March 1967).
- /148/ BONANNI, M., et al., Nuclear fuel-cycle cost trends up to 1980, (Proc. Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuel, 1968) IAEA, Vienna (1968) 13.
- /149/ NUCLEONICS WEEK 9 16 (1968) e 9 19 (1968).
- /150/ HOMAN, F.J., WASHBURN, T.N., Capacity expansion optimization in a growing nuclear fuel fabrication industry, Nuclear Applications & Technology 8 (1970) 384.
- /151/ CHRISTIL, R.J., Radiochemical separations plant study - Part I - Site consideration, USAEC, Rep. DP - 507 (1960).
- /152/ HOLANDA, N., Elaboração e avaliação de projetos, APEC Editora S/A, Rio de Janeiro (1969).
- /153/ SALMON, R., Price forecasting and resource utilization for the fuel cycle industry of the United States, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /154/ THIRIET, L., OGER, C., VAUMAS, P., Perspectives a long terme des coûts de traitement de l'uranium naturel irradié. Tailles et localisations optimales des usines, CEA, Rep. CEA-R-2642 (1964).
- /155/ THIRIET, L., et al., Coûts d'investissement et d'exploitation des usines de retraitement de l'uranium naturel irradié, CEA, Rep. CEA-R 2937 (1966).
- /156/ THIRIET, L., Tailles et localisation optimales des usines de retraitement des combustibles nucléaires, CEA, Rep. CEA-R 3364 (1967).

- /157/ THIRIET, L., MASSETTI, C., Influence de l'économie d'échelle sur les cycles de combustibles des filières nucléaires (Proc. Symp. London, 1967), IAEA, Vienna (1968) 237.
- /158/ BRITO, S.S., Noções de teoria do investimento; o problema da decisão (1966).
- /159/ SALMON, R., A procedure and a computer code (POWERCO) for calculating the cost of electricity produced by nuclear power stations, USAEC Rep. ORNL 3944 (1966).
- /160/ SALMON, R., A revision of computer code POWERCO to include breakdowns of power cost and fixed charge rates, USAEC, Rep. ORNL-4116 (1969).
- /161/ WEAVER, J.B., REILLY, R.J., Interest rate of return for capital expenditure evaluation, Chemical Engineering Progress 52 10 (1956) 405.
- /162/ LEPECKI, J., Comparação econômica de alternativas em projetos de engenharia, Energia Elétrica 14 (1970).
- /163/ PERRY, J.H., Chemical Engineers' Handbook, Fourth edition, McGraw-Hill KOGAKUSHA, Tokyo (1963).
- /164/ FARO, C., Matemática Financeira, APEC (1970).
- /165/ FARROW, W.H., Radiochemical separations study - Part II Design and cost estimates, USAEC, Rep. DP-566 (1961).
- /166/ CHRISTL, R.J., et al., Radiochemical separations plant study, limited maintenance - case VII, USAEC, Rep. DP-930 (1964).
- /167/ SLANSKY, C.M., et al., The case of small reprocessing plants, Nucleonics 20 9 (1962) 43.
- /168/ BARENDREGT, T.J., The cost of reprocessing, Kjeller Report Kr-126 (1967) 9.
- /169/ SCHWENNESEN, J.L., Capital and operating cost information on several existing U.S. nuclear fuel processing plants (Symp. on the reprocessing of irradiated fuels - Brussels, 1957) USAEC Rep. TID-7534 (1957) 1133.
- /170/ SCHWENNESEN, J.L., Operating experience at several existing U.S. nuclear fuel processing plants (Symp. on the reprocessing of irradiated fuels - Brussels 1957) USAEC Rep. TID-7534 (1957) 903.

- /171/ O'DONNELL,A.J., LICCIARDO,R.B.A., Nuclear power - a basis for regional economic development, (Proc. Symp. Istanbul, 1969) IAEA, Vienna (1970) 385.
- /172/ BLOMEKE,J.O., The cost of permanent disposal of power reactor fuel-processing wastes in tanks, USAEC, Rep. ORNL-2873 (1965).
- /173/ LEE, W.S., Nuclear fuel reprocessing- Importance to the utilities, (Proc. Conf. Augusta-Nuclear power fuel reprocessing-Technology and economics) Georgia (1967).
- /174/ BARENDREGT,T.J., How will the reprocessing market develop? Kjeller Report Kr-126 (1967) 21.
- /175/ A USINA nuclear de Angra - Central Elétrica de Furnas S/A Subsidiária da ELETROBRÁS (1971).
- /176/ CURILLON,R., VIENNOT,J., L'ensemble industriel de traitement des combustibles irradiés au Japon, Énergie Nucléaire 10 3 (1968) 160.
- /177/ CONSTRUCTION of spent fuel reprocessing pilot plant to begin this spring, Atoms in Japan 15 2 (1971) 27.
- /178/ HÉNAULT,P.H., On the application of dynamic programming to long-range planning with an uncertain future, Ph.D. dissertation, Department of Industrial Engineering, Stanford University (1969).
- /179/ KALTENBACH,J.C., Problems relating to the optimal planning of network capacities, Ph.D. dissertation, Department of Industrial Engineering, Stanford University (1969).
- /180/ DELEDICQ,A., THIRIET,L., Nature et localisation optimales des centrales hydrauliques et thermiques de transport de l'énergie, (Proc. Symp. Vienna - Economic Integ. of nucl. power stations in electric power systems, 1971) IAEA, Vienna (1971) IAEA, Vienna (1971) 575.
- /181/ LARSON,R.E., REES,F.J., Application of advanced dynamic programming computational procedures to the planning of nuclear fuel reprocessing plants and nuclear power reactor, ORNL subcontract 3240 (1969).
- /182/ MANNE,A.S., Capacity expansion and probabilistic growth, Econometrica 29 4 (1961) 632.

- /183/ CHENERY, H.B., Overcapacity and the acceleration principle, *Econometrica* 20 1 (1952) 1.
- /184/ STEELE, G., Optimizing decisions in the out-of-pile fuel cycle, (Proc. Symp. Gottwaldov - Economics of nuclear fuels, 1968) IAEA, Vienna (1968) 165.
- /185/ HOMAN, F.J., Plant size optimization in a growing nuclear fuel fabrication industry, USAEC Rep. ORNL.TM-2346 (1968).
- /186/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Potential nuclear power growth patterns, USAEC Rep. WASH 1098 (1970).
- /187/ BARENDREGT, T.J., ROMETSCH, R., Conception of the Eurochemic plant and its role in the start-up of European fuel cycles, *Atompraxis* 12 1 (1966) 25.
- /188/ SANDHAUS, S., MACNABB, W.V., Nuclear fuel cycle industry, *Nuclear Engineering International* 15 174 (1970) 913.
- /189/ STOBBS, J.J., The nuclear fuel cycle, Nuclear fuel management course, Session 4, Zurich (1968).
- /190/ STOBBS, J.J., Enriched fuel supply and costs, Nuclear fuel management course, Session 8, Zurich (1968).
- /191/ ENRICHMENT and blending problems, Nuclear fuel management course, Session 10, Zurich (1968).
- /192/ BALAKRISHNAN, M.R., Economics of blending a case study, Rep. BARC/I - 133 (1971).
- /193/ MARTIN, R.J., Nuclear fuel purchasing and contracts, MIT's summer course on nuclear fuel and power management (1971).
- /194/ GAUSSENS, J., PAILLOT, H., Étude des valeurs et des prix du plutonium a long terme; un modèle paramètre simplifié, CEA, Rep. CEA-R 2795 (1965).
- /195/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Forecast of growth of nuclear power, USAEC, Rep. WASH-1139 (1971).
- /196/ OVERBECK, W.P., Transuranium elements as byproducts of nuclear fuel reprocessing (Proc. Conf. Augusta - Nuclear power fuel reprocessing-Technology and economics) Georgia (1967).

- /197/ CASA, A.F., FIORENTINI, P., Utilizzazione dei radioisotopi per batterie termiche ed elettriche, Notiziario 15 12 (1969) 82.
- /198/ DAVIS, J.C., Reprocessing plants rev-up, Chemical Engineering 78 19 (1971) 34.
- /199/ OSBORN, K.R., LARSON, H.J., Spent fuel reprocessing, Proceeding of the American Power Conference (1971) 247.
- /200/ BOYLE, J.G., et al., Operating experience with the United Kingdom fuel reprocessing plants at Windscale and Dounreay, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (Proc. 4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /201/ HUGHES, T.G., et al., Development design and operation of the oxide fuel reprocessing plants at the Windscale Works of British Nuclear Fuels Ltd, Int. Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /202/ JOSEPH, C.J., et al., Operating experience and planned improvements in the Eurochemical reprocessing plant, Int. Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /203/ CALLERI, G., et al., Italian progress report on reprocessing of irradiated fuel, Int. Conf. Peaceful Uses Atom. Energy (4th Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /204/ RETRAITEMENT de combustibles, Révue française de l'énergie 239 (1972) 256.
- /205/ ÍNDIA, Annual Report of the Department of Atomic Energy Government of India 1970-1971 (32).
- /206/ A BREAKTHROUGH in nuclear fuel research noted by Indian Agency, Journal of Commerce, New York, N.Y. (Aug. 13 1971).

EDNA ELIAS XAVIER

VIABILIDADE TÉCNICO-ECONÔMICA
PARA IMPLANTAÇÃO DE USINAS DE
REPROCESSAMENTO NO BRASIL

Orientador:

Jair Albo Marques de Souza

Tese submetida como requisito parcial
para a obtenção do grau de Mestre em
Ciências no Curso de Ciências e Técni
cas Nucleares - UFMG/CNEN.