

INIS-mf-- 1219



COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR

DEPARTAMENTO DE PLANEJAMENTO E COORDENAÇÃO

PERSPECTIVAS DE ATENDIMENTO DO MERCADO
BRASILEIRO DE URÂNIO ENRIQUECIDO

José Eduardo Moraes Filho
Setembro/1972

Relatório CNEN/DPC/26/1972

JOSÉ EDUARDO MCRAES FILHO

PERSPECTIVAS DE ATENDIMENTO DO MERCADO
BRASILEIRO DE URÂNIO ENRIQUECIDO

Tese apresentada ao Curso de Ciências
e Técnicas Nucleares da UFMG/CNEN para
obtenção do título de Mestre em Ciências

Orientador: Dr. W.P.S. Lepecki

AGRADECIMENTOS

Ao Dr. Witold Piotr Stefan Lepecki, meu orientador, os meus agradecimentos pelo apoio e orientação eficaz durante a realização dos trabalhos.

Agradeço ao Engenheiro Helcio Modesto da Costa pelo apoio efetivo à continuação do trabalho, possibilitando assim a sua conclusão.

Agradeço ao Engenheiro Carlos Syllus Martins Pinto que permitiu a realização do trabalho e demonstrou sempre interesse no desenvolvimento do mesmo.

Agradeço aos amigos do IPR que direta ou indiretamente muito contribuíram para minha formação em Engenharia Nuclear e muito me incentivaram durante o curso.

Agradeço aos amigos e colegas de trabalho que durante a elaboração da tese sempre me auxiliaram com suas discussões proveitosas.

Agradeço ao Sr. Carlos Lacerda Teixeira pela confecção dos desenhos.

Agradeço a todos os funcionários da Secretaria do DPC, pelos serviços de datilografia da tese.

A minha mãe

Í N D I C E

	<u>Página</u>
SUMMARY	7
SINOPSE	8
INTRODUÇÃO	9
 <u>CAPÍTULO I: TECNOLOGIA DO ENRIQUECIMENTO DO URÂNIO</u>	
1.1 - Introdução	13
1.2 - Características do Enriquecimento de Urânio ..	14
1.3 - Enriquecimento do Urânio	16
1.4 - Difusão Gasosa	23
1.5 - Processo de Ultracentrífugas a Gás	34
 <u>CAPÍTULO II: EMPREGO DO URÂNIO ENRIQUECIDO</u>	
2.1 - Introdução	46
2.2 - Vantagens do Urânio Enriquecido	47
2.3 - Importância desta Etapa no Ciclo	48
2.4 - Emprego do Urânio Enriquecido nos Diversos Tipos de Reatores	51
2.5 - Consumo de Serviços de Enriquecimento	56
2.6 - Influência da Utilização do Plutônio	65

CAPÍTULO III: MERCADO DE URÂNIO ENRIQUECIDO

3.1 - Introdução	67
3.2 - Demanda de Urânio Enriquecido	68
3.3 - Produção de Urânio Enriquecido	86
3.4 - Preço do Urânio Enriquecido	130
3.5 - Contratos de Compra de Urânio Enriquecido	160

CAPÍTULO IV: MERCADO BRASILEIRO DE URÂNIO ENRIQUECIDO

4.1 - Introdução	169
4.2 - Programa Nuclear de Referência	170
4.3 - Compra de Serviços de Enriquecimento	179
4.4 - Construção de Usinas no Brasil	185
4.5 - Programa Escolhido	193
4.6 - Conclusão	215

<u>CONCLUSÕES</u>	217
-------------------------	-----

<u>APÊNDICE I: Método de Enriquecimento por Jato de Separação</u>	220
---	-----

<u>APÊNDICE II: Modelo de Otimização de Usinas de Enriquecimento de Urânio</u>	225
--	-----

<u>APÊNDICE III: Entrada de uma Nova Usina no Mercado Americano</u>	229
---	-----

<u>APÊNDICE IV: Otimização do Teor de Rejeito de Uma Usina..</u>	233
--	-----

<u>APÊNDICE V: Política de Liberação da Tecnologia Americana para Companhias Particulares Americanas</u>	237
--	-----

<u>APÊNDICE VI: Cálculos Efetuados</u>	239
--	-----

<u>REFERÊNCIAS</u>	241
--------------------------	-----

SUMMARY

A description is initially made on used uranium enrichment methods and main problems evidenced during the implementation of such technology.

Subsequently, an analysis is made on the use of enriched uranium in power reactor programs.

The market of uranium enrichment services is described, showing improvements in the requirements of such services, main programmes in progress for new plants construction, plants installation costs, as well as those of Separative Work Unity.

Finally the Brazilian case is taken into consideration studying alternatives to supply the country's requirements by the purchase of uranium enrichment services abroad, or by the installation of enrichment plants in Brazil.

SINOPSE

Inicialmente, faz-se uma descrição dos métodos utilizados no enriquecimento de urânio e dos principais problemas existentes na implantação dessa tecnologia.

Analisa-se, em seguida, o emprego do urânio enriquecido no programa de reatores de potência.

O mercado dos serviços de enriquecimento de urânio é descrito, mostrando a evolução da demanda destes serviços, os principais programas em curso para construção de novas usinas, os custos de instalação dessas usinas, bem como, o da unidade de trabalho de separação.

Finalmente, será feita uma aplicação para o caso Brasileiro estudando as alternativas de atendimento da demanda do país, a partir da compra de serviços de enriquecimento de urânio no exterior, ou com a instalação de usinas de enriquecimento no Brasil.

INTRODUÇÃO

Em torno de 1977, deverá entrar em operação, no Brasil, a Usina Nuclear de Angra dos Reis, a primeira central nuclear destinada a atender a demanda de energia elétrica da Região Sudeste. Este importante marco é resultado de um esforço e de um estudo sistemático que, no âmbito do governo, em particular dos órgãos responsáveis pela condução da política nuclear e energética, a Comissão Nacional de Energia Nuclear e a Eletrobrás, vem desenvolvendo por um tempo considerável.

Há cerca de uma década, a CNEN vem realizando estudos de viabilidade técnico-econômica de integração de centrais nucleares aos sistemas hidráulicos existentes, com a finalidade de determinar a estratégia ótima, bem como a demanda de energia nuclear necessária para atender ao crescente parque gerador brasileiro. A data de introdução da primeira central foi sugerida por um estudo realizado por técnicos da CNEN e ELETROBRÁS com a participação de técnicos da Agência Internacional de Energia Atômica com a finalidade de preparar o Brasil para um programa nuclear a longo prazo*.

Em 1970 foi aberta concorrência para seleção do reator a ser construído. A escolha dos reatores que participaram da concorrência estava vinculada à condição de ser um tipo de reator comercialmente provado de tecnologia não obsoleta. Todas as fir

* Lane, J. et al., Study of Nuclear Power for South Central Brazil, IAEA Rep. WP/5/412.

mas qualificadas e que apresentaram propostas, utilizavam o ciclo do urânio enriquecido.

Em 1971, foi escolhida a central do tipo PWR, fabricada pela Westinghouse, utilizando urânio enriquecido como combustível. Com a construção e operação dessa central iniciará a demanda de urânio enriquecido no programa nuclear brasileiro.

Novas centrais nucleares deverão ser construídas e, levando em consideração as tendências mundiais atuais, com o mercado constituído em sua maior parte (mais de 90%), por reatores a urânio enriquecido, pode-se prever que uma grande parte das centrais a serem construídas no Brasil poderão vir a utilizar o ciclo do urânio enriquecido, embora não tenha havido uma decisão a respeito. No caso brasileiro deve ser considerada, ainda a possibilidade de utilização do Tório, do qual possuímos consideráveis reservas. Ainda neste caso, o emprego de reatores do ciclo do Tório levaria à utilização do urânio enriquecido, para iniciar e, mesmo, manter o ciclo.

A implantação industrial do ciclo de combustível no Brasil é uma política adotada pela CNEN com a finalidade de, no futuro, tornar o Brasil independente do fornecimento externo. Visando determinar a política a ser adotada neste campo, a Assessoria de Planejamento e Desenvolvimento (*) tem realizado, desde 1970, estudos de viabilidade econômica para introdução, no Brasil, das diversas etapas do ciclo, em particular, o enriquecimento do urânio, a fabricação de elementos combustíveis, e o reprocessamento destes combustíveis.

O enriquecimento do urânio é uma das etapas mais difíceis do ciclo e que tem despertado, presentemente, um grande interesse mundial.

O mercado atual é estabelecido pelos EUA, que podem ser considerados como os únicos fornecedores de urânio enriquecido no mundo ocidental. No entanto, com o crescimento da demanda de serviços de enriquecimento de urânio, várias alternativas começam a se delinear.

(*) Desde 15/C9/72 Departamento de Planejamento e Coordenação.

Em 1971, a URSS entrou no mercado internacional com a venda de serviços de enriquecimento à França. Isto significa o aparecimento de uma nova capacidade instalada para fornecimento de urânio enriquecido. Vários acordos estão sendo feitos para a construção de novas usinas e espera-se com grande interesse os resultados das conversações entre os EUA e um certo número de países, atualmente em curso, para liberação de sua tecnologia de difusão gaseosa a terceiros.

No entanto, a introdução desta etapa do ciclo exige um alto investimento inicial (da ordem de 1 bilhão de dólares), a aplicação de uma tecnologia complexa e atualmente mantida em segredo, além de um sistema de abastecimento de energia elétrica apreciável, (da ordem de milhares de MWe). Em decorrência deste conjunto de circunstância, é de todo aconselhável que seja feita um estudo detalhado, a exemplo do que vem sendo realizado nos EUA, onde, para a implantação de novas usinas de enriquecimento para década dos 80, estão sendo feito estudos já há mais de cinco anos*.

É indicado, no corpo do trabalho, que haverá demanda suficiente de urânio enriquecido, para se pensar em implantar usinas no País no fim da década de 80 ou início de 90. Em consequência é adequado que desde já se façam estudos preliminares que levarão, pelo menos, 5 anos (como nos EUA) e que informarão a decisão a ser tomada na segunda metade desta década.

É dentro desse espírito que se situa o presente trabalho, que procura apresentar de forma sistemática (ao que nos consta, pela primeira vez no Brasil) as informações disponíveis na literatura, para se lançar em estudos posteriores, mais aprofundados. À luz dessas informações analisa-se, de forma preliminar, o complexo problema da melhor forma de atender ao futuro mercado nacional de urânio enriquecido.

Dando-se ênfase à compilação bibliográfica, procurou-se observar as várias tendências atuais e delas retirar ensinamentos adequados ao caso brasileiro.

* AEC - Data On New Gaseous Diffusion Plants
Rep. ORO 685 - abril de 1972

O trabalho foi dividido em quatro partes:

- 1) Métodos de Produção de Urânio Enriquecido
- 2) Emprego de Urânio Enriquecido
- 3) Mercado Mundial de Urânio Enriquecido
- 4) Mercado Brasileiro de Urânio Enriquecido

Considerando as características da indústria do enriquecimento do urânio, a evolução dos programas de implantação de centrais nucleares a urânio enriquecido e as características do mercado atual, serão analisadas as várias alternativas para atendimento da demanda brasileira de serviços de enriquecimento de urânio, sobretudo de implantação de usinas de enriquecimento no país.

Deve-se salientar que somente condições e conômicas foram levadas em conta, não se considerando as vantagens relativas ao desenvolvimento tecnológico, nem as de natureza política, decorrentes da instalação ou não dessa etapa do ciclo.

1 - TECNOLOGIA DO ENRIQUECIMENTO DO URÂNIO

1.1 - Introdução /1, 2, 3/

O único isótopo físsil existente na natureza é o U-235. Ele é responsável pela reação em cadeia dos reatores nucleares. O urânio encontrado na natureza contém somente 0,71% de U-235, uma quantidade muito pequena para manter esta reação. Enriquecer o urânio consiste em aumentar o teor de U-235 em relação ao urânio natural. Este produto é obtido artificialmente, em grandes complexos industriais existentes principalmente nos EUA. Como combustível nuclear tem melhores características neutrônicas que o U-natural. A possibilidade de utilização de combustíveis nucleares, com uma maior percentagem de U-235, deu lugar ao desenvolvimento de reatores nucleares que têm um menor investimento inicial, mas um custo de combustível maior que o dos reatores a urânio natural.

No entanto, esta etapa do ciclo é bastante difícil de ser conseguida. Exige o emprego de uma tecnologia apurada e altos investimentos. Por outro lado, é difícil se formar uma idéia verdadeira das principais dificuldades encontradas na instalação de uma usina, já que os métodos empregados são confidenciais. Sempre lembrando estas características da indústria do enriquecimento, será feita uma descrição dos principais métodos utilizados para o enriquecimento do urânio, a saber.

- 1) Difusão gasosa (o único provado)
- 2) Ultracentrífugas a gás (em desenvolvimento e que na próxima década poderá ter viabilidade econômica).

1.2 - Características do Enriquecimento de Urânio

1.2.1 - Introdução

A implantação de uma usina de enriquecimento de urânio requer um esforço gigantesco. As características da indústria são bastante peculiares, exigindo um alto grau de desenvolvimento tecnológico para atender às especificações exigidas. Devido ao pequeno rendimento do processo e às quantidades de material a serem produzidas, as usinas de enriquecimento de urânio tornam-se complexos industriais de difícil construção, exigindo uma indústria suporte, além de um considerável sistema elétrico de alimentação (da ordem de milhares de MWe) devido ao alto consumo de energia elétrica nos processos utilizados.

Vê-se que a implantação de uma usina deve ser precedida de um cuidadoso estudo técnico-econômico de viabilidade de construção, bem como das implicações econômicas decorrentes. Além do mais, devem ser consideradas projeções a longo prazo, já que desde a decisão da construção de uma usina até a sua operação comercial são necessários, aproximadamente, 9 anos, utilizando-se tecnologia já existente /4/.

1.2.2 - Problemas de implantação das usinas.

O primeiro problema a ser determinado numa usina de enriquecimento é a sua capacidade, já que é muito forte a economia de escala. No entanto, a sua especificação é difícil de ser feita e, em seu funcionamento, a sua capacidade pode variar conforme as características da operação. A sua capacidade durante a operação vai depender de um processo de otimização. No cálculo da capacidade de uma usina haverá sempre uma capacidade de projeto, que corresponde às características e permite uma melhor adaptação ao mercado em potencial, e uma capacidade variável com a operação da usina que leva a uma melhor utilização e aproveitamento de sua estrutura e varia com o tempo, acompanhando a evolução da política e dos custos do urânio natural e dos serviços de enriquecimento.

A determinação da capacidade da usina definirá o esforço a ser despendido. Um programa nuclear apreciável é necessário para a implantação desta etapa do ciclo. Consideradas as perspectivas atuais, além dos EUA, somente o

Japão e a Europa, como um todo, apresentam um programa nuclear que justificaria a instalação de uma usina de enriquecimento. No futuro espera-se que, com o desenvolvimento do método de enriquecimento por ultracentrífugas, torne-se razoável a construção de usinas de pequeno porte. Convém lembrar que uma usina de difusão gasosa de pequeno porte acarretaria um custo mais alto do produto que não concorreria com os preços do mercado. Uma usina com 50% da capacidade mínima acarreta um aumento de 20% do custo da UTS* /5/.

As usinas de difusão gasosa são, por outro lado, grandes consumidoras de eletricidade. A economia do processo está baseada na possibilidade de obtenção de uma fonte de energia barata. Isto leva à escolha de locais situados perto de grandes recursos hidráulicos de baixo custo de geração. No entanto, deve-se, ainda, considerar sua interligação a um sistema elétrico para evitar-se a interrupção do fornecimento de energia que acarretaria prejuízos incalculáveis. A usina funciona continuamente, não podendo haver cortes de fornecimento de energia elétrica. A instalação de uma usina de enriquecimento de urânio acarreta, portanto, a construção de um considerável sistema de fornecimento de energia elétrica. Por exemplo, uma usina de $3,0 \times 10^6$ UTS/ano, capaz de fornecer a carga de reposição de um programa nuclear de 30.000 MWe, necessita de cerca de 1.000 MWe instalados para o seu funcionamento. Isto é, ela consome aproximadamente 3% da energia que é capaz de produzir: /6, 7/.

No caso das ultracentrífugas, embora o consumo de energia seja na ordem de sete vezes menor que o da difusão gasosa, temos o problema de troca das centrífugas. Para uma usina de $6,0 \times 10^6$ UTS/ano seriam necessários aproximadamente 1 a 2 milhões de centrífugas, o que acarretaria um alto custo de reposição, exigindo um controle acurado destes elementos. Não se sabe qual seria a taxa de reposição, somente uma usina piloto poderia dar uma idéia dos números reais /8/.

*UTS - unidade de trabalho de separação - vide definição mais adiante (pag. 16)

Os investimentos necessários para instalação de uma usina de enriquecimento são bastante altos. Os cálculos atuais indicam entre 90 e 150 \$ UTS para o investimento específico inicial, utilizando-se a tecnologia de difusão gasosa.

Considerando-se uma usina de difusão gasosa de 2.5×10^6 UTS/ano, o investimento inicial atingiria as cifras de até 375 milhões de dólares, sem levar em conta o fornecimento de energia elétrica, nem o esforço de pesquisa e desenvolvimento do processo /9/.

No caso da tecnologia de ultracentrífugas, este investimento inicial seria menor. Embora o investimento específico por UTS seja da mesma ordem de grandeza, e até um pouco maior que o da difusão gasosa, é possível a construção de usinas de pequeno porte para atender a pequenos programas nucleares. A economia de escala não é tão acentuada e a usina pode ser, posteriormente, expandida para atendimento da demanda.

Para o desenvolvimento de uma tecnologia própria é necessário um investimento gigantesco em pesquisa e desenvolvimento. O FORATOM calcula que os custos para pesquisa e desenvolvimento, visando a construção de uma usina de difusão gasosa, atingiriam 100 a 140 x 10^6 dólares /9/. Espera-se que, no futuro, a tecnologia americana seja liberada. As negociações para essa liberação já foram iniciadas no ano de 1971 e serão tratadas com maiores detalhes no capítulo 3.

1.3 - Enriquecimento do Urânio /8,9,10,11,12/

1.3.1 - Definições básicas

Os processos de enriquecimento de urânio têm certas características afins que serão vistas de uma maneira geral. O enriquecimento do urânio é uma operação de baixo rendimento, exigindo, portanto, um elevado número de operações unitárias repetidas.

A operação realizada na usina é medida em unidades de trabalho de separação e tem a dimensão de kg. No entanto, esta unidade foi mal escolhida, tendo havido sempre di

vergências na tentativa de explicação do significado exato da quantidade kg para indicar o trabalho realizado pelas usinas para produzir urânio enriquecido. Pode-se notar que nos trabalhos mais recentes, tem-se procurado substituir a unidade de Kg de UTS, simplesmente por UTS. No trabalho adotou-se sistematicamente a UTS, visto que é mais coerente e representa melhor o serviço de enriquecimento do urânio.

Para se ter uma idéia desta unidade, gasta-se uma UTS para produzir 4,3 g de urânio enriquecido a 95%, a partir de 1 kg de urânio natural. A quantidade de trabalho de separação, realizada por uma usina, é proporcional à quantidade de urânio que seria difundido através da parede porosa em uma cascata ideal realizando o trabalho de separação. Numa cascata ideal com um coeficiente de enriquecimento teórico de 0.00429, a realização de uma UTS representa a difusão (bombeamento) de $(\frac{0.00429}{4})^{-1} = 217.000$ kg U através das barreiras porosas /8/.

A menor unidade da usina, na qual se realiza a operação de enriquecimento, é denominada "elemento separador". (Figura 1.1)

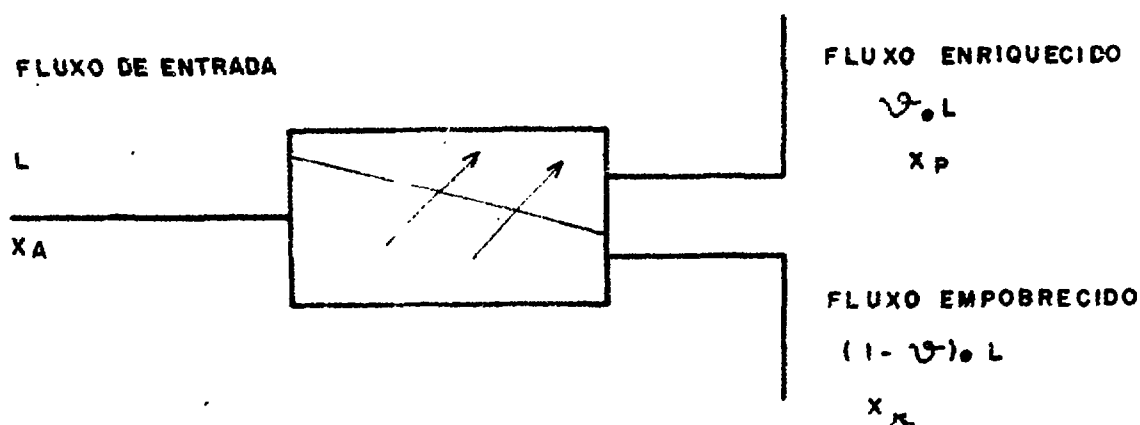


Figura 1.1 - Elemento Separador /8/

Basicamente, a função do elemento separador é dividir um fluxo de L moléculas de um gás, por unidade de tempo com a concentração x_A em $U-235$, em dois outros fluxos αL e $(1-\alpha)L$, um de um teor x_p maior do que x_A e outro de um teor menor do que x_A . Geralmente, há divisão do fluxo em dois fluxos iguais, isto é, $\alpha = 0,5$.

Uma usina de enriquecimento de urânio consiste num grande número de tais elementos formando unidades básicas isoladas, mas que funcionam harmoniosamente como um todo.

No caso da difusão gasosa, o elemento separador é constituído de um difusor e na ultracentrifugação é constituído por uma centrífuga.

O rendimento ou fator de separação α de cada elemento separador é medido pela relação dos teores de enriquecimento de entrada e de saída do elemento separador, conforme expressão abaixo:

$$\alpha = \frac{\frac{x_p}{1-x_p}}{\frac{x_A}{1-x_A}}$$

Como se vê, esta expressão é sempre maior que 1, medindo, portanto, a habilidade separativa do elemento separador.

Nos processos empregados no enriquecimento do urânio, principalmente na difusão gasosa, α é muito próximo de 1, utilizando-se, então, o coeficiente de enriquecimento ϵ , que é definido por:

$$\epsilon = \alpha - 1$$

Como é necessária a produção de grandes quantidades de material, e a produção por elemento separador é pequena, utiliza-se o acoplamento de vários elementos separadores em paralelo, formando um estágio de separação. Os elementos separadores de um estágio funcionam com os mesmos teores de enriquecimento na entrada e saída do gás.

Por outro lado, devido ao pequeno rendimento por estágio, é necessária a utilização de vários elementos, em série, formando uma cascata separadora. Sendo assim, o fluxo enriquecido que sai de um estágio é enviado a um estágio superior onde sofre a mesma operação e o fluxo empobrecido é reenviado a um estágio inferior sofrendo novamente a operação. Uma usina caracteriza-se, então, por uma grande quantidade de fluxos de diferentes enriquecimentos que necessitam ser manipulados de maneira adequada. Não deve ser permitida a mistura de fluxos de diferentes enriquecimentos, o que acarretaria uma perda, baixando o rendimento do processo. Uma cascata que atende a esta especificação, não misturando os fluxos de diferentes enriquecimentos, é denominada ideal.

Como o urânio é um material de custo elevado, há interesse num maior aproveitamento do seu teor de U-235. Por isso, além da parte de enriquecimento, um conjunto de separação isotópica possui uma parte de eliminação na qual o teor do U-235 continua a ser reduzido em relação ao urânio natural até um teor mínimo otimizado segundo as condições de funcionamento da usina. Na Figura 1.2 vê-se um esquema de uma cascata de uma usina de difusão gasosa.

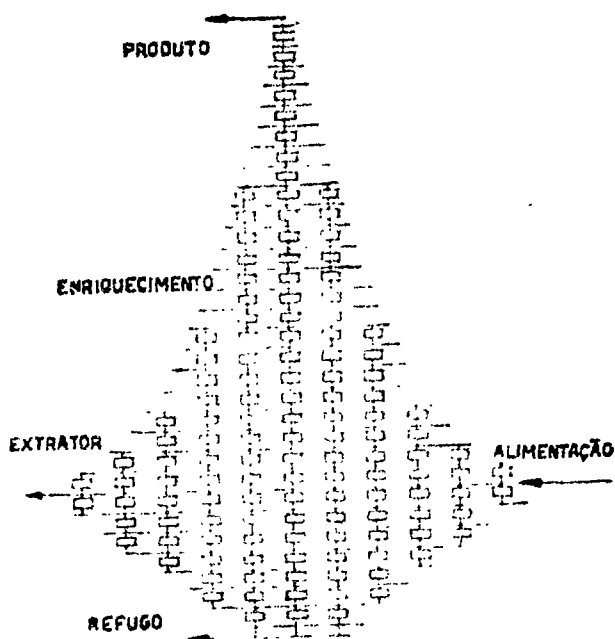


Fig.1.2 - Cascata de uma usina de enriquecimento de urânio de difusão gasosa /13/.

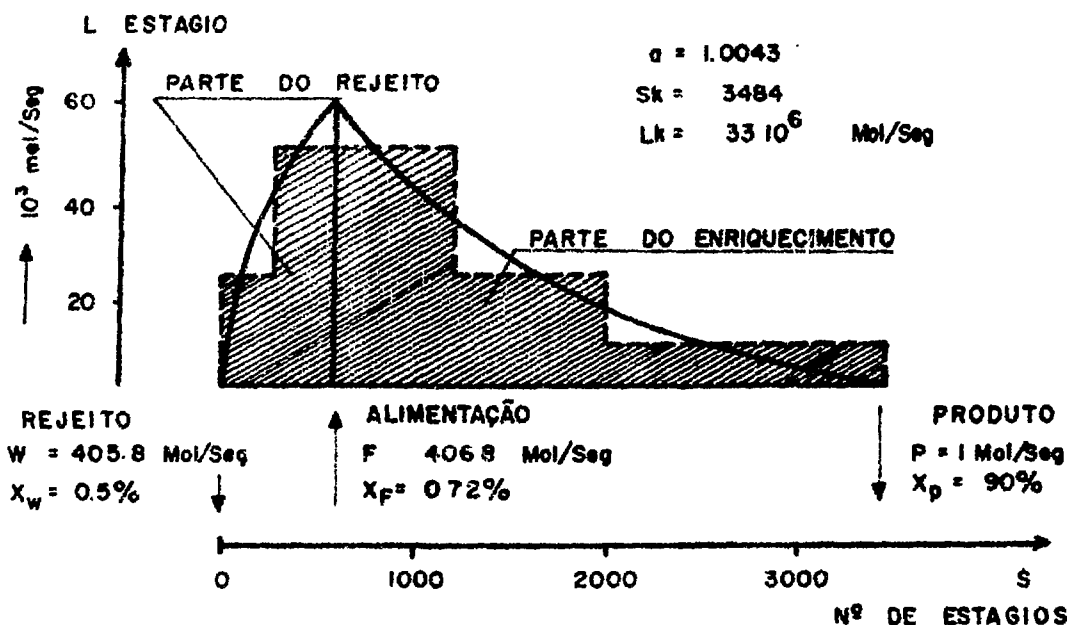


Fig.1.3 /8/. Variação da vazão do gás nos estágios de uma usina de difusão gasosa, para uma cascata ideal e uma cascata quadrática.

Como os fluxos vão sendo divididos, reintroduzidos e enviados para outros estágios, há uma variação da vazão nos vários estágios da usina. A figura 1.3, esquema de uma usina de difusão gasosa, mostra a variação da vazão por estágios para uma cascata ideal. Vê-se que a vazão nas extremidades é menor que na altura da alimentação. Como o estágio é calculado para determinada vazão, isto acarretaria a construção de elementos separadores diferentes em cada ponto da cascata. Esta cascata ideal, otimizada em todos os pontos, apresenta consumo mínimo de eletricidade. No entanto, na prática, não é viável a construção de uma cascata ideal em conjuntos industriais. Utilizam-se, então, cascatas "quadráticas" que são constituídas de vários estágios com mesma vazão de material. Isto faz com que seja possível a produção de somente alguns tipos de elementos, obtendo-se as vantagens de produção em série. (Parte hachurada da figura).

Estas são as características gerais dos processos de enriquecimento. Procurar-se-á, a seguir, definir os vários processos utilizados na separação isotópica.

1.3.2 - Métodos de enriquecimento de urânio /8/

Os métodos utilizados na separação de isótopos são baseados nas diferenças de propriedades dos isótopos ou seus compostos em relação a:

- 1) Capacidade de desvio de ions em campos magnéticos;
- 2) Propriedades químicas;
- 3) Pressão de vapor e velocidade de vaporização;
- 4) Propriedades difusoras;
- 5) Sedimentação em campo gravitacional;
- 6) Velocidade de separação eletrolítica.

A figura 1.4 mostra os vários métodos de separação isotópica. No caso do urânio não se pode usar os métodos gerais de separação devido à pequena diferença de massa existente entre os isótopos, aproximadamente 1%. Na figura estão hachurados os métodos utilizados até hoje e com perspectivas econômicas para o enriquecimento do urânio.

Estes processos são: a difusão eletromagnética, a difusão por parede separadora (difusão gasosa), a difusão por pressão (jato de separação), e a separação por ultracentrífugas. Uma característica de todos os métodos é a utilização do UF_6 como gás do processo. Isto acontece por ser no estado gasoso que se encontram mais facilmente as diferenças físicas entre as moléculas, e por ser o UF_6 o único composto gasoso estável do urânio.

O método de separação isotópica, eletromagnética, tem interesse histórico por ter sido o utilizado no final da 2ª guerra mundial, em Oak Ridge, para produzir urânio enriquecido com fins militares. É um processo bastante eficaz no plano teórico, obtendo-se a separação total dos isótopos. No entanto, as quantidades produzidas são pequenas, e, mesmo com a utilização de eletrodos muito grandes e de alto custo, não se conseguem mais do que 1 a 100 gramas de U-235 por dia. Um esquema do método pode ser visto na figura 1.5.

O método de difusão gasosa é o único economicamente provado, e o de ultracentrífugas a gás está sendo, atualmente, considerado como possível concorrente da difusão ga-

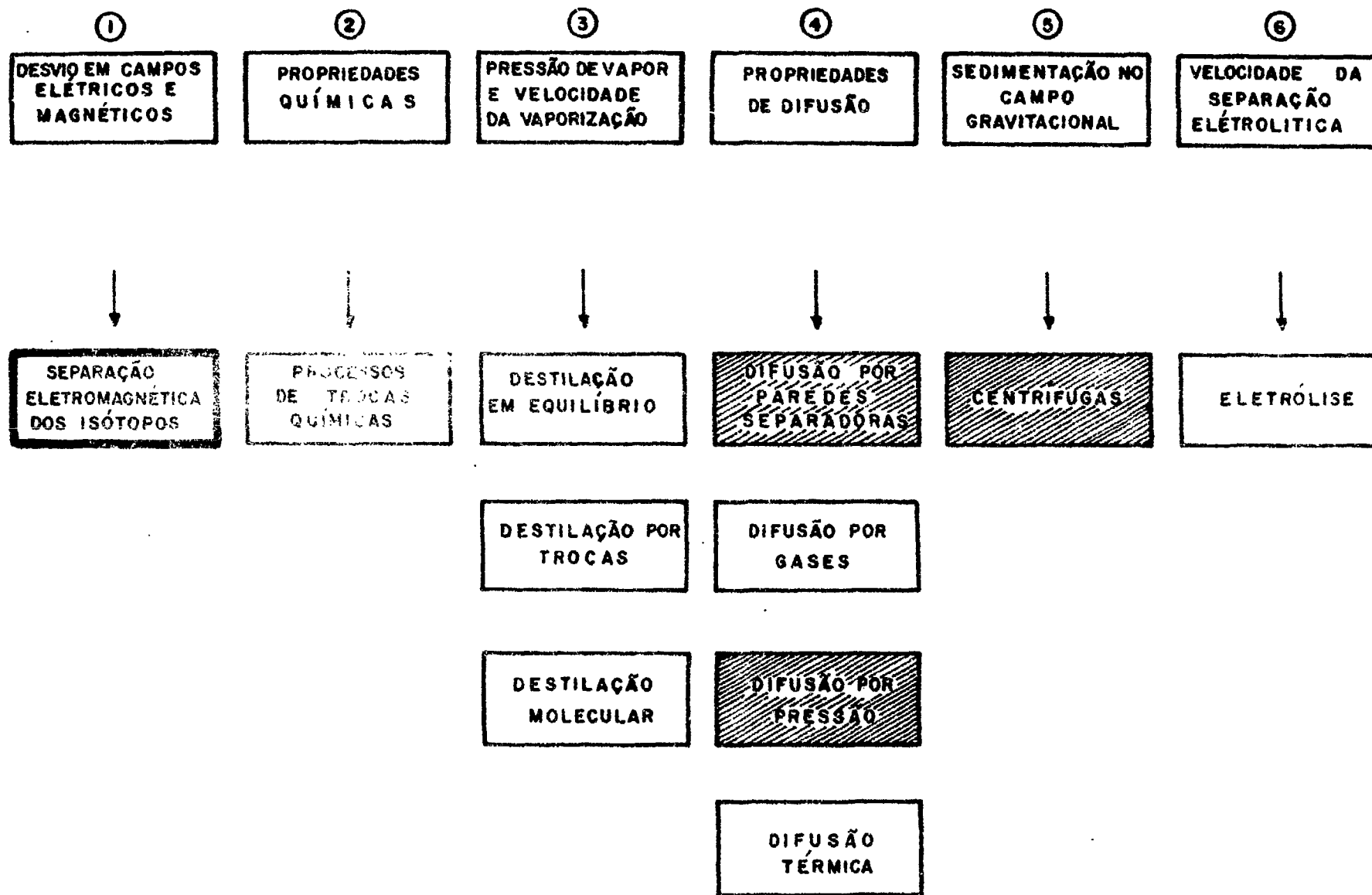


FIGURA 1.4_ ESQUEMA DOS PROCESSOS TÉCNICOS PARA SEPARAÇÃO DE ISÓTOPOS *B/*

sosa na década dos 80. Deve ser lembrado, ainda, o método desenvolvido na Alemanha que utiliza a difusão por pressão (jato de separação) atualmente em estágio de laboratório. Segundo seu idealizador, este método tem boas perspectivas econômicas (Ver Apêndice I) /14,15/.

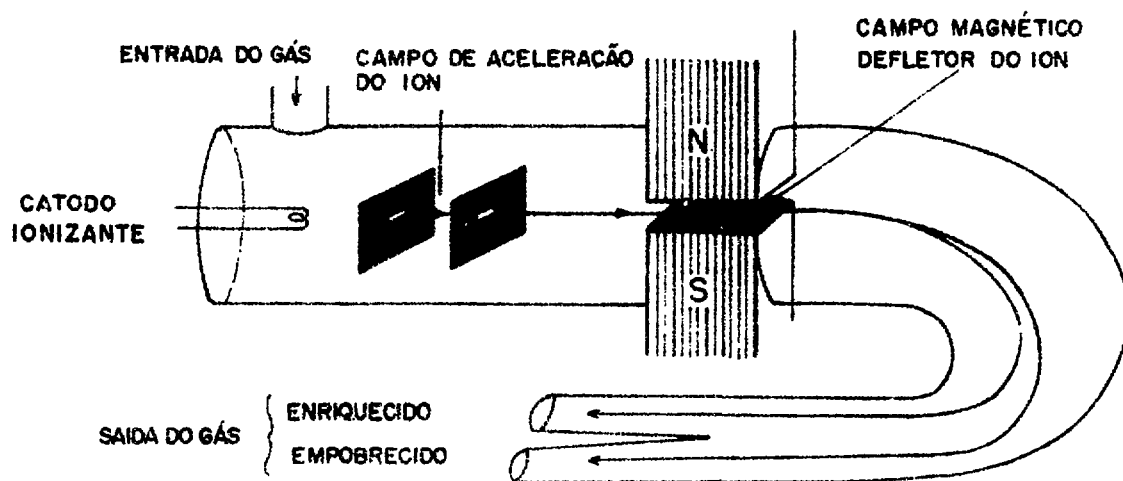


Fig. 1.5 - Esquema do método de separação eletromagnética de isótopos /16/.

1.4 - Difusão Gasosa

1.4.1 - Características da difusão gasosa /17,18/

Este método foi descoberto por Graham, em 1846, tendo sido utilizado por G. Hertz na separação dos isótopos do neônio, em 1932. O princípio geral da difusão gasosa se baseia no fato de um composto gasoso, ao passar através de uma parede porosa, sofrer uma separação de seus isótopos. Com efeito, como as moléculas mais leves de um gás possuem maior velocidade média a determinada temperatura, estas entram em contato mais vezes com a parede porosa, havendo, portanto, uma maior difusão das moléculas mais leves, através da parede. O princípio de funcionamento do método pode ser visto na figura 1.6. A teoria de separação isotópica pode ser vista nas referências /17,18/. Este trabalho não pretende entrar nos detalhes teóricos dos métodos utilizados. Procurar-se-á, por outro lado, definir o princípio de funcionamento dos métodos e as principais dificuldades existentes para sua aplicação industrial.

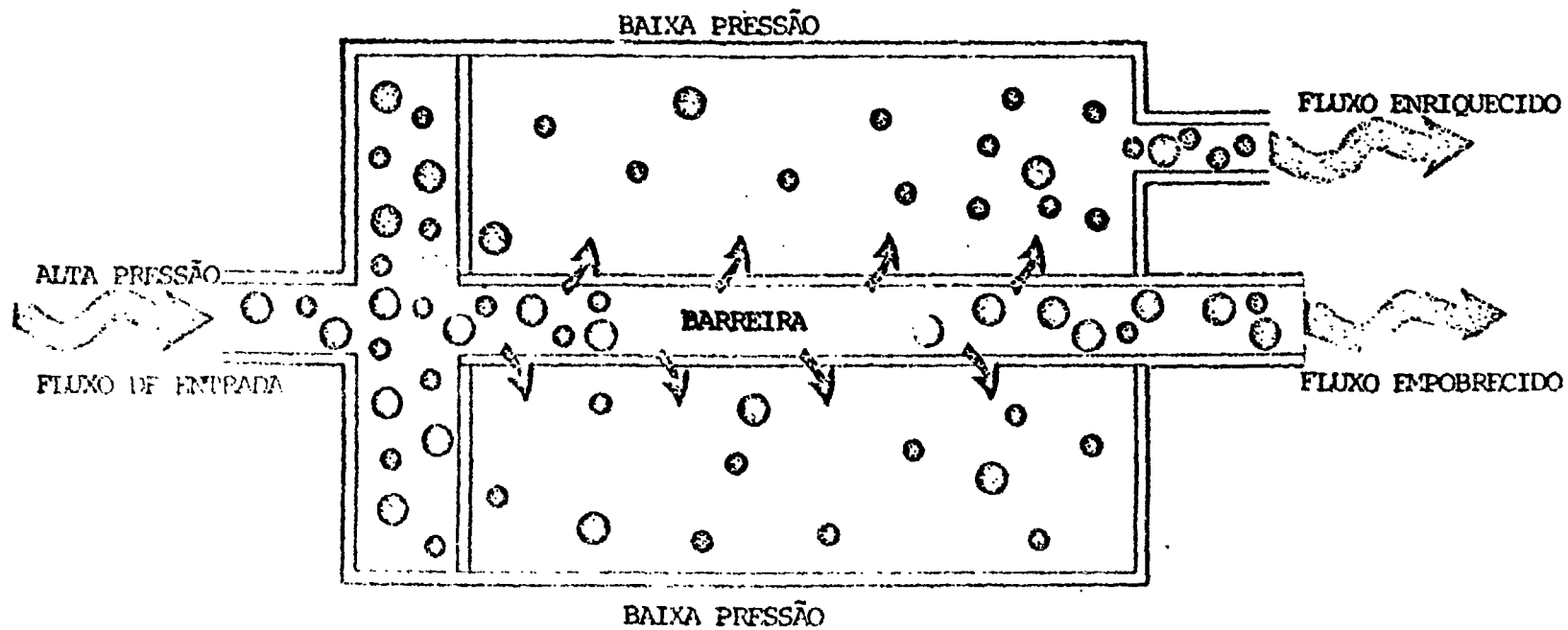


Figura 1.6 - Princípio de funcionamento da difusão gasosa /19/

Na prática, o fluxo de UF_6 é enviado através de um difusor contendo uma membrana porosa. A parte que atravessa a membrana está enriquecida em U-235 e é enviada a um estágio superior. A parte que não sofreu a difusão está empobrecida e é reenviada ao estágio inferior. Na figura 1.7 vê-se o esquema de um estágio de separação e os componentes necessários para sua operação.

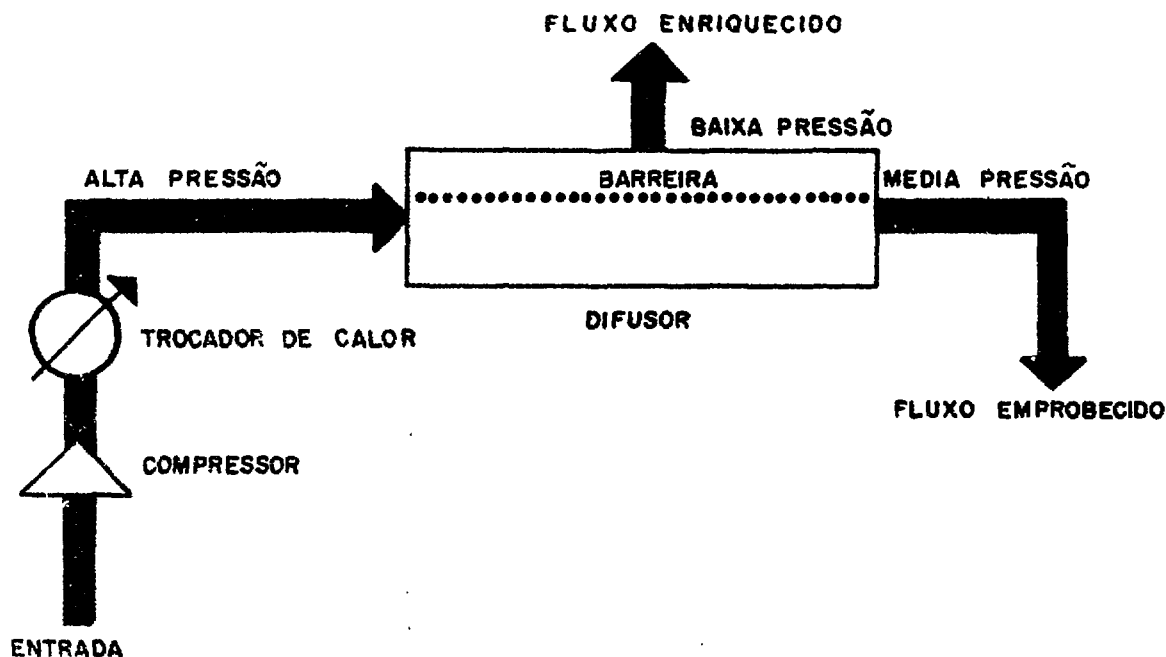


Figura 1.7 - Estágio de enriquecimento de difusão gasosa/16/.

O rendimento do processo é bem pequeno. O fator de separação ideal desse processo é determinado pela relação das velocidades médias das moléculas, que é igual à raiz quadrada da relação das massas moleculares do gás. No caso do UF_6 o fator de separação máxima é dado por:

$$\alpha = \sqrt{\frac{M_{U^{238}F_6}}{M_{U^{235}F_6}}} = 1,00429$$

sendo o coeficiente máximo teórico de separação igual a:

$$\epsilon = \alpha - 1 = 0,00429$$

Na prática, no entanto, não se encontra este valor. Um número de fatores técnicos vai reduzir este coeficiente. Os fatores mais importantes que determinam o valor real do coeficiente de enriquecimento são o raio médio dos poros da barreira(r), as pressões de operação do estágio, isto é, a pressão anterior à difusão(p_1),

e a pressão posterior à difusão (p_2). Estes fatores determinam a permeabilidade da barreira que é outro fator importante na determinação do rendimento do processo /10/.

Na difusão gasosa é possível a construção de difusores grandes, sendo, portanto, possível a utilização de pequeno número de elementos para formar um estágio. Por outro lado, sendo baixo o rendimento do processo, torna-se necessária a formação de enormes cascatas para produção de urânio enriquecido a níveis exigidos pela indústria nuclear.

A figura 1.8 mostra o esquema de um estágio de difusão gasosa, e, na figura 1.9 vê-se a fotografia de uma seção de uma usina de difusão americana que dá uma idéia do tamanho de um estágio de difusão gasosa.

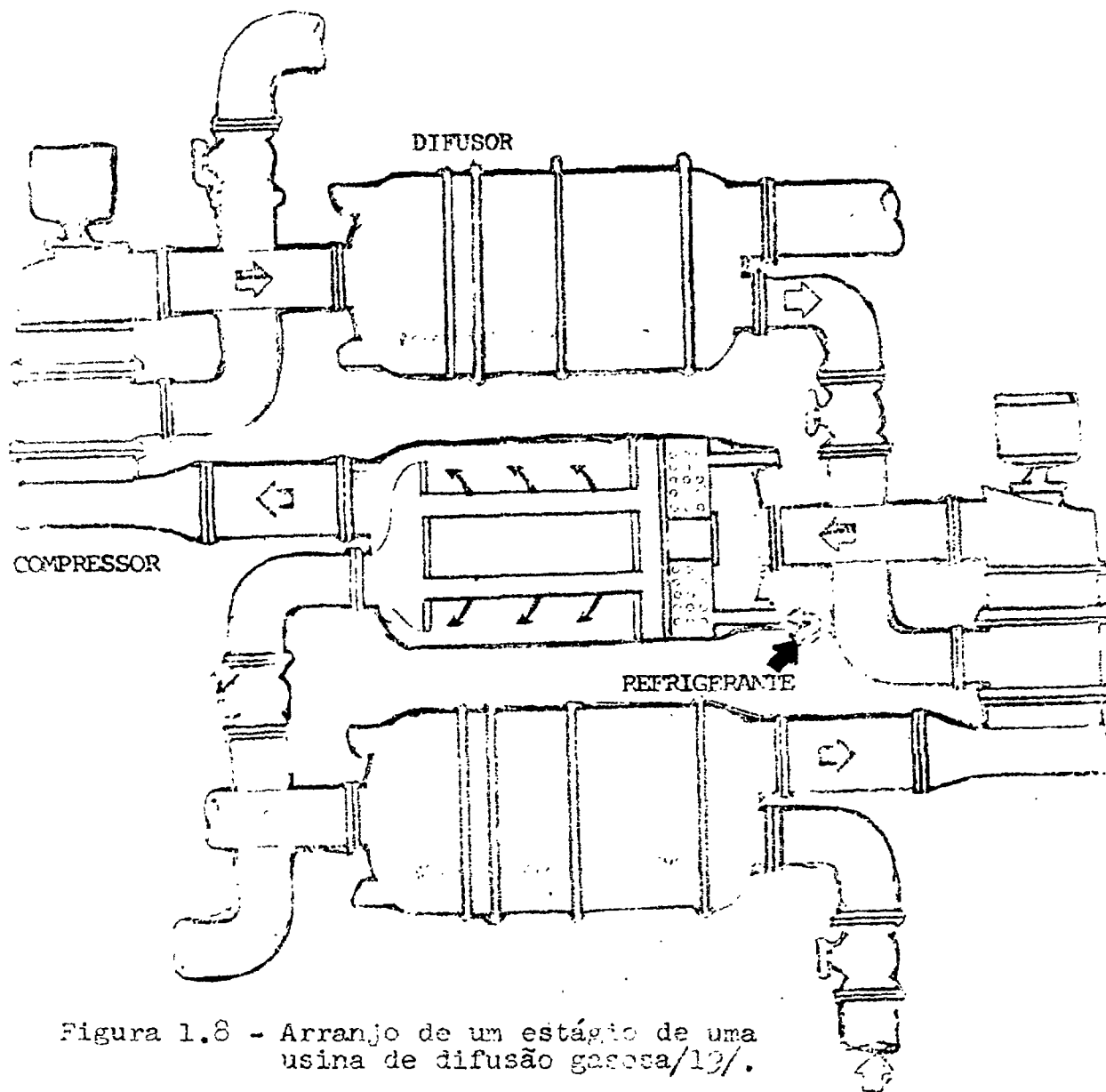


Figura 1.8 - Arranjo de um estágio de uma usina de difusão gasosa/12/.

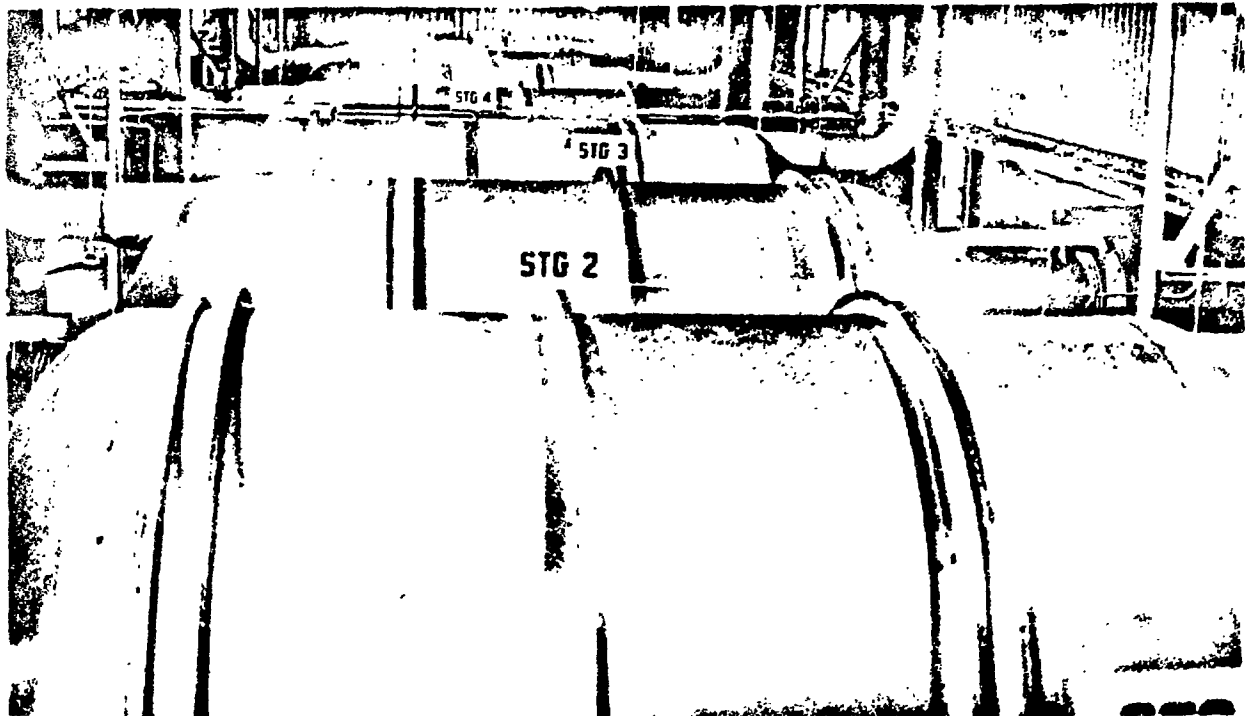
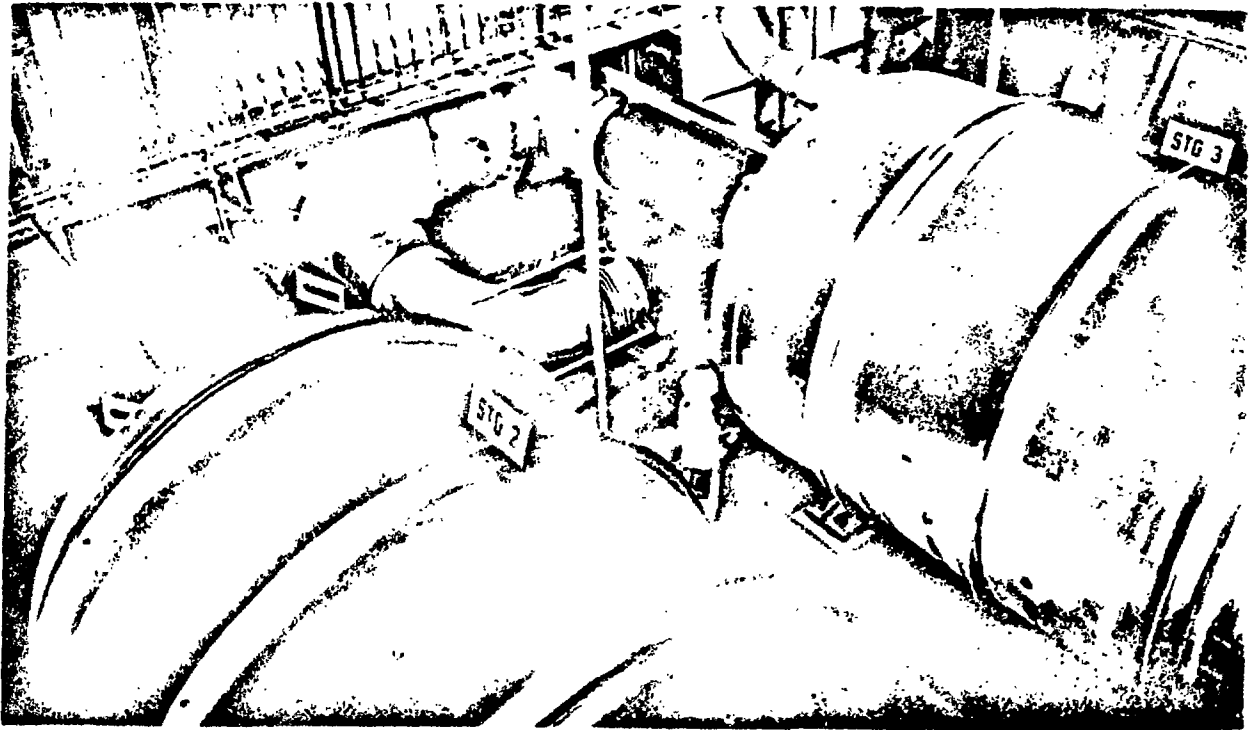


Figura 1.9 - Estágio de uma usina de difusão gasosa americana (o difusor e compressor)/20/.

Basicamente, o processo de difusão gasosa consta de duas etapas: uma etapa de compressão e uma etapa de difusão. Todos os demais componentes são encarregados de desempenhar uma destas duas funções. O gás é comprimido e se difunde em um estágio dado, para posterior introdução num estágio superior. O trocador de calor é um complemento necessário ao compressor devido ao calor gerado, inevitavelmente, na compressão do gás. O esquema de ligação de uma cascata é mostrado na figura 1.10 com os vários componentes que formam o estágio.

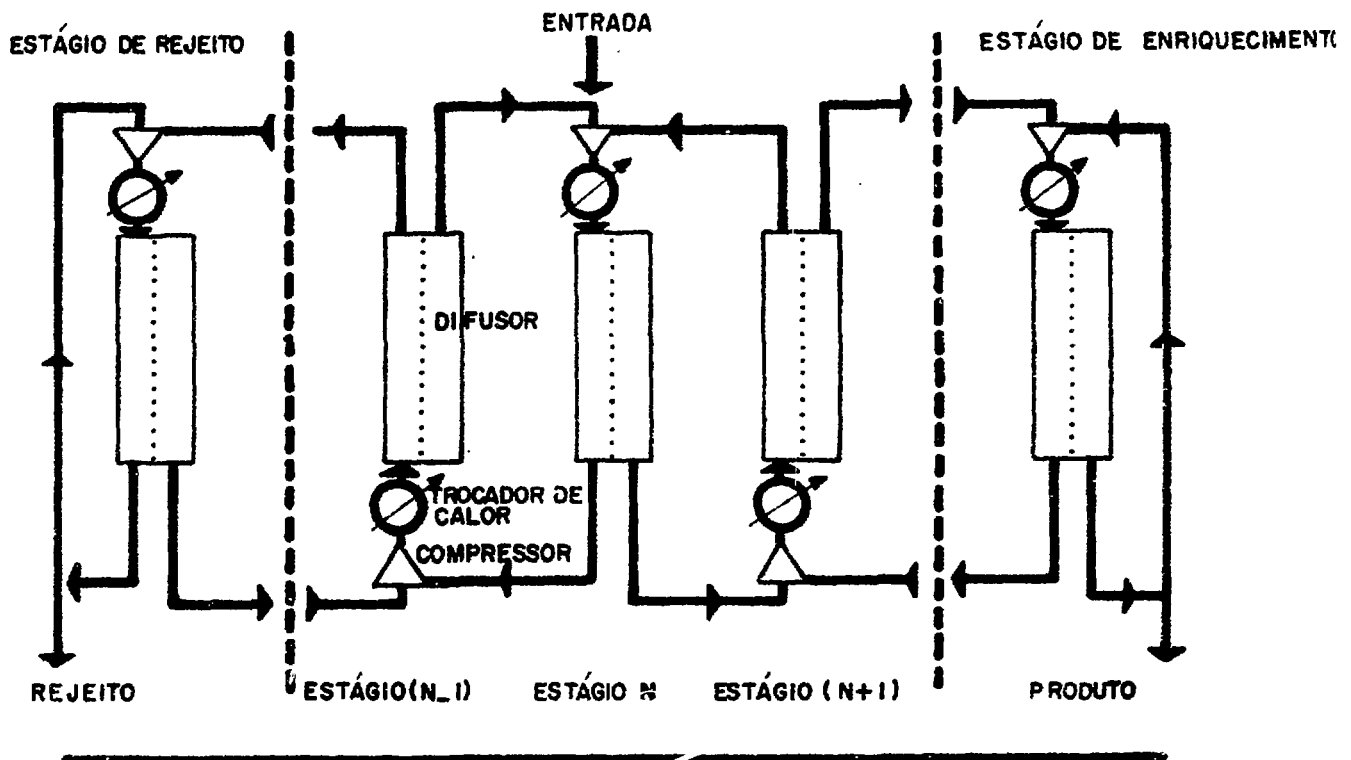


Fig. 1.10 - Cascata de Difusão Gasosa /16/.

A membrana porosa está montada de tal maneira que os fluxos difuso e não difuso sejam mantidos separados. As tubulações que conectam os componentes aos estágios são de dois tipos, visto que levam gás a duas pressões diferentes.

As pressões p_1 e p_2 são dois parâmetros fundamentais na difusão gasosa. Eles vão determinar a vazão

dos dois fluxos, empobrecido e enriquecido, e o trabalho de compressão; sendo, então, determinadas as características do compressor e do trocador de calor, o coeficiente de enriquecimento e a permeabilidade da barreira. Em última análise, vão estabelecer não somente o tamanho e custos dos componentes, como a demanda de energia elétrica do processo. A obtenção dos dados de funcionamento de uma usina de enriquecimento requer um projeto de otimização dos vários componentes da usina. No apêndice II é visto um exemplo sueco de otimização de uma usina de difusão gasosa /21, 22, 23/.

1.4.2 - Dificuldades encontradas na difusão gasosa /21/.

Deve-se salientar que a tecnologia é secreta, não tendo sido divulgada em sua íntegra. Portanto, as dificuldades reais encontradas na construção das usinas não são conhecidas na sua totalidade.

Como exemplo, podem-se ver as áreas consideradas secretas nas usinas americanas de difusão gasosa.

- 1) Projeto, desenvolvimento, tecnologia de produção, comportamento da barreira e do difusor;
- 2) Projeto e tecnologia de fabricação do selo;
- 3) Técnicas de operação, assim como o controle da cascata; e dados da cascata (temperatura, pressão e vazão);
- 4) Conjunto conversor e tecnologia de estabilização;
- 5) Dados sobre corrosão e consumo de UF_6 ;
- 6) Especificações de projeto e dados de funcionamento do compressor.

Pode-se dizer que toda a tecnologia é secreta. No entanto, alguns problemas técnicos de grande importância devem ser considerados e serão discutidos a seguir:

A) Utilização do UF_6 /25, 26/

O primeiro problema é a utilização do UF_6 . O UF_6 é o único composto gasoso estável do urânio. Na temperatura ambiente e na gama de pressões utilizada, ele não é gasoso senão a 56°C. É necessário, então, manter, acima dessa temperatura, todas as partes da usina que entram em contato com o UF_6 , para impedir a cristalização do UF_6 nos tubos.

O UF_6 reage violentamente em contato com quase todos os materiais, sendo necessária a escolha de um material inerte. Isto elimina um grande número de ligas e metais e restringe o emprego do aço. Reage violentamente com todos os compostos hidrogenados, principalmente com a água, formando compostos sólidos que entopem as membranas. Em contato com a água, produz ácido fluorídico, um composto mais corrosivo. É necessário trabalhar com a melhor vedação possível para evitar o contato com o meio exterior. Por outro lado, o UF_6 ataca a maior parte dos componentes orgânicos e notadamente as graxas e lubrificantes, o que impede a lubrificação no interior do circuito. Os materiais utilizados não devem sofrer decomposição pelo UF_6 . Exige-se que haja um tratamento químico de limpeza nestes materiais antes da utilização, como exemplo, empregando-se o fosfato. Na montagem da usina deve-se ter todo o cuidado, procurando-se manter as condições de limpeza, que serão exigidas quando do seu funcionamento real /27/.

O ar ambiente contém sempre vapor d'água e como uma parte do circuito está abaixo da pressão atmosférica, é, então, exigida uma completa vedação em todos os materiais e juntas. Para se detetar fugas utilizam-se espectrógrafos de massa a hélio. Um grande problema encontrado nas usinas de difusão gasosa é a necessidade de utilização de grandes extensões de "vácuo" que chegam a atingir milhares de metros quadrados.

Além das propriedades corrosivas, o UF_6 é perigoso para o pessoal que o manipula. Isto porque reúne as propriedades tóxicas do urânio e as de reatividade do flúor para matérias orgânicas. Como gás tóxico provoca o bloqueio das funções renais devido à ação do urânio; por outro lado o HF provoca a necrose dos tecidos. Assim, precauções severas devem ser tomadas para proteção do pessoal que trabalha nas usinas.

B) Produção da Barreira /25/

Outro problema técnico de grande importância é a fabricação da barreira porosa. Ela deve possuir alta permeabilidade e alto poder de separação. As características exigidas para uma barreira são:

- 1) poros com raios suficientemente finos (pequenos);
- 2) suportar a maior vazão possível de UF_6 por unidade de superfície. Para isso é necessária uma barreira de pequena espessura e com grande número de poros. A espessura é limitada pela resistência mecânica requerida. Nestas condições para que a superfície da barreira de um estágio se torne razoável é precisa uma alta densidade de poros, da ordem de milhares por cm^2 ;
- 3) não se decompor sob ação do UF_6 , apesar do estado muito dividido do material formador da barreira (presença de poros);
- 4) conservar características de vazão e raios idênticos durante vários anos de funcionamento em contato com UF_6 ;
- 5) poder ser montada em estruturas metálicas e resistir a uma diferença de pressão da ordem de uma atmosfera;
- 6) poder ser produzida industrialmente às centenas de milhares de metros quadrados, sem defeitos e com características regulares.

O exame destas condições dá uma idéia das dificuldades do problema. Os americanos se esforçaram vários anos, durante a guerra, na tarefa de construção da barreira, acarretando um atraso na entrada de suas usinas em operação.

O maior poder de separação se obtém quando o diâmetro dos poros é suficientemente pequeno em relação ao livre percurso médio das moléculas do gás. Nos conjuntos americanos, que operam com a diferença de pressão de 1 atmosfera, o diâmetro dos poros é da ordem de 10^{-5} mm, sendo o número de poros da ordem de 10^{10} por cm^2 , enquanto a espessura da membrana é de $20\mu/6/$.

São dois os métodos utilizados na obtenção da barreira: /22/

- 1) Sinterização de pó muito fino, constituindo os poros as lacunas entre os grãos sinterizados;
- 2) Ataque de um composto heterogêneo à estrutura ultrafina sendo os poros feitos pela reação maior em certas áreas.

Os materiais utilizados na construção da barreira são: pó de níquel sinterizado e folhas de alumínio oxidadas eletricamente. Supõe-se, no entanto, que nos conjuntos americanos sejam usadas membranas de plástico fluoretado /8/.

c) O compressor /8, 25/

Os compressores utilizados nas usinas de difusão gasosa têm características especiais. Primeiramente deve-se levar em consideração uma propriedade do UF_6 : a relação γ de seus calores específicos é da ordem de 1,06 ao invés de 1,04, dos gases usuais. No fenômeno da compressão gasosa interveém o fator $\gamma-1$, o que provoca o estudo de propriedades aerodinâmicas inteiramente novas, devido ao UF_6 . A construção de um compressor de UF_6 de vazão e razão de compressão dadas é um problema original que não pode ser resolvido com a experiência dos gases usuais. No entanto, o problema crítico é a vedação do compressor. Para a compressão há necessidade de um motor, e, se este é do tipo clássico, não deve estar em contato com o UF_6 . Há, então, necessidade de uma transmissão, devendo ser mantida a vedação ao longo do eixo, utilizando-se, por exemplo, guarnições e uma barreira de nitrogênio, gás inerte em relação ao UF_6 . É necessário que as fugas para o circuito não interfiram na difusão nem nas características aerodinâmicas do fluido a comprimir. É necessário, também, que a contradifusão do UF_6 , através das guarnições, seja desprezível, devendo elas terem pelo menos a duração de um ano em serviço contínuo.

Outra solução consistiria em fazer um compressor completamente estanque, sendo necessário, no entanto, que o eixo fosse mantido por mancais de gás, no qual o UF_6 assegurasse a sustentação graças a uma camada extremamente estreita onde surgiriam forças aerodinâmicas suficientes. Mas a utilização desta técnica de mancais, em presença de gás corrosivo, como o UF_6 apresenta dificuldades particulares. Por outro lado, no projeto do motor duas possibilidades seriam viáveis: construção do motor completamente banhado pelo UF_6 , ou a introdução entre o rotor e o stator de uma parede não condutora e estanque que apresenta grandes problemas de projeto tanto para o motor como para a concepção da parede.

D) Criticalidade

Deve-se assinalar, ainda, uma dificuldade especificamente nuclear nas usinas de difusão, isto é, o risco de criticalidade. O acúmulo de material enriquecido em quantidade suficiente, em um ponto específico do circuito, pode provocar uma reação em cadeia que emitirá radiações intensas e mortais nas vizinhanças. Precauções consideráveis devem ser tomadas para se evitar tal ocorrência.

E) Outros problemas

O problema principal na operação das usinas de enriquecimento do urânio é a manipulação dos fluxos de massa da usina. Estes fluxos estão a duas pressões e temperaturas diferentes devendo-se, então, ter todo o cuidado, a fim de se conseguir uma perda mínima, quando é feita a mistura dos dois fluxos para serem reconduzidos ao próximo estágio.

Outros problemas aparecem, mas em linhas gerais eles se reduzem à utilização de materiais que respondam às melhores características técnicas aplicadas às instalações de grande porte e à fabricação, em série, da ordem de milhares de unidades.

1.4.3 - Conclusão

A tecnologia de difusão gasosa é, atualmente, a única economicamente provada. No entanto, esta tecnologia exige a construção de grandes usinas e da infra-estrutura correspondente.

Atualmente, calcula-se que a capacidade mínima possível a ser construída, para gozar das vantagens de economia de escala, é da ordem de 2,0 a 3,0 x 10⁶ UTS/ano, o que daria para produzir a carga de reposição de um programa de 20.000 a 30.000 MWe de centrais nucleares de água leve /7/.

O consumo de energia elétrica do processo é alto, devendo atingir valores de 2.000 a 3.000 kwh por unidade de trabalho de separação. Isto exige o estabelecimento de um sistema de fornecimento de energia elétrica auxiliar. Por outro lado, uma indústria suporte, altamente especializada, é necessária.

As dificuldades que são encontradas nesta tecnologia mostram o esforço a ser desenvolvido na sua instalação /28/. Além do mais, para a instalação de uma usina de difusão gasosa deve-se considerar:

- possibilidade de energia a baixo custo;
- fonte de refrigeração apropriada;
- mão-de-obra altamente especializada, tanto para construção como para operação da usina;
- financiamento apropriado;
- sólida infra-estrutura industrial.

1.5 - Processo de Ultracentrifugas a Gás

1.5.1 - Características do método /8,10/

A idéia da utilização de ultracentrifugas, para separação de isótopos de elementos gasosos, foi proposta por Lidemann e Aston pouco tempo depois do descobrimento da isotopia.

Durante a guerra, este processo foi utilizado em escala de laboratório, tanto na Alemanha como nos EUA, para separação dos isótopos de urânio.

Uma centrífuga a gás consiste de um cilindro oco, que gira uniformemente com elevada velocidade angular em torno do seu eixo vertical, o qual contém UF₆ em estado gasoso. Um campo centrífugo intenso é assim produzido, provocando um maior aumento da pressão na direção radial para as moléculas mais pesadas. Ocorre, então, uma separação parcial dos isótopos. A fração mais leve se concentra nas proximidades do eixo rotor, enquanto a fração mais pesada fica próxima à parede do rotor.

O rendimento ou fator de separação α de equilíbrio de uma ultracentrifuga é calculado baseado na distribuição do gás em campo gravitacional, e pode ser escrito como:

$$\alpha = \exp \left[\frac{(M_2 - M_1) (\omega r)^2}{2 R T} \right]$$

onde M_1 e M_2 são os pesos moleculares dos componentes da mistura isotópica, r é o raio do rotor, R constante universal dos

gases, T temperatura absoluta e ω a velocidade angular. O termo ωr é, obviamente, a velocidade linear da parede do cilindro.

Diferentemente dos outros métodos de separação isotópica, o fator de separação por ultracentrífugas depende da diferença de massas e não da razão dos dois isótopos.

Este valor de α é o obtido numa centrífuga "concorrente" mostrada na Fig. 1.11. Considerando uma velocidade de 300 m/s e uma temperatura de 300°C o valor de α é da ordem de 1,056. Nesta centrífuga, um fluxo único de gás é introduzido em uma das extremidades do rotor, sendo retirados na outra extremidade dois fluxos, um na periferia (empobrecido) e outro próximo ao eixo (enriquecido).

Embora este fator de separação seja bem maior que o da difusão gasosa, vários métodos, tentando melhorar o rendimento do processo, foram analisados. Um aumento considerável foi conseguido com a centrífuga a contracorrente. O fator de separação para uma centrífuga a contracorrente deverá atingir valores de 1,2 a 2/8/.

Esta centrífuga está baseada nos princípios similares a outros processos a contracorrente tais como destilação fracionada e separação por difusão térmica.

Para se conseguir a contracorrente, obtendo-se a circulação do gás no interior da centrífuga aquece-se uma das tampas do rotor, e esfria-se a outra. Este aquecimento é feito por elementos aquecedores, discos freios ou dispositivos semelhantes.

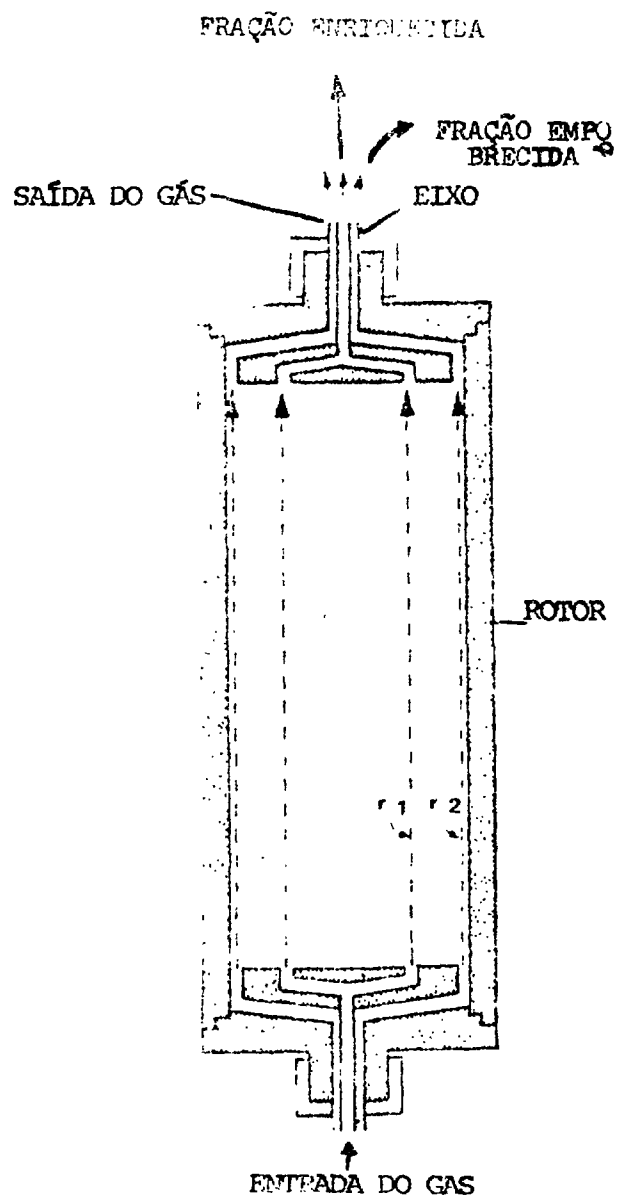


Figura 1.11 - Esquema de uma centrífuga concorrente /29/.

A teoria da separação isotópica por ultracentrífugas pode ser vista com detalhes nas publicações /15,16, 30/. No entanto, para esclarecimento, será mostrado o princípio de funcionamento de uma centrífuga a contracorrente. No interior da centrífuga a contracorrente são estabelecidas duas correntes gasosas na direção axial, em sentidos opostos, uma ao longo do eixo e outra ao longo da parede do rotor. Na figura 1.12 é mostrado esquematicamente o seu funcionamento.

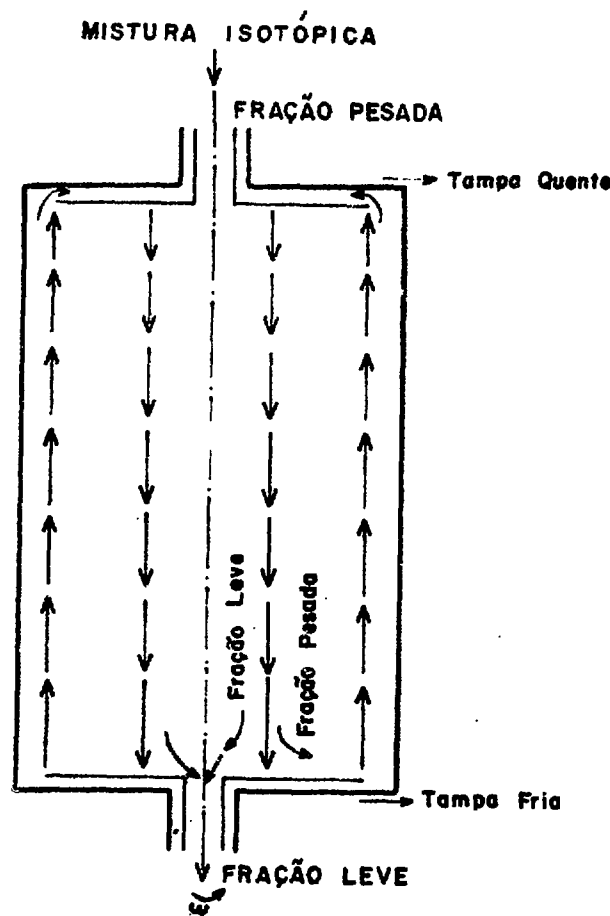


Fig. 1.12 - Esquema da Centrífuga Contracorrente /30/

Devido à ação do campo centrífugo, o gás contido no rotor sofre uma separação radial semelhante ao da centrífuga concorrente. Devido ao escoamento em contracorrente, a corrente axial, junto ao eixo do rotor, é progressivamente enriquecida durante seu percurso através do rotor, enquanto a corrente periférica se empobrece.

Tem-se, então, um enriquecimento do isótopo mais leve, em uma extremidade e do isótopo pesado, na outra, até atingir-se um estado de equilíbrio controlado pela difusão de retorno, isto é, pela difusão das moléculas em sentido contrário ao das correntes axiais.

O gradiente estabelecido na centrifuga contracorrente depende de L, comprimento do rotor e de d diâmetro do rotor.

O fator de separação de uma centrifuga a contracorrente é dado teoricamente por:

$$\alpha = \exp \left[\frac{(M_2 - M_1) \times V^2}{RT} \times \frac{L}{d} \times K \right]$$

α depende também de K que é um fator menor que um e depende do escoamento do gás na centrifuga. Este fator é máximo quando a taxa de escoamento é zero, isto é, quando a centrifuga opera a um refluxo total. Na prática existe sempre uma taxa de escoamento finita que reduz o valor de K /10/.

Um exemplo de centrifuga a contracorrente é mostrado na figura 1.13. Trata-se de um modelo idealizado por Zippe em conjunto com Steembeck durante o trabalho realizado por eles na Rússia.

Esta centrifuga é composta de um cilindro oco apoiado por uma agulha flexível, que atua como eixo de rotação vertical, sendo segurado, em cima, por dois ímãs circulares em posição oposta.

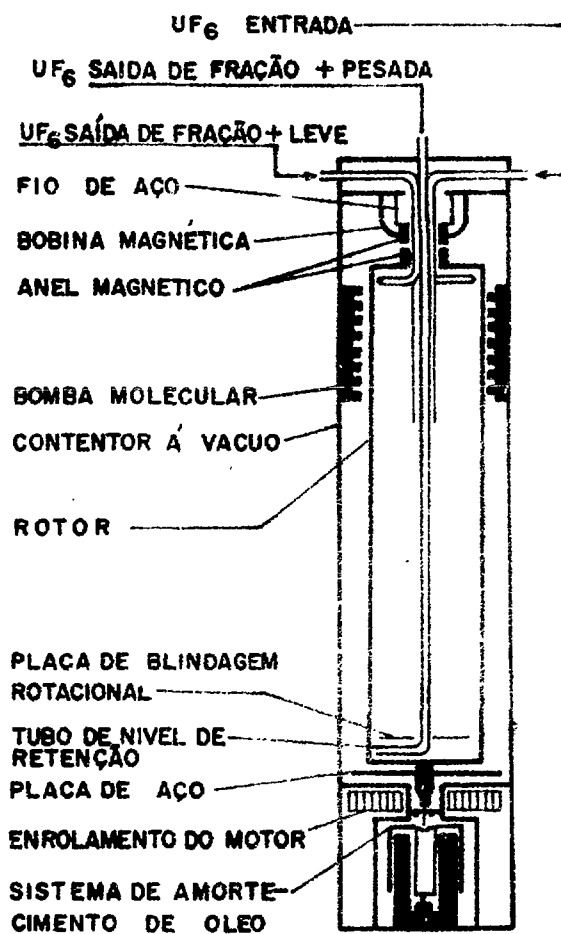


Fig. 1.13 - Centrífuga com Convecção Gasosa e Sustentação Magnética /8/.

1.5.2 - Problemas encontrados na ultracentrifugação gasosa /8, 10, 31/

Na tecnologia de ultracentrífugas a gás, o problema básico é a determinação da quantidade de trabalho de separação que pode ser realizada por uma centrífuga. A quantidade de trabalho de separação máxima teórica produzida por uma centrífuga em contracorrente, segundo a teoria de Cohen é dada por:

$$\Delta_{max} = \rho_D \left[\frac{(M_2 - M_1) V^2}{2 RT} \right]^2 \frac{\pi L}{2}$$

onde:

- Δ_{max} = quantidade máxima de Trabalho de Separação
- ρ = densidade do gás
- D = coeficiente de difusão
- M_2 = Massa do isótopo mais pesado
- M_1 = Massa do isótopo mais leve
- V = Velocidade periférica
- R = Constante universal dos gases
- T = Temperatura absoluta
- L = Comprimento do rotor

Esta quantidade de trabalho de separação produzida por centrífuga depende da quarta potência da velocidade de periférica, sendo, portanto, necessário atingir altos valores para a mesma; do comprimento do rotor e, para uma mesma velocidade periférica, independe do raio do rotor.

Do mesmo modo que o fator de separação do processo, depende, também, da diferença de massa dos isótopos que vão ser separados.

Vê-se que para se conseguir centrífugas, com grandes capacidades de separação, são necessárias altas velocidades periféricas. Nesse caso, a limitação da quantidade de trabalho de separação, efetuada por centrífuga, depende das características do rotor. O limite é dado pela resistência à ruptura do material utilizado na fabricação do rotor, devido às

altas rotações necessárias. A velocidade periférica máxima admissível é dada pela raiz quadrada da relação entre a resistência à ruptura e à densidade do material utilizado. Por isso devem ser utilizados materiais que tenham esta relação grande. As velocidades periféricas, que podem ser atingidas efetivamente, situam-se entre 350 e 550 m/seg /8/.

Outra possibilidade de aumento da capacidade de trabalho de separação, efetuado por uma centrífuga, é o aumento do comprimento do rotor. As limitações são determinadas pela vibração do rotor da centrífuga. Querendo-se manter o funcionamento do rotor abaixo do ponto crítico de vibração, é necessário aumentar-se o diâmetro, à medida que se aumenta o comprimento. Todavia, como para uma mesma velocidade periférica a capacidade separadora independe do diâmetro do rotor, teríamos um aumento problemático de peso do rotor, sem aumento da sua capacidade de separação o que diminuiria o rendimento do processo. A solução deste problema é o funcionamento acima do ponto crítico de vibração, sem o correspondente aumento do diâmetro, que acarreta um grande aumento na capacidade separadora. Os resultados neste campo estão sendo mantidos em segredo, devido à sua importância para a chegada à solução comercial.

Vários materiais são testados para construção do rotor. Os que têm atualmente maior interesse são: /32,33/

- 1) ligas de alumínio
- 2) aços de grande resistência
- 3) titânio
- 4) compostos fibrosos de alta resistência

Além da resistência a altas velocidades, do mesmo modo que na difusão gasosa, a seleção dos materiais está associada à compatibilidade com o gás do processo, o UF₆.

As dificuldades reais encontradas neste processo são difíceis de serem determinadas, não só devido ao segredo em que são mantidos os trabalhos realizados neste campo, como à não existência de usinas em operação comercial. Grandes dúvidas necessitam ser sanadas para comprovação comercial do método. Precisa ser determinado qual será o comportamento de uma centrífuga em uma usina, e quais serão os problemas de operação

desta usina, na qual existem milhões de centrífugas funcionando a altas velocidades periféricas. Somente com uma usina em funcionamento, dados confiáveis serão disponíveis.

No processo de ultracentrífugas, 4 parâmetros são de importância básica e precisam ser determinados com segurança para a construção de uma usina comercial:

- 1) o custo da centrífuga
- 2) a quantidade de trabalho de separação realizado por centrífuga
- 3) a vida da centrífuga
- 4) fração do investimento do capital total que pertence à centrífuga

Informações detalhadas não são conhecidas. Pode-se, no entanto, considerar como dados de referência:

- o custo da centrífuga deve atingir valores da ordem de \$250 a \$400.
- a quantidade de trabalho de separação efetuada por uma centrífuga é discutível. Para os técnicos alemães e holandeses, o trabalho realizado por máquina deve atingir a valores de 5 a 6 UTS/ano, enquanto para técnicos ingleses estes valores são reduzidos para 2,5 a 3 UTS/ano. Pode-se considerar que a quantidade de trabalho de separação efetuada por uma centrífuga pode variar de 1 a 10 UTS/ano, segundo o projeto /34, 35/.
- a parte do investimento total relativa a centrífugas foi estimada globalmente, necessitando ainda de um projeto detalhado de uma usina para sua determinação. Uma grande incerteza existe sobre a importância que ocupa uma centrífuga no global dos investimentos da usina.
- para determinação das taxas de manutenção, um problema que deve ser resolvido é a determinação da vida da centrífuga. Não se tem, por enquanto, resultados estatísticos confiáveis, visto que somente a operação real de uma usina nos daria os resultados necessários. No entanto, pode-se considerar que elas deverão ter uma vida variável entre 2 e 6 anos. A influência da vida da centrífuga no custo da unidade de trabalho de separação é bem grande. Isto pode ser visto na tabela 1.1, que mostra o custo da unidade do trabalho de separação calculado, u-

a) $\delta U = 5 \text{ UTS}$

A = 2

T \ C	215	270	360
2	30	36	47
3	26	30	38
5	22	26	32

I = A.C/ δU	86	108	144

A = 3

T \ C	215	270	360
2	36	43	55
3	31	37	47
5	27	32	41

I = A.C/ δU	130	162	216

b) $\delta U = 3 \text{ UTS}$

A = 2

T \ C	215	270	360
3	38	45	57
5	33	38	48
6	29	35	44

I = A.C/ δU	145	180	240

A = 3

T \ C	215	270	360
3	47	57	72
5	41	49	63
6	37	46	59

I = A.C/ δU	216	270	360

TABELA 1.1

Custo da UTS em \$ calculado para diferentes capacidades de produção por centrífuga (δU), investimento de capital (C) da centrífuga, vida da centrífuga (T), e razão (A) do investimento total para o investimento da centrífuga (I-investimento específico) / 10^7 .

utilizando-se a tecnologia de ultracentrífugas, com a variação da quantidade de trabalho de separação produzida por centrífuga, e com a variação de sua vida. Com a redução da vida da centrífuga de 5 para 2 anos, pode-se ver na tabela que ocorre um aumento de 30% do custo da unidade de trabalho de separação.

1.5.3 - Vantagens e desvantagens da tecnologia de ultracentrífugas /36/

As características que devemos levar em conta na ultracentrifugação, são:

- 1) Alto rendimento do processo que faz com que a cascata seja pequena, havendo necessidade de 10 a 20 centrífugas em série para produção de urânio enriquecido a 3% /8/.
- 2) A quantidade de unidades de trabalho de separação realizada por cada centrífuga é bem pequena exigindo um número muito grande de centrífugas em paralelo. Calcula-se que para uma usina da capacidade das usinas americanas serão necessários de 1 a 2 milhões de centrífugas, não se podendo calcular atualmente as despesas de manutenção que só a operação de uma usina poderá dar o "know-how" necessário.
- 3) O grande número de centrífugas utilizadas pode ser uma vantagem quanto à possibilidade de formação da cascata. Pode-se formar cascatas mais próximas das cascatas ideais, e com um rendimento nas vizinhanças de 100%.
- 4) Pequeno consumo de energia, havendo necessidade de uma potência de apenas alguns watts para o funcionamento da centrífuga. O consumo de eletricidade é pequeno, sendo cerca de 7 vezes inferior ao da difusão gasosa.
- 5) O investimento específico inicial esperado deve ser da mesma ordem que o da difusão gasosa, e como não sofre economia de escala, podem ser construídas pequenas usinas. Por outro lado, pode-se aumentar facilmente a capacidade das usinas, com a introdução de novas unidades, de maneira econômica. Isto possibilita a utilização dos avanços tecnológicos em novas expansões a serem feitas /37/.

- 6) As usinas de ultracentrifugação são muito mais fáceis de serem colocadas em regime. Enquanto as usinas de difusão gasosa levam meses para serem colocadas em regime contínuo, as usinas de ultracentrífugas levam apenas horas /9, 38/.
- 7) Além do mais, não se deve esquecer dos problemas de distribuição da energia em alta frequência que exige um cuidado especial devido à formação de correntes parasitas que vão afetar o controle dos instrumentos. Não é um problema, mas exige a utilização de instrumentos especiais.

1.5.4 - Conclusão

A tecnologia de ultracentrífugas está em desenvolvimento e espera-se que com a operação das usinas protótipo, que estão em construção, o projeto possa ser considerado como provado, e as dúvidas existentes, quanto à viabilidade econômica deste processo, sejam sanadas. A comprovação tecnológica é prevista para 74/75, esperando-se que na década dos 80 já seja possível a construção de usinas de ultracentrífugas. Mas, somente a operação de uma usina de grande porte poderá demonstrar os principais problemas de operação e manutenção da usina e a influência da centrífuga no todo do processo.

A vantagem primordial nesta tecnologia é não sofrer uma economia de escala muito grande, esperando-se que a construção de conjuntos pequenos já sejam viáveis.

O consumo de eletricidade é pequeno, devendo variar entre 300 a 800 kWh por unidade de trabalho de separação. Portanto, esta tecnologia pode ser aplicada em países em que o custo de energia é mais caro. Devido a isto a Europa está bastante interessada na demonstração deste método, que possibilitará serem lá construídas usinas que poderão concorrer com os custos americanos.

2 - EMPREGO DO URÂNIO ENRIQUECIDO

2.1 - Introdução

O urânio enriquecido é atualmente empregado principalmente como combustível de reatores. Em consequência, a evolução da sua demanda está ligada ao desenvolvimento dos programas de reatores nucleares que utilizam urânio enriquecido como combustível.

Originalmente, o urânio enriquecido foi aplicado como material estratégico, utilizado em programas militares, e, para tal, foram construídas as primeiras usinas de enriquecimento de urânio. A partir desses programas militares, iniciou-se o programa civil, sobretudo com o desenvolvimento dos reatores a água leve.

Com vistas ao emprego de urânio enriquecido como combustível de reatores nucleares, vão ser discutidas as principais vantagens de sua utilização, a influência dos principais parâmetros desses reatores na demanda de urânio enriquecido, e, finalmente, será mostrada a influência de dois programas, que estão em desenvolvimento e que irão reduzir no futuro a demanda deste material:

- a) A Reciclagem do Plutônio
- b) O Programa de Reatores Rápidos

2.2 - Vantagens do Urânio Enriquecido /39, 40, 41/

Duas são as linhas de reatores quanto ao combustível utilizado: urânio natural e urânio enriquecido.

O emprego de urânio natural teve um grande desenvolvimento no início dos programas de reatores nucleares. Os reatores Magnox, de projeto inglês, constituíram, durante muito tempo, a maior potência nuclear instalada no mundo. O emprego de urânio natural evita a utilização da etapa do ciclo, referente ao enriquecimento, que como foi visto no capítulo 1 é de difícil obtenção e exige um investimento muito alto na construção das usinas correspondentes.

No entanto, a utilização de urânio enriquecido, como combustível, possibilitou o desenvolvimento de linhas de reatores com melhores características que a dos reatores a urânio natural.

De fato, a linha de reatores a urânio natural gás-grafita tem certas limitações. Em primeiro lugar, a densidade de potência está limitada pela necessidade de se manter o núcleo do reator heterogêneo para reduzir as capturas ressonantes no U-238 e, assim, ganhar-se em reatividade.

A necessidade de utilização de urânio metálico, para obter uma densidade suficientemente elevada do combustível, limitava em 660 °C a temperatura do combustível, para evitar as transições de fase α/β . Por outro lado, devido a problemas metalúrgicos, a temperatura do revestimento (uma liga de magnésio) estava limitada a 450°C. Esta liga tinha de ser utilizada devido à necessidade de materiais pouco absorvedores de neutrons.

A taxa de irradiação do combustível era limitada em 4000 MWd/t, por razões de reatividade e problemas de inchaço no urânio metálico causado pelos produtos de fissão gasosos.

O emprego do urânio enriquecido permitiu maior homogeneização do núcleo e uma mudança do material de revestimento. Isto possibilitou que fossem adotadas temperaturas mais altas de saída do gás, aumentando o rendimento e uma maior densidade de potência, o que acarreta uma melhor utilização do combustível, com uma maior taxa de irradiação e tempo de permanência do combustível no reator.

Uma outra opção empregando urânio natural exigia que fosse utilizada água pesada como moderador e refrigerante. Esse tipo de reator foi desenvolvido pioneiramente pelo Canadá, tendo a Suécia, a Alemanha, a França e a Índia, entre outros, trabalhado também para o desenvolvimento desse reator. Esses reatores apresentam grande economia de neutrons devido à baixa seção de captura da água pesada e exigem uma quantidade de combustível bem menor que os reatores a grafita, sendo, portanto, mais compactos do que estes.

No entanto, a utilização de urânio enriquecido permitiu o desenvolvimento de reatores de melhores características do que os a água pesada. O enriquecimento do urânio possibilitou a utilização da água leve, como refrigerante e moderador, não tendo os inconvenientes do alto custo da água pesada, e ocupando menor volume. O emprego do urânio enriquecido possibilitou, ainda, a utilização de materiais estruturais e de revestimento mais absorvedores de neutrons, como, por exemplo, o aço inoxidável.

A taxa de irradiação média nesses reatores é bem mais alta (30.000 MWd/t nos reatores a água leve e 8.000 MWd/t nos reatores a água pesada), o que equivale a uma melhor utilização do combustível com conseqüente maior tempo de residência deste, no reator. Isto eliminou a necessidade de recarregamento em operação, já que a paralisação do reator para troca de combustível ocorre por um pequeno período (cerca de 30 a 40 dias), após um longo período de operação a plena carga (cerca de 1 ano).

2.3 - Importância desta Etapa no Ciclo

A Figura 2.1 mostra as principais etapas do ciclo de combustível dos reatores a urânio enriquecido. As massas de combustível indicadas se referem ao consumo anual de uma central a água leve de 1.000 MWe/42/. As parcelas correspondentes a cada uma das etapas do ciclo de combustível estão discriminadas na tabela 2.1 /43/.

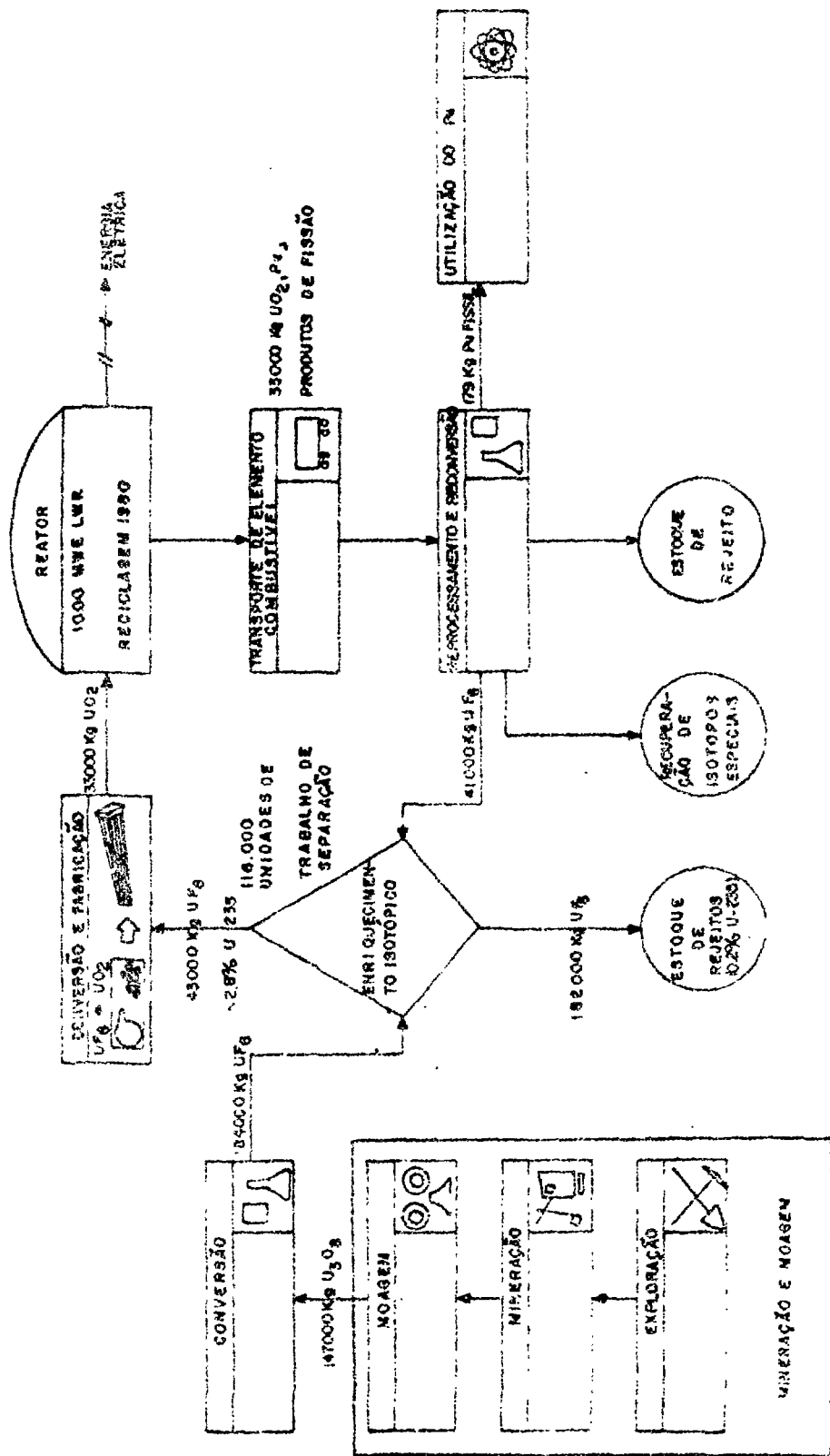


FIGURA 2.1. OPERAÇÕES DO CICLO DE COMBUSTÍVEL DO U ENRIQUECIDO
 PARÂMETRO BÁSICO PARA UM REATOR DE 1000 MWe GERANDO EM CONDIÇÕES DE
 SEGURANÇA COM RECICLAGEM

Tabela 2.1

Parcela correspondente a cada etapa do ciclo de um reator a água leve /43/.

E T A P A	%
compra de urânio	30
enriquecimento	30
fabricação	25
reprocessamento	7
transporte	3
juros sobre o capital	25
	120
crédito U-Pu	20

Aos custos atuais, a etapa de enriquecimento de urânio equivale a aproximadamente 30% do custo do ciclo e, portanto, 10% no custo total da energia gerada. Como referência são vistos, na tabela 2.2, as importâncias despendidas relativamente às diversas etapas do ciclo de combustível de uma central a água leve, funcionando a 65% de fator de carga durante a sua vida (30 anos). Verifica-se, claramente, que a maior parcela do ciclo é a relativa ao enriquecimento do urânio.

Tabela 2.2

Custo do ciclo para uma central LWR durante sua vida/44/
(f.c. = 0,65, vida = 30a)

E T A P A	\$ 10 ⁶
compra de concentrados de urânio	67
conversão em UF ₆	7
enriquecimento	91
fabricação	61
transporte de combustível irradiado	7
reprocessamento	26
valor do Pu recuperado (a deduzir)	(41)
taxa de juros sobre o combustível	85
	303
Total	303

Note-se que para cada MWe instalado de reator a água leve é necessária a construção de uma capacidade de aproximadamente 100 UTS/ano em usinas de enriquecimento /32/, da do este significativo para se apreciar o peso econômico desta etapa do ciclo. Isto equivale a dizer que para cada kWe de reator a água leve instalado é necessário um investimento suplementar de \$10 a \$15 em usinas de difusão gasosa, mais \$5, aproximadamente, relativos ao investimento de capital para a central elétrica que fornece energia à usina de enriquecimento. Portanto, para todo kWe instalado de reator a água leve, é necessário um investimento extra de \$15 a \$20 nesta etapa do ciclo /45/.

2.4 - Emprego de Urânio Enriquecido nos Diversos Tipos de Reatores

Várias são as linhas de reatores que utilizam urânio enriquecido como combustível. A tabela 2.3 mostra os diversos empregos de urânio enriquecido, conforme o teor de enriquecimento utilizado. Embora a aplicação principal do urânio enriquecido seja em reatores de potência, deve-se observar que ele é indispensável nos reatores de pesquisa e nos reatores de propulsão naval /46/.

O aumento atual da demanda de urânio enriquecido é devido à crescente utilização dos reatores a água leve para produção de energia elétrica, desenvolvidos, principalmente nos EUA, nas duas versões, PWR (reator a água pressurizada) e BWR (reator a água fervente).

Historicamente as duas versões se desenvolveram separadamente. A primeira nasceu com o programa militar (protótipo STR do submarino nuclear), sendo estudada paralelamente pela Westinghouse em seu programa civil com a

TABELA 2.3. CLASSIFICAÇÃO DO COMBUSTÍVEL PELO TEOR DE ENRIQUECIMENTO

LINHA		GÁS GRAFITA	ÁGUA PESADA	ÁGUA PRESSURIZADA	ÁGUA FERVENTE	NEUTRONS RÁPIDOS	DIVERSOS E REATORES DE PESQUISAS
U-235							
< 0,71	Empobrecido					COBERTURA	
0,71	Natural	CLASSICO (U)	(UO ₂)				
1				Novo-Voronej			Bieloyarsk (1,8)
2		AVANÇADO (UO ₂)			(UO ₂)		Piqua (1,94)
3	Ligeiramente Enriquecido						Hallam (3,6)
4				(UO ₂)			EL-3(4)
5							
10							Reactores de Pesquisas Russas
20							AGN - Triga Argonaut
30						NUCLEO	Arbus (36)
40	Médio Enriquecimento						
50							
60							
70							
80							Reactores de Pesquisas Inglesas
90 a 93,5	ALTO ENRIQUECIMENTO	ALTA TEMPERATURA (UC ₂ -ThO ₂)		SUBMARINOS (UZr) REATORES MOVEIS (UO ₂ -INOX)	ELEMENTOS DE SUPER-AQUECIMENTO (UO ₂ -INOX)		REATOR PISCINA (UAI)

central Shippingport. A segunda versão foi desenvolvida pela General Electric também dentro de um programa civil (EBWR e o protótipo Vallecitos) e paralelamente com o programa militar (ALPR) /47/.

Esta linha de reatores é, atualmente, a mais provada, totalizando a maior potência nuclear instalada no mundo. A preponderância da aplicação de urânio enriquecido em reatores de potência no mundo pode ser vista na tabela 2.4 /48/. Vê-se que os reatores a água leve são responsáveis por aproximadamente 80% do mercado atual de reatores de potência no mundo, e considerando as linhas de reatores que utilizam urânio enriquecido, vê-se que quase 90% (87.5) dos reatores em operação em construção e planejados utilizam o ciclo do urânio enriquecido. A figura 2.2 dá a capacidade de reatores nucleares até 31/12/71, segundo o combustível utilizado. Nos EUA, o mercado é coberto totalmente por reatores a urânio enriquecido, sendo bem pequena, no resto do mundo, a parcela correspondente aos reatores a urânio natural.

Também no futuro pode-se considerar certa a aplicação do urânio enriquecido devido à utilização dos reatores a água leve, e eventualmente dos reatores avançados, agora em desenvolvimento. Por outro lado, mesmo no caso de se introduzir a utilização do tório, o urânio enriquecido será preciso no início do ciclo, como material físsil. De fato, embora a formação do U-233 nos reatores avançados possa, no futuro, permitir a regeneração, haveria, no entanto, necessidade do U-235 para iniciar o ciclo. Embora o Pu possa ser utilizado, pode-se dizer que no caso da utilização do tório, devido, por exemplo, a uma possível redução das reservas de urânio, o enriquecimento do urânio é de vital importância /1/. Note-se que, entre as diversas linhas de reatores térmicos em operação e em desenvolvimento, a única a urânio natural que ainda tem perspectivas técnicas de concorrer no mercado internacional é a linha a água pesada.

TABELA 2.4

Potência elétrica em serviço, em construção e encomendada em 31/12/71 segundo o tipo de reator (MWe líquido) /48/.

P A Í S	BWR	PWR	HWR	GCR	AGR	HTGR	OUTROS	TOTAL
1-ESTADOS UNIDOS	36351	66533	-	-	-	1910	958 (a)	105752
2-EUROPA OCIDENTAL								
Austria	700	-	-	-	-	-	-	700
Bélgica	-	1611	-	-	-	-	-	1611
Finlândia	-	880	-	-	-	-	-	880
França	-	2974	-	2438	-	-	250 (b)	5662
Itália	960	252	-	200	-	-	-	1412
Países Baixos	52	400	-	-	-	-	-	452
Reino Unido	-	-	100	5210	6250	-	263 (c)	11823
Alemanha	4511	5399	150	-	-	337	20 (d)	10417
Espanha	440	4373	-	480	-	-	-	5293
Suécia	3250	1700	140	-	-	-	-	5090
Suíça	1156	700	7	-	-	-	-	1863
Total Europa Ocidental	11069	18289	397	8328	6250	337	533	45203
3-EUROPA ORIENTAL								
Bulgária	-	880	-	-	-	-	-	880
Checoslováquia	-	1760	150	-	-	-	-	1910
Rep. Democ. Alemã	-	510	-	-	-	-	-	510
Hungria	-	880	-	-	-	-	-	880
União Soviética	50	3216	-	-	-	-	5716 (e)	8982
Total Europa Oriental	50	7246	150	-	-	-	5716	13162
4-OUTROS PAÍSES								
Argentina	-	-	319	-	-	-	-	319
Brasil	-	600	-	-	-	-	-	600
Canadá	-	-	5475	-	-	-	-	5475
China (Formosa)	1220	-	-	-	-	-	-	1220
Japão	5305	5923	-	166	-	-	165 (f)	11559
Índia	380	-	800	-	-	-	-	1180
Paquistão	-	270	137	-	-	-	-	407
Coreia do Sul	-	564	-	-	-	-	-	564
Total Outros Países	6905	7357	6731	166	-	-	165	21324
Total mundial (excluindo Rep. Popular da China)	54375	99425	7278	8494	6250	2247	7372	185441

- (a) FBR (77 MWe), Grafite-Na (80 MWe), Orgânico (11 MWe), Grafite-H₂O (790 MWe)
 (b) FBR (250 MWe)
 (c) FBR (263 MWe)
 (d) ZrH-Na (20 MWe)
 (e) LWGR (4954 MWe), FBR (762 MWe)
 (f) ATR (102 MWe)

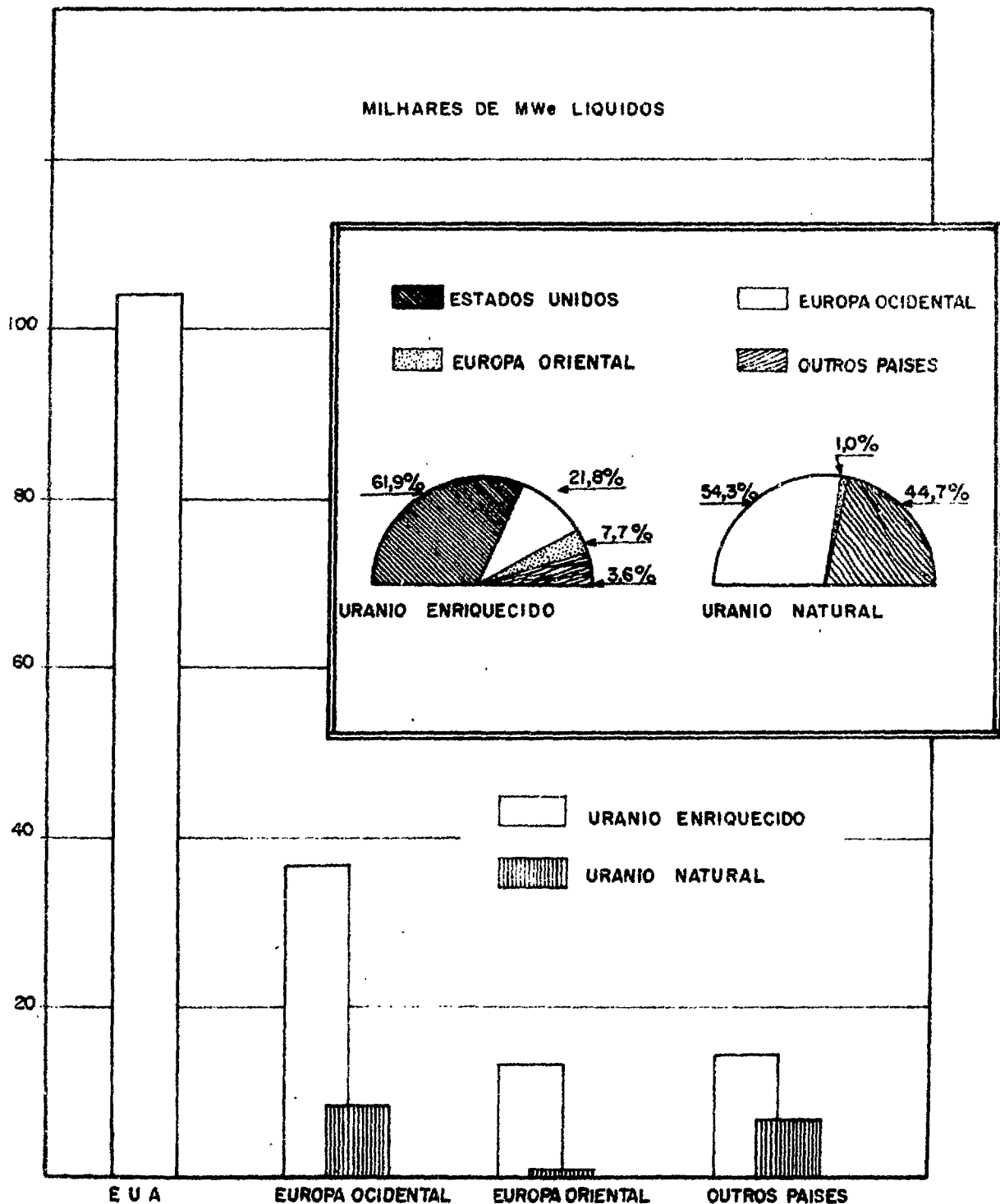


FIG. 2.2 POTENCIA NUCLEAR EM SERVIÇO EM CONSTRUÇÃO E PLANEJADA, ATE 31/12/72 SEGUNDO O TIPO DE COMBUSTIVEL UTILIZADO

Em resumo, tendo em vista o emprego atual e as potencialidades futuras do urânio enriquecido, justifica-se desenvolver uma atividade de programação e acompanhamento neste campo, com os fins de:

- a) Desenvolver a tecnologia do enriquecimento do urânio para que possam ser obtidos os serviços de enriquecimento a baixo custo;
- b) Calcular a demanda para ser determinado o esforço a ser despendido no desenvolvimento desta etapa do ciclo;
- c) Programar a implantação da novas usinas de enriquecimento que serão necessárias para atenderem à demanda.

2.5 - Consumo de Serviços de Enriquecimento

2.5.1 - Influência da operação da usina

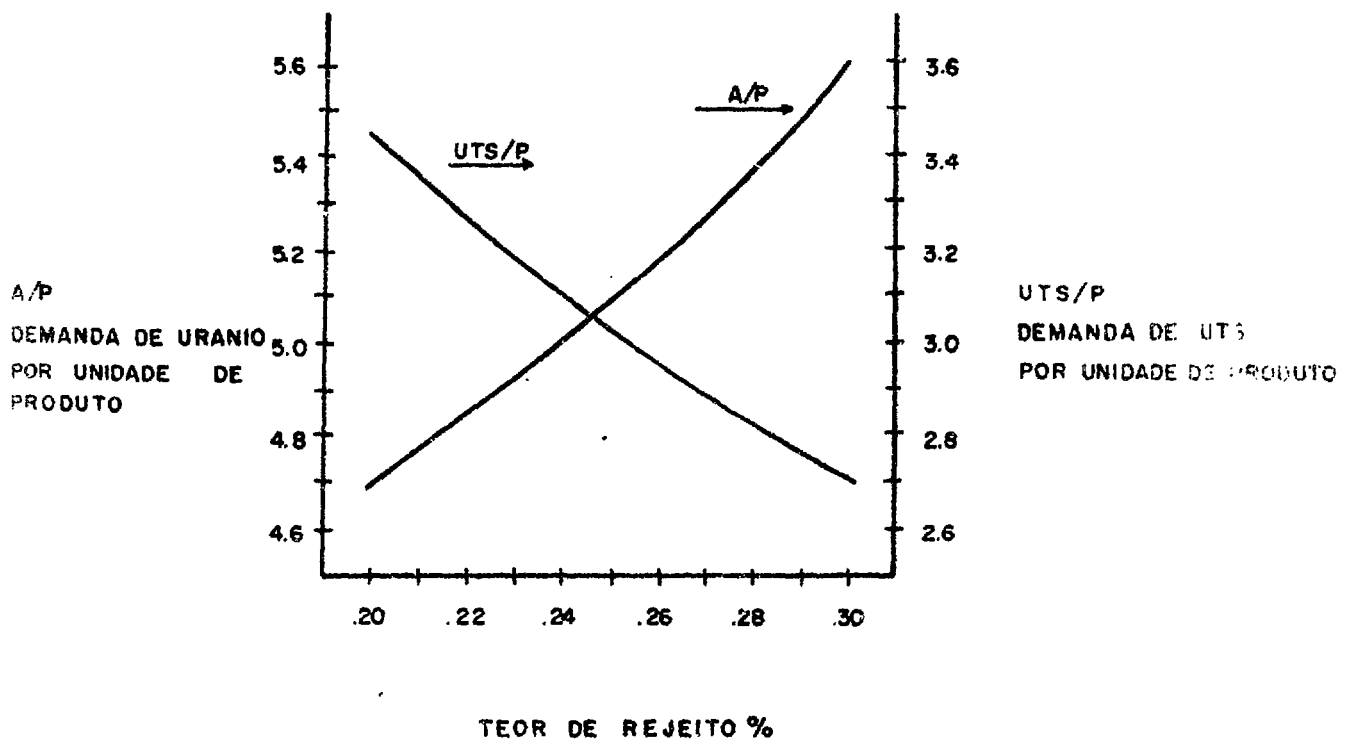
O cálculo do consumo de serviços de enriquecimento de urânio, isto é, da quantidade de trabalho de separação necessária para enriquecer o combustível nuclear vai depender das várias hipóteses e dos tipos de reatores considerados.

Um parâmetro que vai influenciar, sobremaneira, a demanda de urânio enriquecido, é o teor de rejeito das usinas de enriquecimento de urânio. Este parâmetro é uma hipótese básica para todos os programas de estratégias consideradas. Na produção de urânio enriquecido a um mesmo teor, a quantidade de trabalho de separação varia conforme o teor de rejeito da usina. Sendo assim, em todos os cálculos de demanda de UTS deve ser especificado o teor de rejeito considerado. Atualmente as usinas americanas funcionam a um teor de rejeito de 0,3%, mas as transações comerciais são feitas considerando o teor de rejeito de 0,2%. O cálculo deste valor é otimizado, como vai ser visto no capítulo 3. Sendo assim, no futuro, poderá haver uma variação deste valor.

A Figura 2.3 dá a variação da quantidade de UTS e de urânio natural necessário para produzir urânio enriquecido a 2,6% de U-235, em função do teor de rejeito. Com o aumento do teor de rejeito, há um aumento do consumo de urânio e uma diminuição da quantidade de UTS /49/. A tabela 2.5 dá os valores aproximados pelos quais as demandas de UTS e urânio na-

FIGURA 23

EFEITO DA MUDANÇA DO TEOR DE REJEITO NA DEMANDA DE URÂNIO NATURAL E UTS PARA PRODUZIR 1kg DE URÂNIO ENRIQUECIDO A 2.6% U235 / 50 /



tural devem ser multiplicadas no caso da mudança do teor de rejeito de 0,2%. Os valores precisos variam com o teor de enriquecimento. Os valores apresentados podem ser utilizados para teores de enriquecimento na faixa dos reatores PWR e BWR.

A mudança do teor de rejeito da usina, de 0,2% para 0,3% provoca uma redução de 20% na quantidade de trabalho de separação e um aumento de 20% na demanda de urânio natural. Na determinação do teor do rejeito, deve, então, existir um balanço entre a política de preços do urânio natural e a da unidade de trabalho de separação /50/.

TABELA 2.5

Variação do Consumo de U natural e do trabalho de separação com o teor de rejeito/49/

Teor de rejeito (% U-235)	Variação relativa do urânio de alimentação	Variação relativa do trabalho de separação
0,20	1,00	1,00
0,21	1,02	0,97
0,22	1,03	0,95
0,23	1,05	0,93
0,24	1,07	0,91
0,25	1,09	0,89
0,26	1,11	0,87
0,27	1,13	0,85
0,28	1,15	0,83
0,29	1,17	0,81
0,30	1,20	0,80

2.5.2 - Influência de uma central isolada

Uma nova central nuclear a ser construída é fornecida com uma carga completa de elementos combustíveis. A troca de elementos combustíveis, periodicamente, pode envolver uma pequena fração do número inicial de elementos combustíveis, como no caso dos reatores a gás, ou até 1/3 da carga inicial, como no caso dos reatores a água leve. Este modo de carregamento de elemento combustível acarreta uma demanda inicial maior às usinas de enriquecimento, seguida de uma demanda anual menor. A demanda de urânio natural e serviços de enriquecimento, para o núcleo inicial de vários reatores a água leve, é mostrada na

Figura 2.4 /14/. Os cálculos foram feitos considerando o teor de rejeito de 0,2%. A potência específica foi calculada considerando-se a potência térmica inicial do reator, e, em muitos casos, a potência específica real foi maior do que a indicada. Na Figura 2.4, a central Dresden, embora tenha uma menor potência específica em relação à central Oyster Creek, apresenta um menor consumo de combustível devido ao menor enriquecimento da central, que é de 1,5% enquanto que Oyster Creek é de 2,1%. O mesmo acontece para uma comparação entre San Onofre e Connecticut Yankee. A central Ginna tem uma baixa demanda inicial, não somente devido a maior potência específica, mas também ao uso de Zircaloy, como revestimento, que, sendo material menos absorvedor, permite um menor enriquecimento do combustível /51/.

O consumo de combustível, durante a vida da central, varia segundo o seu esquema de operação. Nas Figuras 2.5 e 2.6 vê-se a demanda anual para os reatores Yankee-Rowe e Dresden-I. As barras para cima do valor zero correspondem à demanda de serviços de enriquecimento, e para baixo correspondem a um crédito, devido à recuperação do combustível irradiado.

Com a evolução dos reatores nucleares tem havido uma redução no consumo de urânio enriquecido. A Tabela 2.6 contém dados de várias centrais em operação ou em construção. A carga de reposição foi calculada considerando a usina funcionando a 80% do fator de carga e levando em conta o crédito de combustível irradiado. Pode-se ver que as centrais ultimamente instaladas têm menor inventário de combustível inicial e consumo que as primeiras centrais que foram construídas. Essa redução foi conseguida devido:

- 1) à construção de unidades com maiores potências térmicas. A construção de centrais de grande porte acarreta menores fugas neutrônicas tornando possível a utilização de combustível com menor enriquecimento. Para compensar as fugas e ser mantida a mesma irradiação, os reatores de menor potência necessitam de um maior enriquecimento que os de maior potência. Comparando uma central de 600 MWe a uma de 1000 MWe o aumento do teor de enriquecimento para a central de 600 MWe é cerca de 0,07% nos BWR e 0,14% nos PWR /52, 53/;

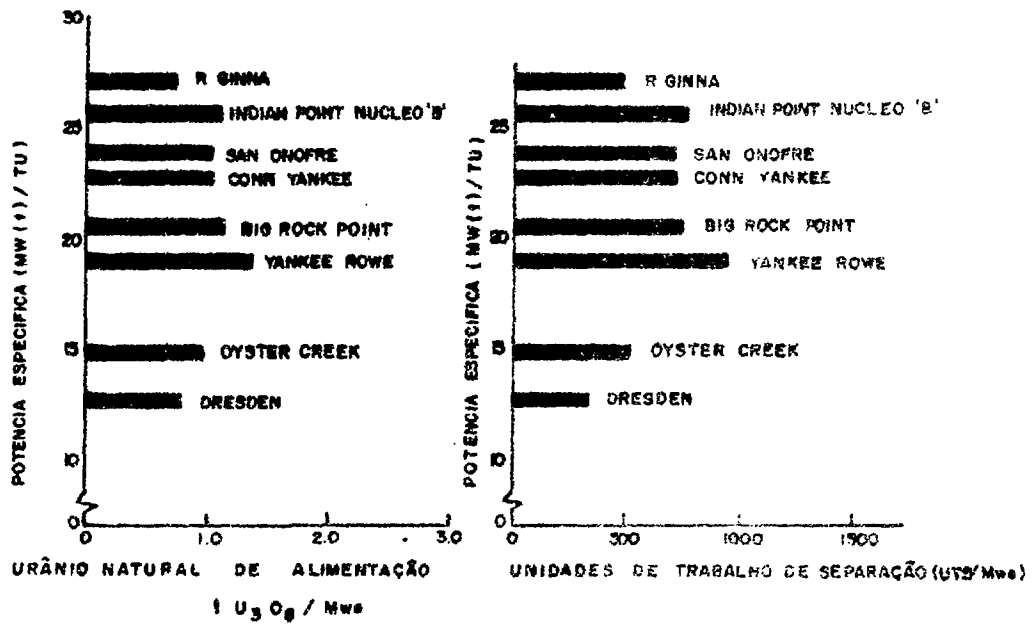


FIGURA. 2.4. DEMANDA DE URÂNIO NATURAL E UNIDADES DE TRABALHO DE SEPARAÇÃO PARA VÁRIOS REATORES A AGUA LEVE /51/

FIGURA 2.5. CONSUMO DE URÂNIO NATURAL E TRABALHO DE SEPARAÇÃO PARA O REATOR DRESDEN

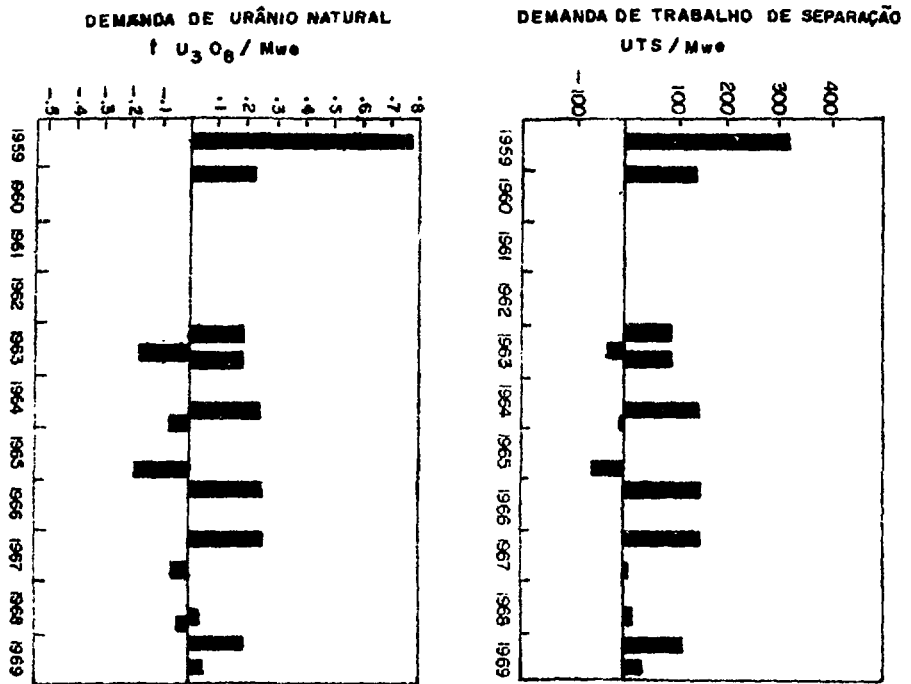


FIGURA 2.6. CONSUMO DE URÂNIO NATURAL E TRABALHO DE SEPARAÇÃO PARA O REATOR YANKEE

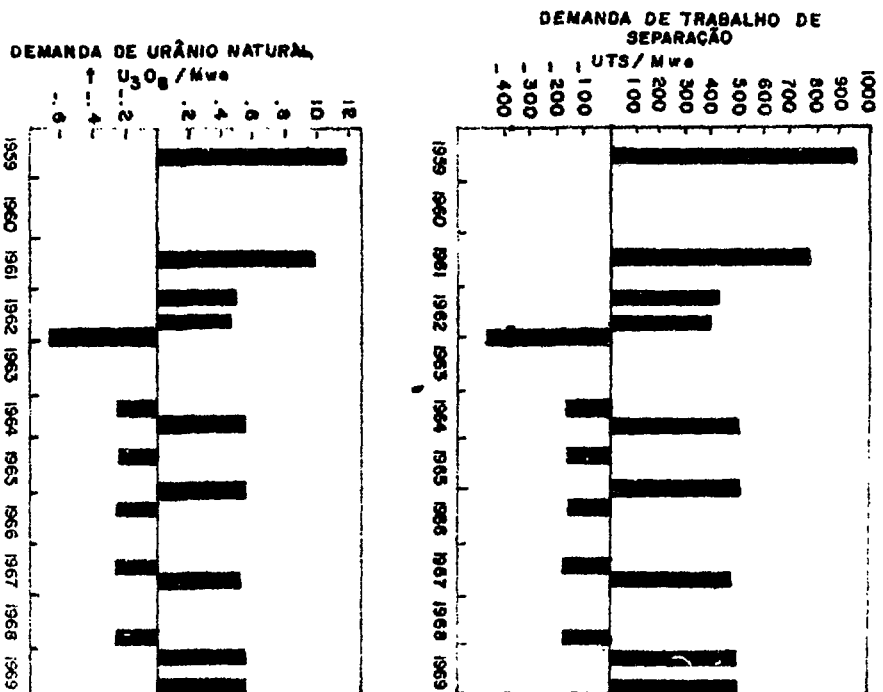


TABELA 2.6

DEMANDA DE URÂNIO NATURAL E TRABALHO DE SEPARAÇÃO PARA REATORES DE POTÊNCIA/51/

NOME DA CENTRAL	TIPO DO REATOR	FABRICANTE DATA DO CONTRATO	POTÊNCIA ESPECÍFICA MW(t)/tU	DEMANDA POR MWe			
				CARGA INICIAL		REPOSIÇÃO ^a	
				URÂNIO (t U ₃ O ₈)	TRABALHO DE SEPARAÇÃO (UTS)	URÂNIO (t U ₃ O ₈)	TRABALHO DE SEPARAÇÃO (UTS)
Dresden 1	BWR	GE 7/55	13.0	0,792	324	0,193 ^b	143 ^b
Dresden 2	BWR	GE 2/65	18.1	0,763	424	0,136	102
Pilgrim	BWR	GE 8/65	17.8	0,788	447	0,138	106
Quad-Cities 1	BWR	GE 4/66	17.9	0,771	430	0,142	107
Browns Ferry 1	BWR	GE 6/66	22.1	0,642	361	0,148	116
Peach Botton 2	BWR	GE 8/66	22.2	0,659	377	0,143	113
FitzPatrick	BWR	GE 12/68	22.3	0,623	358	0,133 ^b	106 ^b
Yankee	PWR	W 6/56	23.5	1,344	945	0,227 ^b	212 ^b
Turkey Point 3	PWR	W 11/65	32.1	0,525	321	0,161	133
Salem 1	PWR	W 8/66	37.7	0,497	323	0,156	131
Prairie Island 1	PWR	W 2/67	34.8	0,558	368	0,166	144
Kewaunee	PWR	W 2/67	34.3	0,577	382	0,161	138
Zion 1	PWR	W 2/67	37.5	0,490	316	0,169	138
Cook 1	PWR	W 7/67	37.7	0,485	313	0,151	125
Trojan	PWR	W 11/68	39.9	0,432	270	0,154	129
Maine Yankee	PWR	C 2/67	29.3	0,550	336	0,164	138
Calvert Cliffs 1	PWR	C 5/67	28.0	0,564	341	0,157	131
Oconee 2	PWR	B&W 7/66	31.8	0,509	318	0,142	119
Arkansas Nuclear One	PWR	B&W 4/67	30.4	0,539	339	0,140 ^b	116 ^b
Peach Botton 1	HTGR	GGA 11/58	68.6 ^c	1,264	1390	0,820 ^b	902 ^b
Fort St. Vrain	HTGR	GGA 3/65	41.2 ^c	0,714	785	0,148	163
HTGR, como proposta 1970	HTGR	GGA	68.5 ^c	0,440	484	0,124	137
AGR, 1968	AGR	UK	9.8	0,767	329	0,126	93

a - Operação a 80% do fator de carga

b - Primeiro ciclo, atual reposição, ao invés de informação do equilíbrio, mas ajustada no fator de carga de 80%

c - MW(t) por tonelada de urânio e tório.

- 2) ao aumento da potência específica que provocou uma melhor utilização do combustível;
- 3) á evolução dos materiais utilizados: o emprego de Zircaloy ao invés de aço inoxidável permitiu a utilização de menores enriquecimentos, devido à menor seção de choque de absorção do Zircaloy;
- 4) ao aumento da taxa de irradiação: o aumento da taxa de irradiação pode ser conseguida com um aumento do enriquecimento. A Figura 2.7 mostra o efeito do nível de irradiação na demanda de urânio natural e UTS. O maior enriquecimento inicial acarreta um aumento dos serviços de enriquecimento de urânio às usinas de difusão gasosa. Um aumento de 25%, por exemplo, da taxa de irradiação, diminui de apenas 1% a demanda de urânio natural, acarretando, no entanto, um aumento de 2% na demanda de UTS /51/.

2.5.3 - Consumo nas diversas linhas de reatores

A variação do consumo de serviços de enriquecimento nas diversas linhas de reatores é mostrada na tabela 2.7, tanto para a carga inicial como para carga de reposição após atingir o equilíbrio. Pode-se ver que os reatores a água são os maiores consumidores de serviços de enriquecimento. O consumo para a carga inicial, desses reatores, é próxima a dos HTGR, um pouco menor, mas o consumo anual é bem maior, o que acarreta uma maior demanda de serviços de enriquecimento nos programas de reatores a água leve /54/.

TABELA 2.7

Demanda de Urânio Natural e UTS para diversas linhas de reatores /54/.

TIPO DE REATOR	URÂNIO NATURAL		TRABALHO DE SEPARAÇÃO	
	Carga Inicial kgU/MW(e)	Carga Reposição kgU/MW(e)a	Carga Inicial UTS/MW(e)	Carga Reposição UTS/MW(e)a
LWR*	460	168	309	150
AGR	600	130	275	108
HTGR**	330	82	320	79
MAGNOX	477	271	-	-
HWR	131	111	-	-

* No caso de reatores a água leve considerou-se a implantação na proporção 37%/63%, BWR/PWR (teor de rejeito 0,2%).

REF/55/.

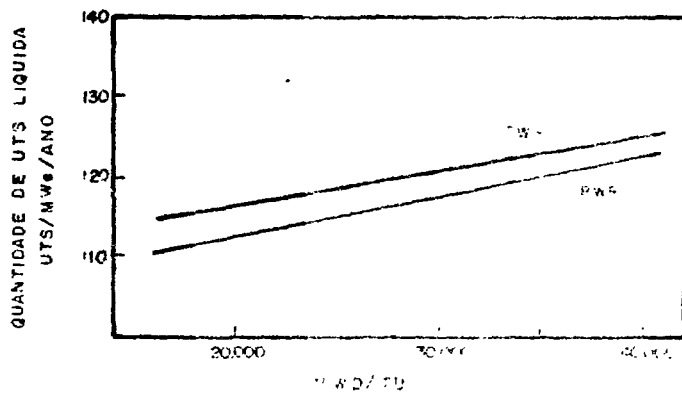
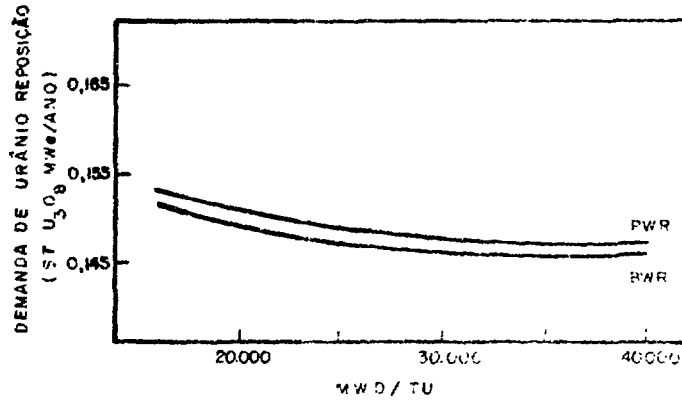


FIG. 2.7 EFEITO DO NIVEL DE ENRIQUECIMENTO NA DEMANDA DE UTS E URÂNIO NATURAL 15%

2.6 - Influência da Utilização do Plutônio

Dois programas atualmente em fase de desenvolvimento vão influenciar a demanda de urânio enriquecido:

- a) a utilização do plutônio em reatores térmicos (reciclagem);
- b) a utilização do plutônio em reatores rápidos.

Estes dois programas estão interligados e visam determinar a melhor utilização do plutônio produzido nos reatores térmicos. Uma tentativa de se tratar isoladamente cada um destes dois programas pode levar a uma solução menos econômica.

A reciclagem do plutônio já está tecnicamente assegurada, pelo menos nos reatores a água leve, devendo ser iniciada, nos EUA, a partir de 1974/51/. O plutônio seria utilizado como substituto do urânio. Várias possibilidades foram estudadas verificando-se as implicações econômicas decorrentes, tendo em vista as dificuldades e aumentos do custo do combustível nuclear devido aos problemas de fabricação de elemento combustível contendo plutônio. O principal problema da reciclagem é a determinação do acréscimo do custo de fabricação de elemento combustível e suas implicações econômicas, já que não existe nenhuma fábrica funcionando comercialmente.

Por outro lado, como os reatores rápidos ainda estão em desenvolvimento, a data de entrada para operação comercial destes reatores poderá sofrer atrasos, o que acarreta uma dificuldade na escolha entre os dois programas, que vai depender, ainda, da política adotada por cada país.

A reciclagem do plutônio, todavia, deverá ocorrer principalmente nos países em que existem estoques deste material e para os quais a estocagem do plutônio, para possível utilização em reatores rápidos, acarretaria altos encargos financeiros.

Estudos realizados na ASPED, considerando as várias alternativas de emprego de Pu, indicam que a reciclagem do Pu trará uma economia de cerca de 10 a 30% de serviços de enriquecimento de urânio natural. No entanto, uma redução considerável será obtida com a introdução de reatores rápidos /56/.

A título de referência será mostrada a influência destes dois programas na demanda de urânio enriquecido. A reciclagem do plutônio tem influência em uma central isolada reduzindo em parte o consumo de unidades de trabalho de separação necessária para enriquecer o combustível nuclear.

No entanto, é difícil de se estabelecer qual a redução na demanda de UTS durante a transição do ciclo até a reciclagem total do plutônio. Dependerá da gestão do combustível e deverá levar em conta alguns fatores como, por exemplo, o tempo que decorre entre a descarga do combustível irradiado e a utilização do Pu recuperado no reator /49, 51/. Tomando por base a reciclagem de todo Pu produzido em um reator, a quantidade produzida na primeira carga reduz de 1/5 a demanda de urânio enriquecido, havendo nas demais cargas um aumento na produção de Plutônio. Quando o equilíbrio é atingido, a quantidade de Plutônio descarregado em um reator é aproximadamente igual ao Plutônio carregado anteriormente. Neste ponto a redução da demanda de urânio chega a valores de 1/3 a 1/4 e a redução da demanda de unidades de trabalho de separação atinge a 1/3 se todo o Plutônio foi reciclado /51/. Entretanto, o emprego do Plutônio como combustível nos reatores rápidos tem uma influência mais significativa, no planejamento a longo prazo. Enquanto a reciclagem do Plutônio provoca uma redução na taxa de crescimento da demanda de serviços de enriquecimento, a introdução dos reatores rápidos super-regeneradores poderá provocar, no futuro, uma anulação da demanda que para o caso de escassez do urânio natural seria interessante /57/. A influência desses dois programas na demanda de urânio enriquecido será vista no capítulo 3.

3 - MERCADO DE URÂNIO ENRIQUECIDO

3.1 - Introdução

Uma política a considerar para o suprimento da demanda de urânio enriquecido para o programa nuclear brasileiro é a aquisição, no exterior, dos serviços de enriquecimento. A política atualmente adotada nos EUA quanto ao enriquecimento do urânio é o "ENRIQUECIMENTO TARIFADO". Com a utilização deste tipo de contrato, o urânio natural seria enviado às usinas de enriquecimento nos EUA onde a operação do enriquecimento seria realizada. Estas compras no exterior acarretariam uma considerável perda de divisas, visto que o enriquecimento é uma operação cara, e poderia haver o risco de um corte no fornecimento, já que o urânio enriquecido é um material estratégico.

No entanto, esta política poderá ser adotada, tendo em vista duas importantes características desta etapa do ciclo de combustível dos reatores a urânio enriquecido:

- dificuldades técnicas de implantação da indústria de enriquecimento de urânio, que emprega uma tecnologia difícil e exige um grande esforço industrial com o dispêndio de altos investimentos;

- uma demanda insuficiente para justificar a introdução desta etapa do ciclo, já que esta indústria é muito sensível à eco

nomia de escala, e, assim uma usina pequena acarretaria um preço alto dos serviços de enriquecimento do urânio, não podendo concorrer com o mercado internacional e onerando o custo da energia gerada, com reflexos negativos evidentes em toda a economia.

O Brasil está iniciando agora o seu programa de implantação de centrais nucleares. Estudos vêm sendo realizados para implantação do ciclo do combustível no País. Os estudos dos problemas de implantação de usinas de enriquecimento no País estão em fase inicial. Tendo em vista que no início no nosso programa nuclear será necessária a compra de serviços de enriquecimento no exterior, procurar-se-á levantar a viabilidade de suprimento da nossa demanda a partir de contratos no exterior.

Primeiramente, deve-se estabelecer qual a demanda mundial de urânio enriquecido, e quais os programas em curso que estão sendo desenvolvidos para atender a esta demanda, procurando-se determinar a viabilidade de atendimento do mercado brasileiro a partir do fornecimento externo. Em seguida será discutido o preço atual dos serviços de enriquecimento do urânio e quais as perspectivas futuras. Finalmente, serão determinadas a possibilidade e as modalidades de contratos no exterior e a segurança que haverá quanto à cobertura da demanda.

3.2 - Demanda de Urânio Enriquecido

3.2.1 - Introdução

A determinação da demanda de urânio enriquecido é um problema básico para o estabelecimento de uma política quanto ao abastecimento deste material. A hipótese básica para o cálculo da demanda de trabalho de separação é a escolha dos tipos de reatores que formarão o programa nuclear. Deve-se, a partir daí, determinar as características individuais de cada tipo de reator que será utilizado. Isto requer uma análise detalhada das características destes reatores, envolvendo estudos de programas em desenvolvimento que darão as hipóteses a serem utilizadas.

A partir destes dados iniciais devem ser feitos estudos de estratégias de reatores procurando-se levar em consideração as diversas alternativas. Somente após um estudo detalhado seria razoável a tomada de decisão, na tentativa da escolha de uma solução ótima.

Esses estudos têm sido realizados em todo mundo, numa tentativa de determinar a demanda mundial de serviços de enriquecimento para atender aos programas nucleares. A determinação da demanda mundial deve ser levantada não somente devido à necessidade de acordos internacionais para construção de usinas, como também às características do suprimento atual, que é realizado por uma única fonte, o que obriga a determinação da futura disponibilidade de serviços de enriquecimento. No entanto, o estudo de estratégias mundiais são difíceis e, neste trabalho, seria inconcebível tentar levantar a demanda mundial.

Diante das dificuldades resumir-se-á os principais estudos já existentes e que procuram determinar a demanda de serviços de enriquecimento de urânio. A partir desta análise verificar-se-á o saldo disponível para o programa nuclear brasileiro.

3.2.2 - Demanda de urânio enriquecido nos EUA

A demanda de urânio enriquecido dos EUA vai influenciar decisivamente a demanda mundial. Atualmente, os EUA são o país com a maior capacidade nuclear instalada (10.000 MWe em dez. 1971), tendo ainda o maior programa de implantação de centrais nucleares. A linha de reatores utilizada nos EUA é a de reatores a água leve e urânio enriquecido. Estes reatores, devido ao alto desenvolvimento tecnológico, têm maior aplicação em todo mundo, e, no futuro, poderemos considerar certa sua aplicação em programas nucleares.

A fim de determinar a evolução futura de seu parque nuclear, nos EUA são realizados continuamente estudos de estratégias, sofrendo a demanda nuclear uma evolução constante.

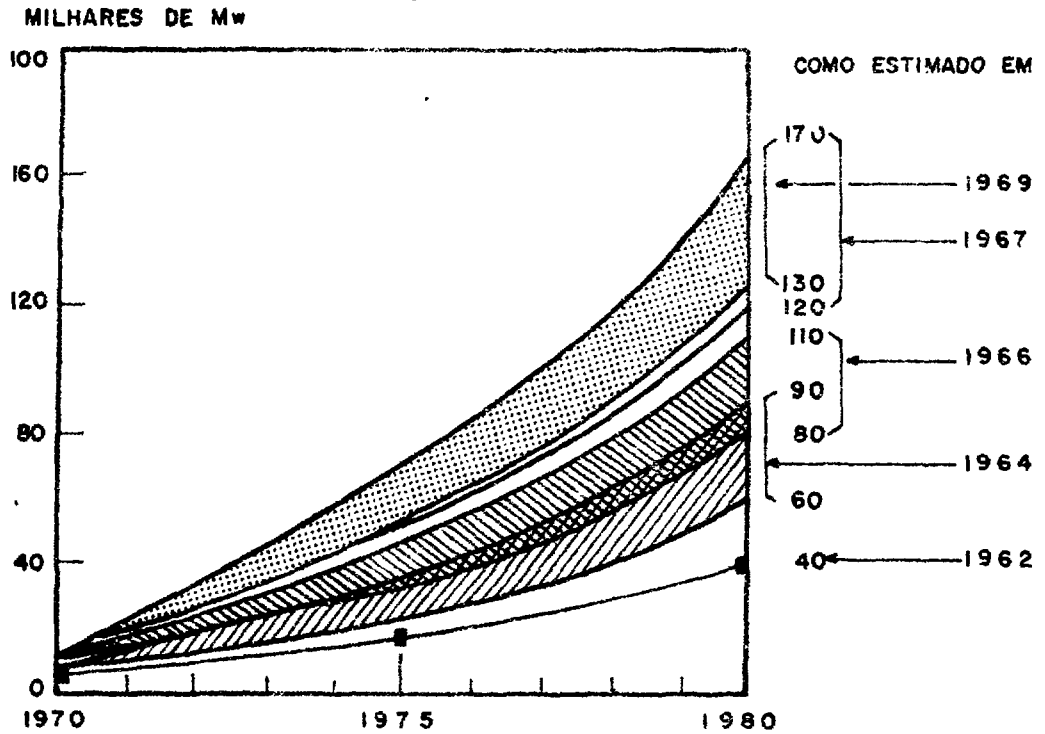


FIGURA 3.1. ESTIMATIVA DE CRESCIMENTOS DA DEMANDA NUCLEAR NOS EUA

A Fig. 3.1 mostra a evolução das previsões de potência nuclear nos EUA. Vê-se que em 1962 previa-se que a potência nuclear, instalada em 1980, seria de 40.000 MWe, enquanto as estimativas atuais indicam 130.000 a 170.000 MWe. O "status" da potência nuclear nos EUA em 31/12/71 tinha as seguintes características:

Tabela 3.1 /59/
Potência Nuclear nos EUA em 31/12/71

Nº de Centrais	MWe
23 operativas	10.007,0
54 em construção	45.774,0
57 encomendadas	56.702,0
134 Potenciais	112.503,0

Conclui-se da tabela 3.1 que, no máximo até 1976/1977, será de 100.000 MWe a potência das centrais nucleares em operação, confirmando as últimas previsões feitas.

Cálculos da demanda de urânio enriquecido, correspondentes a este parque nuclear em crescimento, têm sido desenvolvidos nos EUA. Estes estudos visam não somente determinar a demanda interna como também, procuram determinar a demanda mundial. De fato, devido ao monopólio do mercado atualmente em suas mãos, vários estudos estão sendo realizados com o objetivo de demonstrar quais programas poderão ser atendidos pela produção americana.

Os resultados dos estudos americanos referentes à demanda interna estão indicados na tabela 3.2. As principais hipóteses utilizadas estão relacionadas a seguir:

Admite-se que, em 1980, a potência nuclear mais provável, formada inteiramente de reatores a água leve, seja 150.000 MWe /49/.

Consideram-se duas hipóteses com relação a política de emprego do Plutônio que afeta a demanda de urânio enriquecido:

- 1) sem reciclagem do Pu
- 2) com reciclagem do Pu

Detalhes sobre a problemática técnico-econômica da reciclagem do Pu podem ser vistos em outro trabalho da ASPED/56/. Contudo, para fins de referência, dá-se a produção de Pu recuperada anualmente nos EUA (Tabela 3.3).

Na determinação de influência da reciclagem, várias hipóteses devem ser feitas, considerando o tempo que decorre desde a formação do Plutônio até a sua utilização como combustível nuclear, a quantidade produzida nos reatores e principalmente a data de início da reciclagem. A sua influência na demanda de urânio enriquecido será sensível. No entanto, deve-se considerar que a reciclagem do Plutônio irá substituir somente em parte o urânio enriquecido. Em consequência, a demanda de urânio enriquecido continuará a crescer como se vê na tabela 3.2. Em 1985, a redução da demanda de serviços de enriquecimento, devido à reciclagem, será da ordem de $7,0 \times 10^6$ UTS/ano. Isto representa a redução de 20% da demanda ou uma usina de grande porte equivalente a, aproximadamente, $1/3$ da capacidade atual instalada nos EUA.

TABELA 3.2

Estimativas da demanda líquida de Combustível
para Reatores nos EUA /49/

Ano	Demanda de UTS (.10 ⁶ UTS)		Demanda de U ₃ O ₈ (.10 ³ t)	
	Com Rec.Pu	Sem Rec.Pu	Com Rec.Pu	Sem Rec.Pu
71	3,2	3,2	6,3	6,3
72	4,4	4,4	9,3	9,3
73	6,8	6,9	12,7	12,8
74	8,9	9,1	15,1	15,7
75	10,5	11,0	16,7	17,6
76	11,7	12,5	19,1	20,5
77	14,1	15,3	22,1	23,8
78	16,0	17,5	25,9	27,8
79	19,2	20,9	28,8	31,2
80	20,5	22,7	31,2	35,0
81	22,9	26,7	35,6	40,7
82	26,5	30,8	40,2	46,0
83	29,6	34,7	44,5	51,4
84	33,4	39,2	48,9	56,8
85	37,4	44,0	53,8	62,1

TABELA 3.3

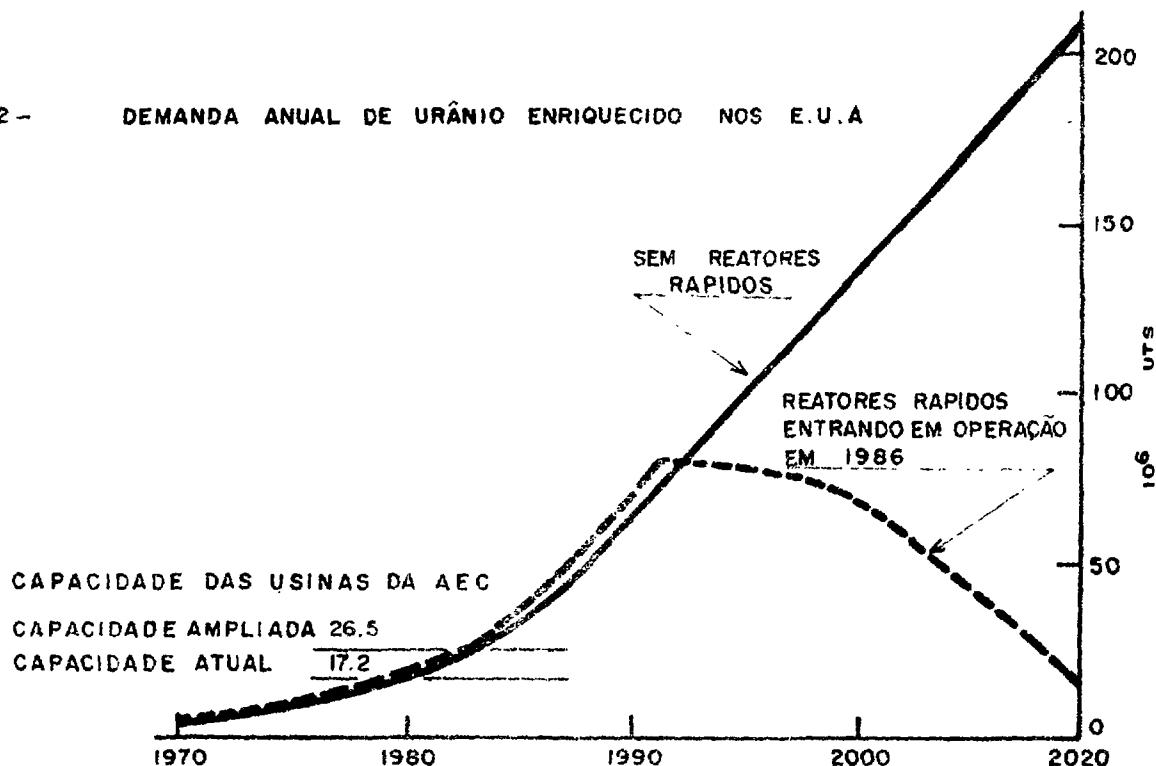
Recuperação do Plutônio nos Reatores Nucleares /49/

ANO	Kg de Pu físsil recuperado por ano	
	Estados Unidos	Resto do mundo ocidental
1971	400	3.500
1972	500	3.800
1973	900	4.000
1974	2.100	4.500
1975	4.000	5.500
1976	6.400	6.700
1977	8.900	8.400
1978	10.800	10.600
1979	12.400	12.900
1980	15.600	16.200
1981	19.300	19.800
1982	22.500	23.800
1983	27.400	27.600
1984	32.300	32.200
1985	37.100	37.400

Os resultados na Tabela 3.2 indicam que a demanda de serviços de enriquecimento nos EUA deverá atingir valores entre 20 e 23×10^6 UTS/ano em 1980 e 37 a 44×10^6 UTS/ano em 1985. Nestes resultados considerou-se o teor de rejeito das usinas de enriquecimento 0,2% e não se considerou a entrada dos reatores rápidos porque ela está prevista para 1986, não havendo influência no horizonte estudado. O interesse atual de estudar a médio prazo, procurando definir a demanda nesta década e nos meados da próxima, é devido à necessidade de estabelecer-se uma política para atender ao crescimento atual da demanda. Os programas atuais visam principalmente a determinação da entrada de novas usinas, ainda nesta década, no mercado.

Por outro lado, uma pergunta que se faz, é até quanto vai continuar crescendo a demanda de urânio enriquecido. Sabe-se que com a entrada dos reatores rápidos haverá um decréscimo na taxa de introdução dos reatores térmicos, até a substituição total destes reatores por aqueles.

FIGURA 3.2 - DEMANDA ANUAL DE URÂNIO ENRIQUECIDO NOS E.U.A



A Figura 3.2 mostra o crescimento da demanda anual de serviços de enriquecimento nos EUA, levando em conta duas alternativas /69/.

- 1) sem reatores rápidos
- 2) considerando a introdução de reatores rápidos em 1986.

Vê-se que no primeiro caso há um crescimento contínuo da demanda, devendo a demanda anual atingir no ano 2000, só nos EUA, a valores superiores a 140×10^6 UTS/ano.

No segundo caso, haverá um crescimento da demanda na década dos 80 e mesmo depois da entrada dos reatores rápidos, ainda continuará o crescimento da demanda. No início

da década dos 90 haverá uma estabilização para haver uma redução no final do século. O pico da demanda americana deverá ocorrer no início da década dos 90. Atingirá a valores da ordem de 50×10^6 UTS/ano a mais do que a capacidade americana, considerando os programas CIP (Programa de Melhoria da Cascata) e CUP (Programa de Aumento de Potência das Usinas).

Pode-se ver que haverá necessidade de grandes programas neste campo, com o investimento de largas somas de capital. Somente os EUA terão de triplicar a sua produção para atender à sua demanda até a década dos 90.

3.2.3 - Demanda de urânio enriquecido na Europa

O programa de instalação de centrais nucleares na Europa tem crescido sensivelmente. Países que utilizavam a linha de urânio natural têm passado a utilizar cada vez mais a tecnologia dos reatores a urânio enriquecido. A Inglaterra chegou à conclusão que qualquer linha de reatores térmicos por ela utilizada, no futuro, deverá empregar urânio enriquecido /36/. Do mesmo modo, a França abandonou a linha a urânio natural em favor da tecnologia americana de água leve, prevendo-se a instalação de 8.000 MWe no período 1971/1975. Este programa já foi iniciado, com a encomenda da Central Fessenheim em fins de 1970, tendo já a EDF autorização de tratar mais 3 unidades até fins de 1972 /62/.

Os programas de centrais a urânio enriquecido têm obrigado a que, independentemente, quase todos os países da Europa procurem determinar a sua demanda de urânio enriquecido. No entanto, para uma idéia global, levou-se em consideração, principalmente os estudos que vêm sendo realizados por instituições Européias.

Desde 1966 um grupo de trabalho, da FORATOM*, vem realizando estudos sobre o enriquecimento do urânio na Europa. O grupo de trabalho, EUE (Enriquecimento de Urânio na Europa) elaborou um programa sobre o enriquecimento do urânio na Europa. Este relatório, aprovado unanimemente pela direção da FORATOM, indica os passos a serem tomados até 1972 para a construção de uma usina na Europa /9/.

*FORATOM - Países que a compõem: Bélgica, Dinamarca, Alemanha, Espanha, França, Itália, Luxemburgo, Países Baixos, Noruega, Austria, Portugal, Suíça, Finlândia, Suécia, Inglaterra.

Os dados enviados pelos países membros da Foratom indicaram que a demanda de urânio enriquecido, na Europa (incluindo uma quantidade possível de exportação para outros países não Europeus), deverá atingir aos valores dados na tabela 3.4.

Tabela 3.4
Demanda de Urânio Enriquecido, na Europa /9/
(até 6%)

ANO	10 ⁶ UTS/ano
1975	4,4 a 7,4
1980	9,0 a 15,8
1985	12,3 a 24,0
1990	13,8 a 28,0

A faixa de variação da demanda é bem grande mostrando as várias incertezas quanto aos programas futuros. A demanda nesta década já é apreciável e justifica a construção de uma usina.

Por outro lado, a EURATOM* publicou, em 1969, um relatório sobre o enriquecimento do urânio na Europa. A demanda, de trabalho de separação foi baseada em vários programas de estratégia nuclear. Para a demanda de energia elétrica de origem nuclear foi considerado o programa indicativo em 1966 que previa:

Tabela 3.5
Demanda de Energia Nuclear nos Países Membros da EURATOM/63

ANO	MWe INSTALADOS
1970	4.000
1975	17.000
1980	40.000

Todavia, devido às perspectivas econômicas da energia nuclear, em 1967, houve uma modificação prevendo-se o valor de 60.000 MWe em 1980. O grupo de trabalho calculou a de-

* EURATOM - Bélgica, Alemanha, França, Itália, Luxemburgo, Holanda

manda de serviços de enriquecimento para as duas alternativas de implantação nuclear. Na escolha dos tipos de reatores levaram em consideração as principais evoluções nos tipos de reatores que poderiam ser previstas. Três foram as alternativas consideradas para os reatores a serem instalados a partir de 1973:

- Todos os reatores seriam a água leve, 50% BWR, 50% PWR;
- Entrada de conversores avançados tipo HWR;
- Entrada de conversores avançados tipo HTGR.

Em todas as estratégias foram consideradas duas datas possíveis para entrada de reatores rápidos, 1980 e 1985.

Os resultados encontrados podem ser vistos na Tabela 3.6.

TABELA 3.6

Demanda anual de trabalho de separação da comunidade
Européia /63/
(. 10^6 UTS)

Ano	Modelo	Reatores a água leve. Reatores rápidos a partir de:		Reatores a água leve. Reatores a alta temperatura e reatores rápidos a partir de:		Reatores a água leve. Reatores a água pesada e reatores rápidos a partir de:	
		1980	1985	1980	1985	1980	1985
1) Projeção de 40.000 MWe em 1980							
1974		2,2		2,1		2,0	
1977		3,9		3,5		3,1	
1980		5,8	6,1	5,1	5,5	3,8	4,3
1983		8,4	9,1	7,1	7,7	4,3	5,3
2) Projeção de 60.000 MWe em 1980							
1974		3,0		2,9		2,7	
1977		5,6		5,3		4,5	
1980		8,6	9,0	7,6	8,2	5,7	6,3
1983		12,4	13,2	10,5	11,6	6,7	7,9

Vê-se, então, que só a comunidade européia tem uma demanda que pode variar de 4,0 a 9,0 x 10^6 UTS/ano em 1980, o que é um pouco menos da metade da capacidade atual ins-

talada nos EUA. Esta capacidade já é suficiente para justificar a construção de uma usina de enriquecimento. Programas já têm sido desenvolvidos visando a possibilidade de realização de acordos para a construção de usinas para atender, pelo menos em parte, à demanda Européia /64, 65/.

3.2.4 - Demanda de urânio enriquecido, no Japão /66, 67, 68, 69/

O Japão já apresenta, nesta década, um programa maciço de implantação de usinas nucleares. Suas fontes hidráulicas estão esgotadas. As térmicas convencionais têm grande aplicação, mas devido ao aumento do custo do óleo e à necessidade de se conseguir uma diversificação das fontes de geração de energia, um programa de implantação de centrais nucleares está em planejamento. A energia nuclear não só acarreta para o Japão, menor perda de divisas, como pode, no futuro, torná-lo menos dependente do fornecimento de combustível pelo exterior, devido à possibilidade de entrada de reatores rápidos no sistema.

Em março de 1971 existiam 4 centrais em funcionamento no Japão totalizando 1.323 MWe. A previsão do crescimento da demanda nuclear prevista para o Japão é dada na Tabela 3.7.

TABELA 3.7

Previsão do crescimento da Energia Nuclear no Japão /66/.

ANO	POTÊNCIA MWe
1980	27.000
1985	30.000 a 40.000
1990	110.000
2000	220.000

Com este rápido crescimento da energia nuclear, será necessária a importação de grandes quantidades de urânio natural e urânio enriquecido. O Japão precisa estabelecer, urgentemente, fontes próprias das várias etapas do ciclo de combustível, inclusive enriquecimento.

A curto prazo, prevê o Japão a instalação de reatores a água leve, e o urânio enriquecido é de vital importância, requerendo uma solução urgente. A situação internacional neste campo não está definida e o Japão vem tentando tomar uma decisão do ponto de vista internacional para assegurar o fornecimento deste material. Previsões da demanda de urânio enriquecido no Japão são mostrados na Tabela 3.8. Duas hipóteses são admitidas nas previsões japonesas:

- 1) Introdução de reatores a água leve e de reatores rápidos a partir de 1986.
- 2) Introdução de reatores a água leve e de reatores conversores avançados a partir de 1981 e de reatores rápidos a partir de 1986.

TABELA 3.8

Demanda de serviços de enriquecimento no Japão /69/
(. 10⁶ UTS)

	CASO I	CASO II (variando a proporção de ATR)		
	LWR	10% ATR	30% ATR	50% ATR
Anual				
1980	5	4	4	4
1990	14	13	10	8
2000	15	14	11	9
Acumulada				
1980	26	25	24	23
1990	120	110	99	87
2000	280	260	220	180

Conclui-se que até o fim desta década o Japão já tenha uma demanda suficiente para a construção de uma usina de enriquecimento própria. Mesmo considerando a entrada dos ATR, a influência é pequena, só sendo sensível na década dos 90, o que não muda as perspectivas de introdução de usinas de enriquecimento somente para atender à sua demanda. Visando esta implantação, os estudos japoneses estão em fase avançada, e conversações, principalmente com os EUA, Canadá e Austrália, com o intuito de construção de usinas multinacionais, estão em curso.

Vê-se, também, que na década dos 90 a demanda deve estar estabilizada devido à entrada dos reatores rápidos, em todas as alternativas consideradas. Pode-se, por outro lado, verificar que somente a introdução maciça de HTGR, isto é, na maior taxa de implantação (50%), produzirá uma redução apreciável na demanda de urânio enriquecido, isto é, haverá uma redução de 40% na demanda anual de serviços de enriquecimento de urânio.

3.2.5 - Demanda de urânio enriquecido, no mundo

A demanda mundial de urânio enriquecido, a curto prazo, está dividida principalmente em três grandes blocos: os EUA, que possuem a maior demanda de serviços de enriquecimento, a Europa como um todo, e o Japão, isoladamente, devido ao grande programa nuclear em curso. A demanda nuclear nestes 3 países deverá atingir os valores da tabela 3.9 que sintetizam os números obtidos nos parágrafos anteriores.

TABELA 3.9
Demanda de UTS no mundo
(. 10⁶ UTS)

ANO	1980	1985	1990	2000
EUA	20 / 22	37 / 44	~80	~70
EUROPA	9 / 15,8	12 / 24	13 / 28	-
JAPÃO	4 / 5	~9 *	8 / 14	9 / 15

* REF / 66 / 1 /

Os EUA, a Europa e o Japão têm um maior programa a ser realizado neste campo.

No resto do mundo (exceto Rússia e China), a demanda de urânio enriquecido não está bastante definida. A demanda de energia nuclear, no entanto, tem crescido em todo mundo. A Figura 3.3 mostra a evolução da capacidade nuclear a ser instalada no mundo até 1985, segundo as previsões americanas.

Com o aumento da demanda nuclear, que é em sua maior parte suprida por reatores a água leve que utilizam urânio enriquecido, pode-se prever nesta década e na próxima o crescimento da demanda de serviços de enriquecimento de urânio.

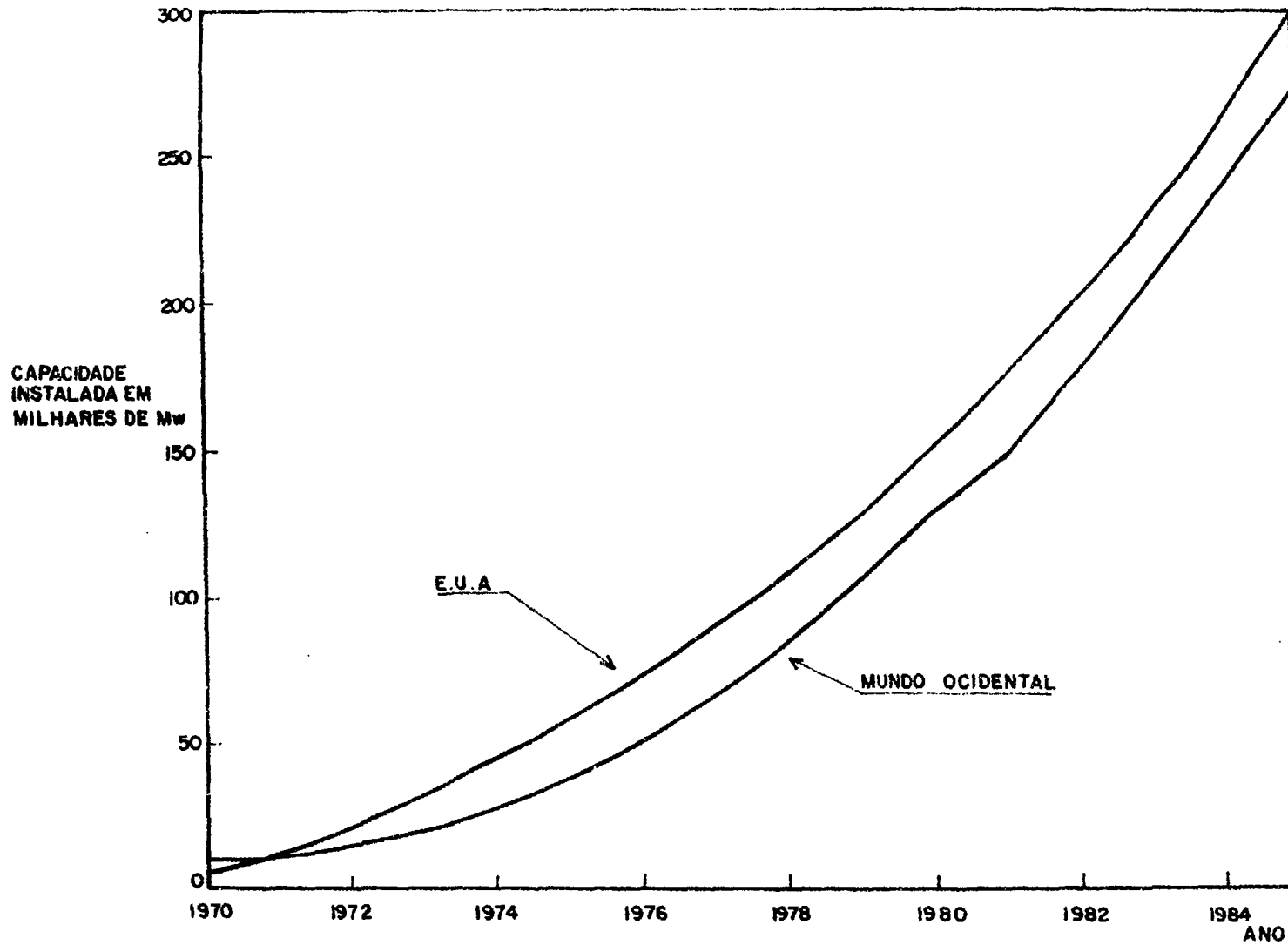


FIGURA.3.3 - PREVISÕES DE CRESCIMENTO DE POTENCIA NUCLEAR

Devido à utilização dos reatores a água leve, quase todos os países estão interessados em programas de enriquecimento de urânio. As principais potências que necessitam mais urgentemente de urânio enriquecido, no entanto, estão mais preocupadas com os programas a médio prazo, na tentativa de determinarem a data de entrada de uma nova usina de enriquecimento.

Os estudos realizados independentemente têm-se mostrado coerentes, chegando-se à conclusão que até o fim desta década haverá necessidade de uma ou mais usinas de enriquecimento, para atender à demanda que deverá atingir 35 a 45×10^6 UTS/ano em 1980.

Os americanos têm realizado vários estudos para determinação da demanda mundial de urânio enriquecido. Isto, no intuito de determinar o programa de operação ótimo de suas usinas levando em conta o mercado em potencial. O programa de implantação de centrais nucleares, estabelecido pelos americanos e que será atendido por usinas americanas, considera 100.000 MWe em 1980 e 240.000 MWe em 1985 a potência nuclear instalada de centrais a urânio enriquecido, fora dos EUA/49/.

Estas previsões acarretam uma demanda de unidades de trabalho de separação que está dada na Tabela 3.10.

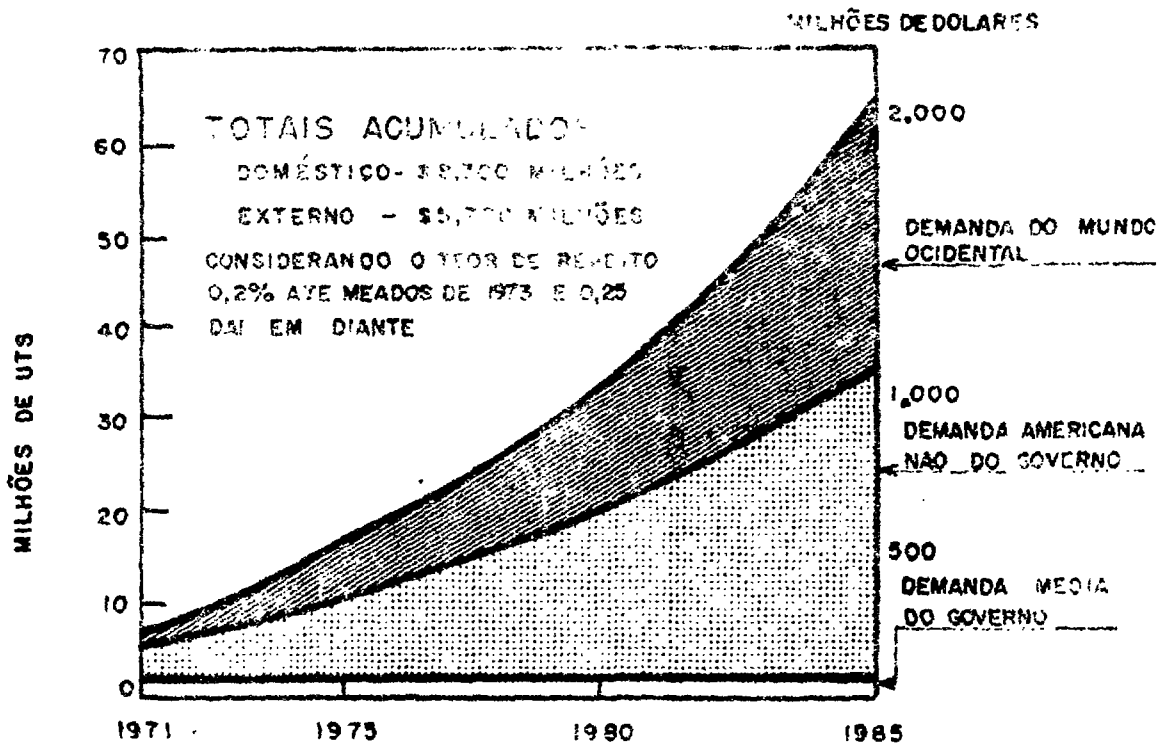
Na Figura 3.3A é mostrada as previsões publicadas, pela USAEC, da demanda de unidades de trabalho de separação até 1985, tanto para os EUA, como para o mundo ocidental. Os custos estão estimados em \$ 32/UTS. Esta demanda foi calculada considerando a reciclagem do Pu. As estimativas incluem a França e Inglaterra, que terão provavelmente capacidades próprias /60/.

TABELA 3.10

Estimativas da demanda de UTS para reatores fora dos EUA e estimativas da parcela que vai ser suprida por fontes americanas /49/.

ANO	Demanda de UTS (.10 ⁶ UTS)		Parte suprida pelos EUA (.10 ⁶ UTS)	
	Com Rec.Pu	Sem Rec.Pu	Com Rec.Pu	Sem Rec.Pu
1971	1,9	1,9	1,7	1,7
1972	2,2	2,2	1,6	1,6
1973	2,4	2,5	1,9	2,0
1974	4,8	4,9	4,2	4,3
1975	6,0	6,1	5,0	5,2
1976	7,4	7,5	5,8	5,9
1977	10,5	10,8	8,3	8,6
1978	11,8	12,2	9,0	9,4
1979	13,1	13,8	9,6	10,2
1980	14,8	15,9	10,5	11,4
1981	19,2	20,7	13,3	14,6
1982	21,7	23,7	14,3	15,8
1983	25,3	27,8	15,9	17,7
1984	27,9	31,1	16,4	18,6
1985	33,3	37,0	18,4	20,8

FIGURA 3.3.A DEMANDA ANUAL DE URÂNIO ENRIQUECIDO



Os programas atualmente desenvolvidos nos EUA consideram que a parcela não coberta pela produção americana deverá variar de 5% em 1975 devendo atingir 35% em 1985. Neste programa não se considerou a demanda nuclear inglesa que é coberta por produção própria.

TABELA 3.11

Percentagem da demanda que será suprida por fontes não americanas /49/

ANO	Percentagem %
1975	5,0
1976	6,2
1977	7,8
1978	9,8
1979	12,2
1980	15,0
1981	18,2
1982	21,8
1983	25,8
1984	30,2
1985	35,0

A Tabela 3.11 mostra a percentagem anual que será suprida por fontes não americanas no período 1975 a 1985.

Dentro do programa a longo prazo pode-se verificar que há uma especulação quanto ao desenvolvimento de dois programas: a reciclagem do Plutônio, e a entrada dos reatores rápidos. A reciclagem do plutônio irá reduzir sensivelmente a demanda, provocando uma diminuição da taxa de crescimento, enquanto a entrada dos reatores rápidos causará uma estabilização e uma posterior redução na demanda futura de serviços de enriquecimento. Generalizando o programa americano pode-se concluir que a demanda de urânio enriquecido deverá atingir um máximo no início da década dos 90 para, a partir daí, haver uma estabilização e uma redução no final do século e início do próximo, isto levando em consideração a hipótese de que os reatores rápidos estejam provados e em operação comercial, a partir dos meados da década dos 80.

3.3 - Produção de Urânio Enriquecido

3.3.1 - Introdução

Atualmente atravessa-se uma fase crítica, cheia de incertezas para uma tomada de decisão quanto aos programas de enriquecimento de urânio. Visando o atendimento da demanda, vários programas vêm sendo desenvolvidos, para instalação de novas usinas no mercado.

Pode-se dizer que, do ponto de vista prático, atualmente, a produção mundial é concentrada nos EUA que possuem três usinas de grande porte que atendem à demanda existente no mundo ocidental, tendo condições para atendê-la por vários anos. Estudos vêm sendo constantemente realizados no sentido de determinar um programa de operação ótimo destas usinas, para atender à demanda mais provável. Estes programas utilizam ao máximo a atual capacidade americana e indicam a data mais provável para a instalação de novas usinas.

Além dos EUA, a França e a Inglaterra possuem igualmente usinas de enriquecimento de urânio que utilizam a tecnologia da difusão gasosa. A Inglaterra pode ser considerada auto-suficiente, o mesmo não se podendo dizer da França.

Devem ser lembradas, ainda, as usinas de enriquecimento, da Rússia e da China, sobre as quais não há informações publicadas. No entanto, com a tentativa da Rússia, de entrar no mercado internacional, em 1971, novas perspectivas aparecem com a possibilidade da utilização de novas capacidades já instaladas para atenderem ao mercado mundial /70/. Em 1970 a Rússia já tinha tentado um acordo de enriquecimento tarifado com a Suécia e que não se concretizou /71/.

Vários programas importantes vêm sendo realizados. O mais real é o acordo "Tripartite" que visa a construção de usinas utilizando-se a tecnologia de ultracentrífugas. Por outro lado, há uma tentativa de realização de acordos internacionais para a construção de usinas de difusão gasosa, e, se possível, utilizando-se a tecnologia americana. A Europa criou um grupo "Capacidade de urânio enriquecido da Comunidade" para elaborar a política a ser seguida com o intuito de construção de usinas para atender à demanda dos reatores que serão encomendados pela comunidade a partir de 1974/72/.

Atualmente, em todo mundo, esperam-se os resultados das investigações sobre ultracentrífugas. Os programas atuais são mais de acompanhamento do desenvolvimento tecnológico visando uma tomada de decisão para as usinas a serem construídas na década de 80. Nesta década, no entanto, é segura a utilização da difusão gasosa. Além dos EUA, a Inglaterra, a França, a Holanda, a Alemanha e o Japão têm programas concretos de instalação de usinas. Não deve ser esquecida a África do Sul que afirma desenvolver trabalhos independentes (secretos) em um importante e novo método de enriquecimento de urânio /73/.

3.3.2 - Produção nos EUA

3.3.2.1 - Histórico

Durante a segunda guerra mundial o problema do enriquecimento do urânio foi sistematicamente abordado nos EUA. Várias dificuldades encontradas quase provocaram o abandono do projeto, mas um esforço conjugado dos métodos da difusão gasosa, térmica e eletro-magnético permitiu a produção de alguns quilos de urânio enriquecido que foram utilizados com fins militares.

O processo de difusão gasosa se impôs como o mais econômico, tendo sido este processo o utilizado na construção das três usinas americanas. O investimento global correspondente foi de 2,3 bilhões de dólares. Estas usinas foram construídas dentro de programas militares e, por medidas de segurança, estão localizadas em três sítios diferentes. O complexo americano é um dos maiores conjuntos industriais do mundo. Ocupa uma área de aproximadamente 1.092.000 m², exige uma capacidade de recirculação de 5,3 x 10⁶ litros de água por dia e uma capacidade instalada de 6.100 MWe. Existem 4.300 empregados, sendo que 3.000 trabalham na operação propriamente dita das usinas e o restante nas indústrias suportes como a de produção de barreira, ou em trabalhos de pesquisas e desenvolvimento /74/.

3.3.2.2 - Usinas americanas /74/

a) Usina de Oak Ridge

Foi a primeira usina a produzir urânio enriquecido no mundo. Entrou em operação em 1945. A usina consta de cinco blocos onde estão instaladas as cascatas de enrique

cimento ocupando uma área de 424.000 m² (Fig.3.4).

Pode funcionar com todos os blocos ligados em série, formando uma cascata contínua de aproximadamente 5.000 estágios e produzindo urânio enriquecido a 97,65% de U-235. No entanto, pode ser utilizada para fins civis produzindo urânio enriquecido a 4% de U-235, funcionando com as cascatas operando em paralelo. Em seu funcionamento a plena capacidade, na produção de urânio enriquecido para reatores a água leve, necessita 1.700 MWe instalados e $1,5 \times 10^6$ litros de água por dia para refrigeração primária em circuito fechado.

A usina de Oak Ridge é também encarregada de realizar os trabalhos de desenvolvimento e construção da barreira utilizada nas demais usinas, bem como a análise operativa, a pesquisa e o desenvolvimento do processo no sentido de:

- 1) melhorar a qualidade separativa das barreiras
- 2) aumentar o rendimento do compressor
- 3) estudar materiais de construção
- 4) controlar a cascata e a operação das usinas

b) Usina de Paducah

Esta usina foi planejada em 1950 tendo a construção levado 4 anos. Foi construída em Kentucky para provocar uma dispersão do complexo americano. Seu projeto constava de 800 estágios mas devido ao aumento de demanda foi construída uma cascata de 1.812 estágios. A sua produção normal é de urânio enriquecido a 0,96% que é enviado como urânio de alimentação às duas outras usinas. Pode produzir, no entanto, urânio enriquecido a 5% de U-235, sem que o seu rendimento baixe. Em seu funcionamento a plena capacidade são necessários 2.550 MWe instalados e $1,9 \times 10^6$ litros de água por dia para refrigeração primária em circuito fechado (Fig.3.5).

c) Usina de Portsmouth

Foi construída no período de 1952 a 1956 e está localizada no sul de Ohio. Sua produção é urânio enriquecido a 97,65% de U-235. Possui aproximadamente 4.000 estágios divididos em 3 blocos. Em seu funcionamento a plena capacidade são necessários 1.750 MWe instalados e $1,7 \times 10^6$ litros de água por dia para refrigeração primária em circuito fechado (Fig. 3.6).

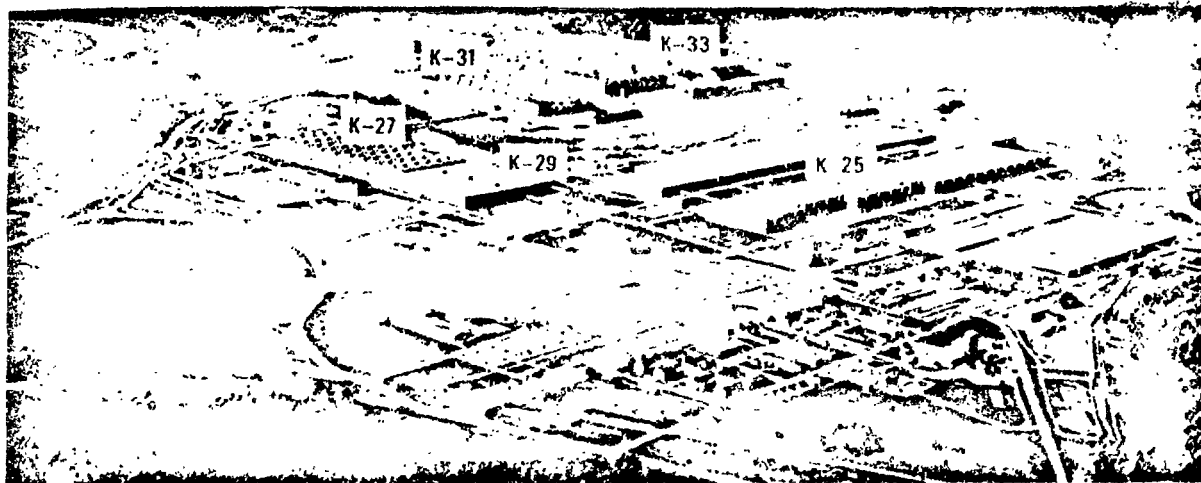


Figura 3.4 - Usina de difusão gasosa de Oak Ridge /20/.

ORO PHOTO NO. 73 373

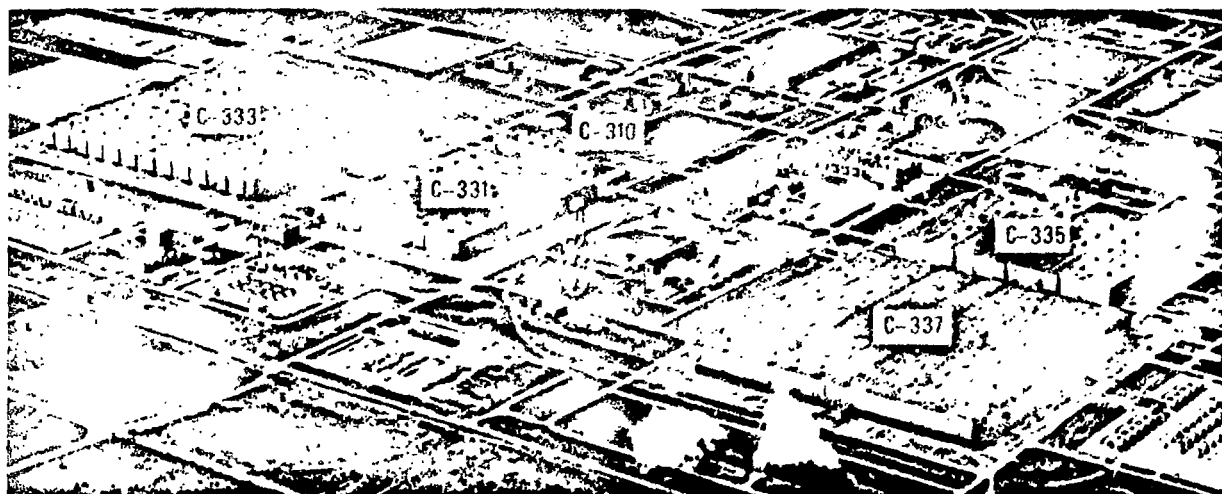


Figura 3.5 - Usina de difusão gasosa de Paducah /20/.

ORO PHOTO NO. 71 111

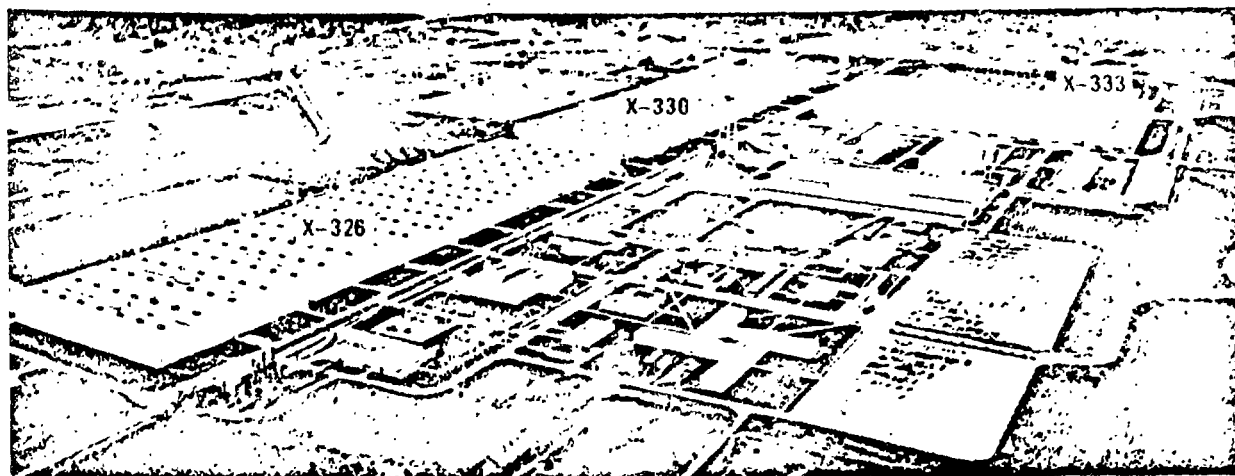


Figura 3.6 - Usina de difusão gasosa de Portsmouth /20/.

3.3.2.3 - Operação das usinas americanas

As usinas americanas funcionam integradas. Na figura 3.7 vê-se o esquema de funcionamento do complexo, em 1972. O produto de Paducah é introduzido nas duas outras usinas, sendo seu teor de saída calculado de modo a atingir a operação ótima das 3 usinas.

No entanto, as usinas podem funcionar independentemente, segundo o esquema da Fig. 3.8 que mostra, graficamente, os 2 modos de operação. No funcionamento independente há uma perda de 1%.

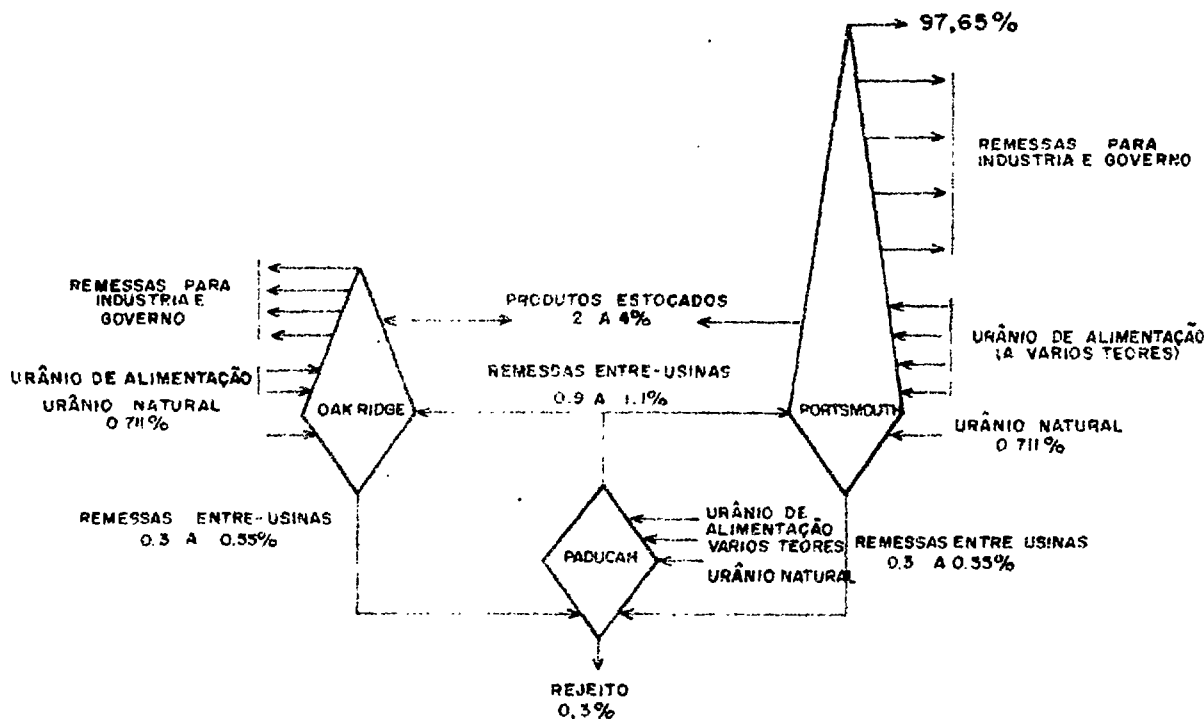


FIGURA 3.7 - MODO DE OPERAÇÃO PARA AS USINAS DE DIFUSÃO AMERICANAS
(OS VALORES SÃO EM % DE U.235) / 20 /

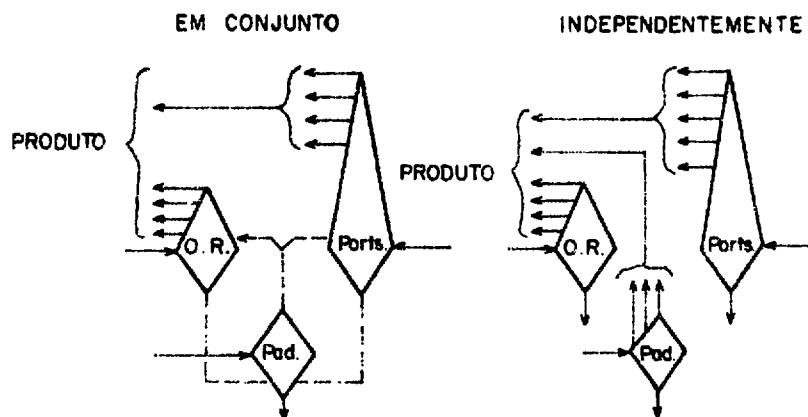


FIGURA.3 8- OPERAÇÃO EM CONJUNTO E INDEPENDENTE DAS 3
USINAS AMERICANAS /20/

Com a redução dos programas militares as usinas passaram a funcionar abaixo de sua capacidade nominal, tendo sido atingido o mínimo em 1969, chegando a apenas 1/3 de sua capacidade nominal e reduzindo o consumo de potência elétrica a 2.000 MWe /75/.

O planejamento do funcionamento das usinas americanas requer um estudo cuidadoso, para permitir uma melhor utilização desta capacidade instalada, e se conseguir um preço do produto mínimo.

É, no entanto, um estudo bastante delicado, devido não só às características de funcionamento das usinas e às da demanda a ser atendida, como das incertezas a serem consideradas.

3.3.2.4 - Programa a longo prazo dos EUA

A demanda atual de urânio enriquecido é pequena, sendo totalmente coberta pela produção americana. Entretanto, a demanda tem crescido e espera-se que as atuais usinas não serão suficientes para atender aos programas nucleares até o fim desta década. Possuindo uma capacidade instalada de $17,0 \times 10^6$ UTS/ano que operava em 1971 a 40% de sua capacidade nominal, produzindo $6,7 \times 10^6$ UTS/ano, os EUA têm um amplo programa a ser realizado nesta campo /76/.

As usinas americanas apresentam uma alta economia de escala, são altamente automatizadas, necessitando um pequeno número de empregados para operação. Além do mais, vários estudos de pesquisa e desenvolvimento foram realizados e testados nas usinas e poderão ser introduzidos, acarretando um aumento da capacidade atual de produção.

Procurando atender à demanda mundial as usinas americanas poderão ter sua capacidade aumentada, fazendo com que a construção de novas usinas seja adiada até o fim desta década. São vários os programas que podem ser desenvolvidos nos EUA para aumento da capacidade instalada:

- 1) Aumento da potência elétrica do equipamento existente, fazendo as usinas voltarem a operar a capacidade nominal.
- 2) Incorporação dos avanços tecnológicos no equipamento existente os quais acarretarão um aumento do rendimento dos estágios.
- 3) Aumento da capacidade dos estágios existentes com a utilização de maior quantidade de energia elétrica.
- 4) Construção de novas usinas em novo local ou nos locais existentes. (Ver Apêndice III)

Tendo em vista este programa de expansão considerações econômicas devem ser realizadas de maneira que cada uma dessas fontes seja utilizada de maneira ótima, procurando-se determinar quando e a que taxa deverão esses programas ser realizados.

No sentido de aumentar a capacidade, o primeiro programa já está sendo explorado.

O programa de novos contratos de eletricidade estão sendo feitos de maneira a conseguir-se os seguintes níveis de utilização da usina. A tabela 3.12 é uma das alternativas possível de ser utilizada.

TABELA 3.12

Previsões para capacidade de operação das Usinas americanas
(Capacidade média anual) /77/

ANO	MWe
1969	2.215
1970	2.000
1971	2.553
1972	3.258
1973	4.208
1974	5.083
1975	5.533
1976	5.580
1977	6.070
1978	6.860
1979	7.300
1980	7.400

Deve-se salientar que nos EUA os contratos com as companhias de eletricidade devem ser feitos com 6 anos de antecedência, da data programada para expansão, exigindo-se, então, um planejamento contínuo.

O programa de melhoria da cascata, denominado CIP (Cascade Improvement Program), envolve a instalação de novas barreiras, melhoria nas características aerodinâmicas do compressor e modificações no processo de bombeamento do gás e no sistema de refrigeração.

O custo do programa CIP está orçado em \$575 milhões e acarreta um aumento de aproximadamente $4,8 \times 10^6$ unidades de trabalho de separação por ano, sem acarretar qualquer consumo suplementar de energia elétrica ou de qualquer outro custo de manutenção e operação.

O outro método utilizado será o aumento da potência do equipamento existente. Isto permitirá aumentar a taxa de escoamento do gás do processo, com um aumento da capacidade de produção. A elevação da potência é utilizada para aumentar a taxa de compressão. O Programa de Aumento da Potência "CUP" (Cascade Up-rating Program) envolve basicamente modificações no sistema elétrico e de refrigeração.

Vários limites superiores foram considerados para o CUP, tendo sido aprovado o que estabeleceu o aumento de cerca de 1.300 MWe acima do limite atual. Com este aumento a capacidade das usinas aumentará de cerca de $4,5 \times 10^6$ unidades de trabalho de separação. O custo do programa é de aproximadamente \$220 milhões. Além deste custo de capital inicial, o aumento de 25% da capacidade acarretará um aumento no custo de operação de cerca de \$60 milhões por ano, devido à energia adicional requerida /78/.

Os gastos envolvidos neste programa podem ser vistos na Tabela 3.13.

A influência dos programas CIP e CUP, em cada usina isolada, pode ser vista na Tabela 3.14.

TABELA 3.13

Sumário dos programas de ampliação da capacidade das usinas americanas /60/

	3 USINAS OPERANDO A 6.060 MWe	PROGRAMA DE ME- LHORIA DA CAS- CATA (CIP)	PROGRAMA DE AU- MENTO DA POTÊN- CIA DA CASCATA (CUP)
Base (10^6 UTS)	17,2	17,2	17,2
Ganhos com o CIP (10^6 UTS)	-	~ 4,8	~ 4,8
Ganhos com o CUP (10^6 UTS)	-	-	4,5
		<hr/> 22,0	<hr/> 26,5
Custo de capital da capacidade adicional (milhões de \$)		575	220
Custo da unidade de trabalho de separação \$/UTS			
... o das 3 usinas	27,4		
Custo da unidade de incremento		17,6	21,5

TABELA 3.14

Efeitos dos programas de melhoria da cascata e aumento de potência nas usinas americanas/19/

USINA	1982	1982	1982	1982
	POTÊNCIA MWe	UTS CONSIDERANDO AS USINAS ATUAIS (10 ⁶ UTS)*	UTS DEPOIS DO PRO- GRAMA CIP (10 ⁶ UTS)	UTS DEPOIS DO PRO- GRAMA CUP (10 ⁶ UTS)
OAK RIDGE	1.645	4,737	6,021	6,021
PORTSMOUTH	1.867	5,214	6,881	6,881
PADUCAH	2.551	7,325	9,333	9,333
CUP	1.317	-	-	4,546
TOTAL		17,276	22,235	26,781

* Produção em 1971: 1,434, 1,379 e 1,841 x 10⁶ UTS para as potências de 463, 454 e 1.186 MWe.

Estes aumentos da capacidade americana são obtidos a custos reduzidos, provocando uma diminuição do custo do trabalho de separação. Estas reduções de custos foram levadas em consideração no estabelecimento dos preços futuros dos serviços de enriquecimento americanos.

O aumento da capacidade de produção com a construção de uma nova usina foi também estudada, tendo-se chegado à conclusão que a adição de novas cascatas, nas atuais usinas existentes, produzirá um aumento da capacidade a um custo mais baixo do que a construção de uma nova usina independente.

A comparação preliminar das duas alternativas feitas, considerando que as novas usinas a serem construídas de verão ter caráter comercial e serão certamente construídas pela indústria privada, estima em \$ 23/UTS e \$ 28/UTS, respectivamente, a construção de estágios adicionais nas atuais usinas existentes e a construção de uma nova usina em local independente (tabelas 3.15 e 3.16).

Deve ser considerado, ainda, que, em caso de uma necessidade de se cobrir uma demanda em um determinado período, poderia ser utilizada a alternativa de se aumentar o teor de rejeito da usina. Isto poderia ser utilizado para atender a um pico da demanda, com prejuízos no custo total do urânio enriquecido, mas que no planejamento global conduzisse a um custo médio mais baixo.

TABELA 3.15

Critério para estudo de novas usinas /75/

Custo de eletricidade	4,0 mills/kWh
Dólar de referência (para capital, custo de operação <u>exce</u> to eletricidade e carga de <u>re</u> serva)	ano fiscal 1968 (+ inflação até o ano 1978)
Custo da mão-de-obra	taxas locais de Davis-Bacon
Horas de serviço	40 horas
Taxas sociais e seguros*	30%
Fonte de informação de custos de materiais e equipamentos	Construtor, cálculos, estimativas de projeto
Fonte para custo de inventário	Programação da AEC das taxas novembro 1967
Margem para construção	4.75%**
Taxa anual de encargo de <u>cap</u> ital	13%
Taxa anual de encargo no <u>in</u> ventário	5.5%

* Para cobrir benefícios legais, seguros sociais, compensações dos trabalhadores, seguros e supervisão profissional.

** Para cobrir despesas gerais de administração, campo de superintendência, campo da engenharia, proteção médica e contra o fogo, seguros e outros custos de construção.

3.3.2.5 - Implantação dos planos de expansão

A partir da demanda a ser atendida, determina-se o escalonamento do plano de expansão. A demanda considerada como sendo a mais provável estabelece para 1980, 150.000 MWe nos EUA e, aproximadamente, 90.000 MWe no exterior /19/.

Objetivando, então, o atendimento desta demanda, o AEC desenvolveu planos de operação das três usinas nos quais o valor atualizado da soma dos custos do urânio de alimentação e do trabalho de separação das usinas seja mínimo. Assim, são determinadas as datas de início e término dos programas CIP e CUP.

Na determinação da capacidade de produção da usina deve ser considerado o seu teor de rejeito. Ele vai determinar a relação entre a quantidade de urânio natural e a quantidade de trabalho de separação efetuada. Esta relação está sujeita a uma otimização.

TABELA 3.16

Estimativa preliminar de custos para novas usinas
de difusão gasosa /75/

TECNOLOGIA DE 1975

Capacidade UTS/ano	8.750		17.500		
	Expansão de Paducah	Novo local	Expansão de Paducah 2 cascatas	Expansão de Paducah 1 cascata	Novo local
Investimento de capital \$MM	570	780	1100	1000	1400
Investimento específico \$/UTS/ano	65	89	63	57	74
Potência MW	2400	2400	4800	4700	4700
PII, média UTS/MWd	10	10	10	10	10
Custo inicial					
Capital *	74	100	140	130	170
Eletricidade **	84	84	170	160	160
Operação	<u>6</u>	<u>12</u>	<u>9</u>	<u>7</u>	<u>14</u>
	160	200	320	300	340
Custo unitário 1968 \$/UTS					
Capital	8,5	11,4	8,0	7,4	9,7
Eletricidade	9,6	9,6	9,7	9,1	9,1
Operação	<u>0,7</u>	<u>1,4</u>	<u>0,5</u>	<u>1,4</u>	<u>0,8</u>
TOTAL	19	22	18	17	20
Custo unitário 1978 \$/UTS***	23	28	22	21	25

* Baseado em encargos fixos anuais de 13%

** Supondo eletricidade disponível a 4 mil:\$/kWh

*** Para obter custos unitários em 1978, todos os custos menos eletricidade foram inflacionados a 4% ao ano.

Na figura 3.9 tem-se a variação do custo do urânio enriquecido, com a variação do teor de rejeito. Para um mesmo custo de material e dos serviços de enriquecimento, o preço do material varia muito pouco com o teor do rejeito. Estes dados são os dados de base quando do estabelecimento da política de enriquecimento a ser usada.

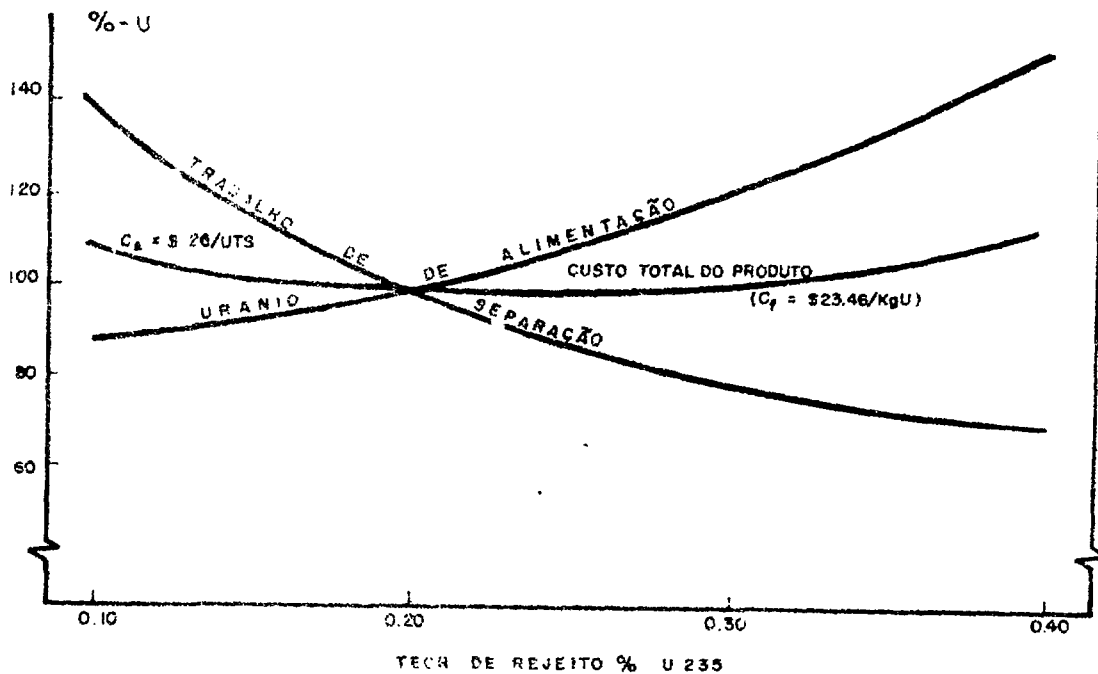


Fig. 3.9 - Custos do Urânio Enriquecido a 3%, em função do Teor de Rejeito da Usina /77/.

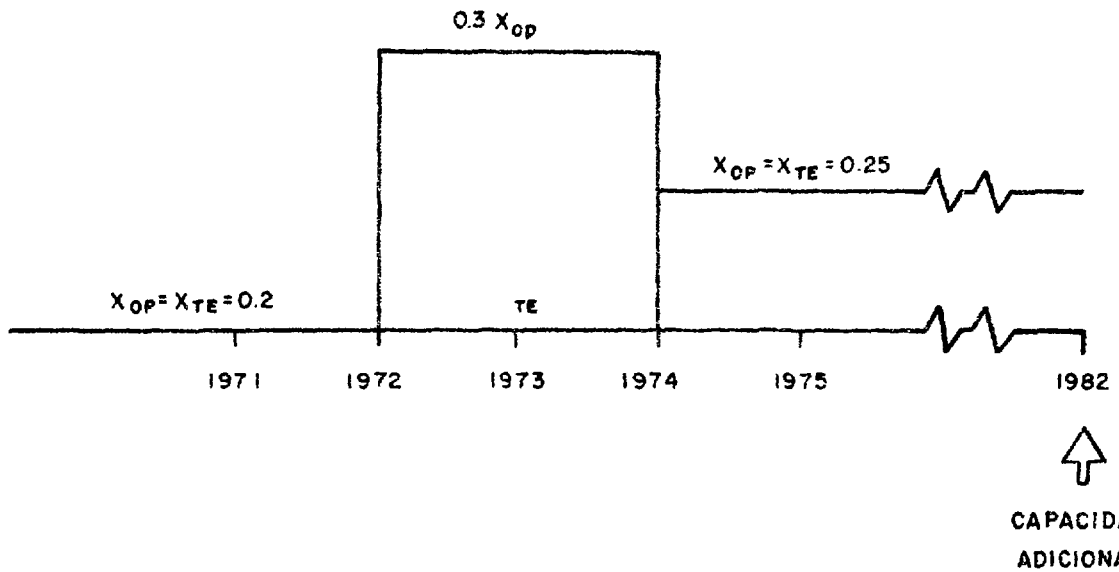
Considerando-se o teor de rejeito de 0,2% das usinas americanas, verifica-se que ele é desvantajoso para os usuários e seria melhor se elas funcionassem a um nível mais alto. Na figura 3.10 vêem-se as previsões dos teores de rejeito de operação das usinas americanas. Atualmente elas estão funcionando com o teor de rejeito de 0,3%, mas as transações comerciais continuam a serem feitas com o teor de 0,2%. A partir de 1974 espera-se que elas passem a funcionar, com um teor de rejeito de 0,25% que deverá, também, ser utilizado para os cálculos das transações comerciais. (Ver Apêndice IV)

No caso das usinas americanas, no entanto, o custo de operação é também afetado pelo nível de operação da usina, que depende da demanda e esta, por sua vez, depende do teor de rejeito selecionado. A figura 3.11 dá o custo marginal do trabalho de separação, atribuído à potência, em função do nível de utilização, nas 3 usinas de difusão. A influência do programa CIP é também mostrado. Nota-se que, enquanto a usina estiver trabalhando bem abaixo de sua capacidade nominal, o custo marginal do trabalho de separação obtido pelo aumento da capacidade de eletricidade é bem pequeno, apresentando um incentivo de funcionamento a níveis mais altos de potência e um teor de rejeito mais baixo para atingir custos menores. Com a usina funcionando abaixo de sua capacidade é então econômico o estabelecimento de teores de rejeito mais baixos do que quando a usina estiver funcionando a plena capacidade.

Como o custo marginal do trabalho de separação da usina de enriquecimento americana é baixo, porque depende exclusivamente do aumento do custo devido à energia, é possível utilizar-se dessa vantagem para atendimento da demanda a longo prazo. Assim, para uma utilização ótima da capacidade existente, o nível de produção deve ser tal que o custo incremental do produto seja igual ao custo atualizado do produto nas novas usinas a serem construídas.

Devido a isto, dentro do programa a longo prazo, é prevista a pré-produção, utilizando-se os estoques americanos de urânio natural. A pré-produção provoca uma melhor utilização das capacidades existentes e um adiamento de novos investimentos, para construção de novas usinas.

FIGURA.3.10- CASO DE REFERENCIA, PARA TEORES DE REJEITO DE OPERAÇÃO DAS USINAS, E TRANSAÇÕES DE ENRIQUECIMENTO TARIFADO



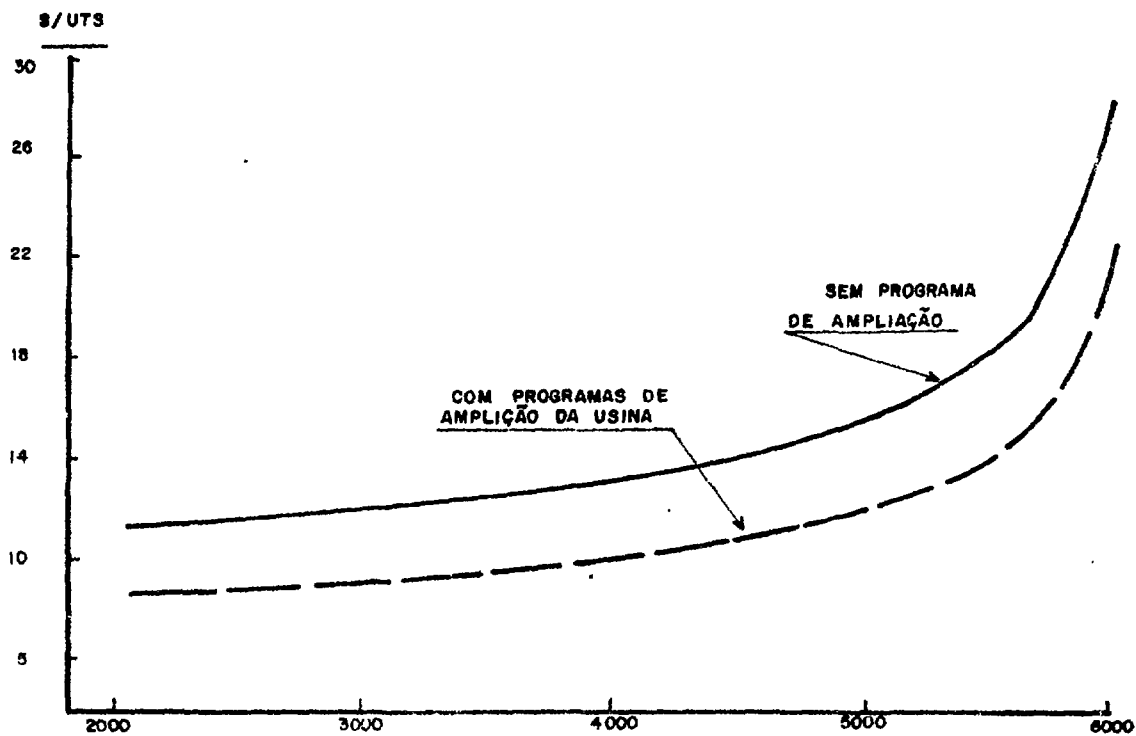


FIGURA.3.II- CUSTO MARGINAL DA UTS VERSUS POTENCIA. /77/

Na pré-produção, devido a um funcionamento a maiores níveis, devem ser levados em consideração os custos de energia. A pré-produção ótima requer um balanço entre a produção de urânio enriquecido nestas usinas, em que o custo marginal é essencialmente devido à eletricidade, e a produção nas novas usinas a serem construídas nas quais se tem de considerar igual influência dos custos de investimento. Por outro lado, um balanço deve ser feito, para a pré-produção nas usinas existentes, com elas funcionando a um nível baixo ou quando estiverem funcionando a um nível mais próximo do nominal, época em que a potência marginal seria utilizada com menor eficiência. Em ambos os casos o balanço é grandemente afetado pelo custo do capital das novas usinas.

3.3.2.6 - Programa CIP

O estabelecimento do programa de melhoria da cascata (CIP) vem de um vigoroso esforço de pesquisa e desenvolvimento do processo tentando melhorar o rendimento do equipamento. Durante a última década, a USAEC gastou mais de 100 milhões de dólares, em pesquisa e desenvolvimento, em usinas de testes para assegurar a continuidade de funcionamento das atuais usinas e os avanços tecnológicos a serem introduzidos. As melhorias que acarretam melhor rendimento devem ser instaladas em primeiro lugar. O programa deve continuar até que o custo marginal do trabalho de separação, conseguido devido à última melhoria, seja igual ao custo do trabalho de separação obtido em uma nova usina.

No programa de instalação do CIP, o custo estabelecido para uma nova usina foi de \$ 23/UTS. Considerando uma taxa de atualização de 5% a.a. e a entrada em operação de uma nova usina em 1980, o custo marginal do trabalho de separação para instalação das melhorias é de 18,75 \$/UTS em 1975 e 20,70 \$/UTS em 1978. Assim, as melhorias poderão ser instaladas a um preço menor ou igual ao custo atualizado, do trabalho de separação de uma nova usina, para a data de instalação da melhoria.

O programa de melhoria da cascata começou a ser implantado em julho de 1971. A conclusão do programa estava

prevista para os finais da década de 70, sendo que os estudos mais recentes prevêem o término para início da década de 80, antes de 1982, época em que uma nova usina será construída nos EUA. Os gastos com o CIP deverão atingir valores da ordem de M\$ 575 segundo as estimativas mais recentes. Inicialmente, no entanto, em 1969, calculava-se os custos do CIP em M\$ 477; ao estabelecer-se o preço da UTS atual considerou-se o custo do CIP como sendo de \$525 milhões. Na tabela 3.17 são dados os dispêndios anuais, com o CIP, segundo 2 referências, sendo que os da segunda são os custos que foram utilizados no estabelecimento do preço atual de \$32/UTS.

Tabela 3.17
Dispêndios Anuais com o Programa CIP

ANO FISCAL	REF./77/M\$	REF./19/M\$*
1970	0	0
1971	10	1,5
1972	35	3,3
1973	45	48,4
1974	81	56,4
1975	90	44,6
1976	78	50,7
1977	68	75,0
1978	30	90,3
1979	20	88,4
1980	0	61,1
1981	0	20,4

* Estão incluídos \$ 15 milhões de custos diversos independentes do CIP.

Este programa está previsto para terminar antes que uma nova usina seja necessária. O programa de melhoria da cascata causa um aumento do índice de utilização da potência, acarretando uma maior quantidade de unidades de trabalho de separação por MWh consumido.

Na tabela 3.18 são mostrados os fatores de melhoria atingidos pelo CIP.

TABELA 3.18
Fatores de Melhoria Devidos ao CIP /77/

1969 - 1973 - Testes de eq. da usina	- 1,021
74	1,035
75	1,078
76	1,135
77	1,192
78	1,249
79	1,293
80	1,307

3.3.2.7 - Programa CUP

O programa CUP prevê a operação das usinas com maiores pressões e vazões entre estágios, acarretando uma economia substancial nos custos da unidade de trabalho de separação. O custo do trabalho de separação devido a este aumento de potência será bem inferior a \$23/UTS que será o custo de uma nova usina na década dos 80 (estes dados são otimistas).

A AEC está planejando obter esta energia adicional e fazer as mudanças necessárias no equipamento elétrico. Duas foram as alternativas estudadas: 7.400 MWe e 9.200 MWe. A escolhida foi a de 7.400 MWe e está programada para entrar em funcionamento em 1978. A tabela 3.19 mostra os programas de expansão americanas, estudando as duas alternativas de aumento de potência /77/.

TABELA 3.19
Programa de Expansão das Usinas /77/

	Cap. de UTS 10 ³ UTS/ano	Investimento de Capital M\$
Depois de terminada o CIP	21.700	575
Primeira alternativa aumento da Potência para 7.400 MWe em 1977/78	25.900	220
Segunda alternativa aumento da Potência para 9.200 MWe em 1977/78	30.900	350

3.3.2.8 - Estoques americanos

Devem ser lembrados, ainda, os estoques americanos de urânio altamente enriquecido. Embora sua utilização nos reatores acarrete um custo adicional, eles irão reduzir a demanda. O Governo Americano estuda atualmente a disposição desses estoques. A título de comparação pode-se citar que para a produção de uma tonelada de urânio enriquecido a 93% são necessárias 18.600t de urânio natural, e que sejam realizadas 235.550 unidades de trabalho de separação nas usinas de enriquecimento de urânio /79, 80/.

3.3.2.9 - Plano de operação atual das usinas americanas

Quando foi estabelecido o preço de 32\$/UTS ficou determinado o plano de operação das usinas americanas. A figura 3.12 mostra o programa de operação das usinas até 1982, mostrando a influência do programa CIP e CUP. A figura 3.13 mostra a demanda acumulada versus produção acumulada, indicando a data de introdução de novas usinas para atender ao mercado mundial. Se os programas CIP e CUP não forem estabelecidos, uma nova usina deverá entrar em operação no ano de 1980. Os programas CUP e CIP adiam para 1982 a data de introdução de uma nova usina. Na tabela 3.20 tem-se os números relativos a esta figura.

Finalmente, uma pergunta que surge: qual a capacidade de reatores nucleares capaz de ser atendida pelas atuais usinas americanas? Como exemplo indicativo das incertezas

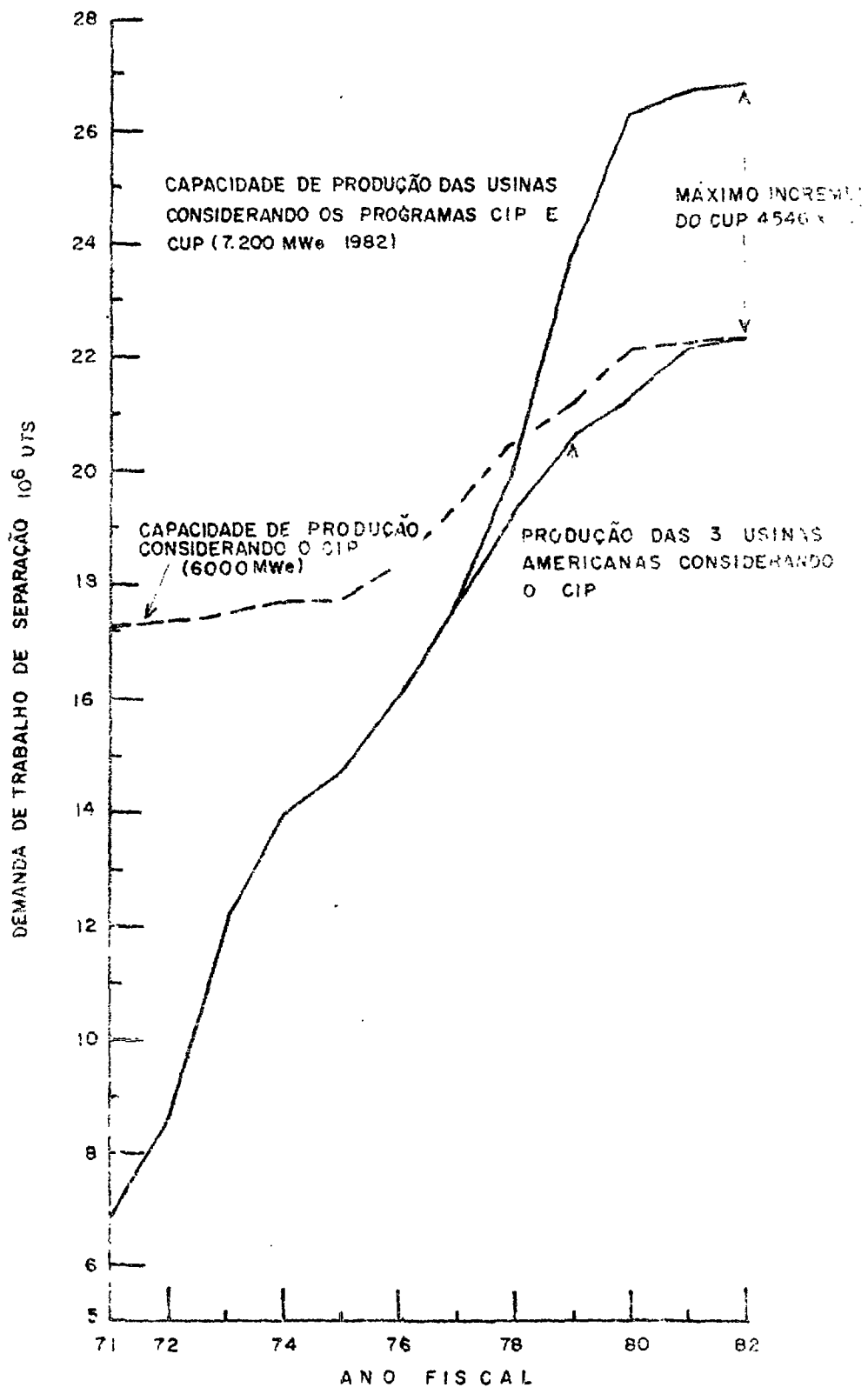


FIGURA 3.12- EFEITOS DOS PROGRAMAS, CIP E CUP NA PRODUÇÃO DAS USINAS DOS EUA

FIG. 3. 13- DISPONIBILIDADE ACUMULADA VERSUS DEMANDA ACUMULADA
DE TRABALHO DE SEPARAÇÃO / 19/

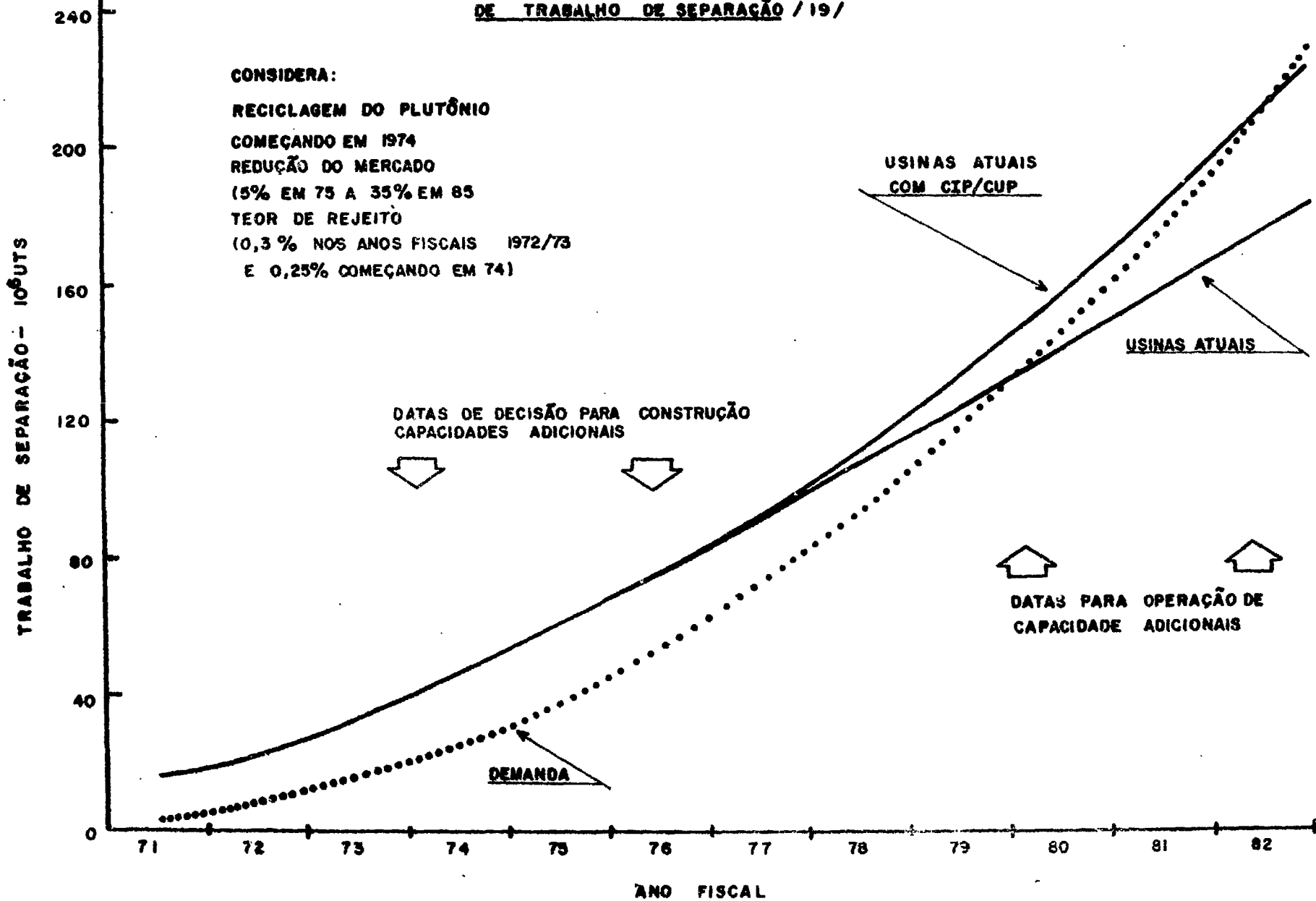


TABELA 3.20

Projeções do nível de operação das usinas e disponibilidade versus demanda de UTS
(.10³ UTS) /19/

Operação das usinas	AF1971	AF1972	AF1973	AF1974	AF1975	AF1976	AF1977	AF1978	AF1979	AF1980	AF1981	AF1982
Teor de rejeito	0,20	0,30	0,30	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25
Nível de operação médio MWe	2103	2661	3807	4420	4670	4952	5223	5705	6589	7181	7275	7380
Produção anual de UTS	6660	8530	12130	13960	14700	16040	17600	20000	23670	26220	26620	26780
Inclui UTS												
Do CIP						620	1600	2710	3690	4460	4720	4760
Do CUP								760	3030	4540	4540	4540
Aumento efetivo na disponibilidade de UTS (Teor de rejeito 0,25%)	(790)	1020	1460									
Disponibilidade de UTS incluindo inventário de 7/1/70 de 11,7 x 10 ⁶ UTS	17580	27130	40720	54680	69380	85420	103020	123020	146690	172910	199530	226310
Demanda anual de UTS	6500 ^{1/}	5200 ^{1/}	8800 ^{1/}	10200	15100	17700	20400	22000	25600	28400	32200	42000 ^{2/}
Demanda acumulada de UTS	6500	11700	20500	30700	45800	63500	83900	105900	131500	159900	192100	234100
UTS devido a produção e inventário	11080	15430	20220	23980	23580	21920	19120	17120	15190	13010	7430	
Demanda de UTS para uma nova usina												7790

1) Com o teor de rejeito de 0,2% a demanda anual seria 7.400, 5.900 e 10.000 x 10³ UTS nos anos fiscais 1971, 72 e 73, respectivamente.

que existem a este respeito é mostrada, na figura 3.14, a capacidade instalada que pode ser atendida pelas usinas americanas. Três hipóteses devem ser levadas em consideração:

- 1) Programa de ampliação das usinas
- 2) Reciclagem do Pu
- 3) Teor do rejeito das usinas

As alternativas extremas indicam que a capacidade possível de ser coberta pelas usinas americanas varia entre 140.000 MWe até mais de 300.000 MWe.

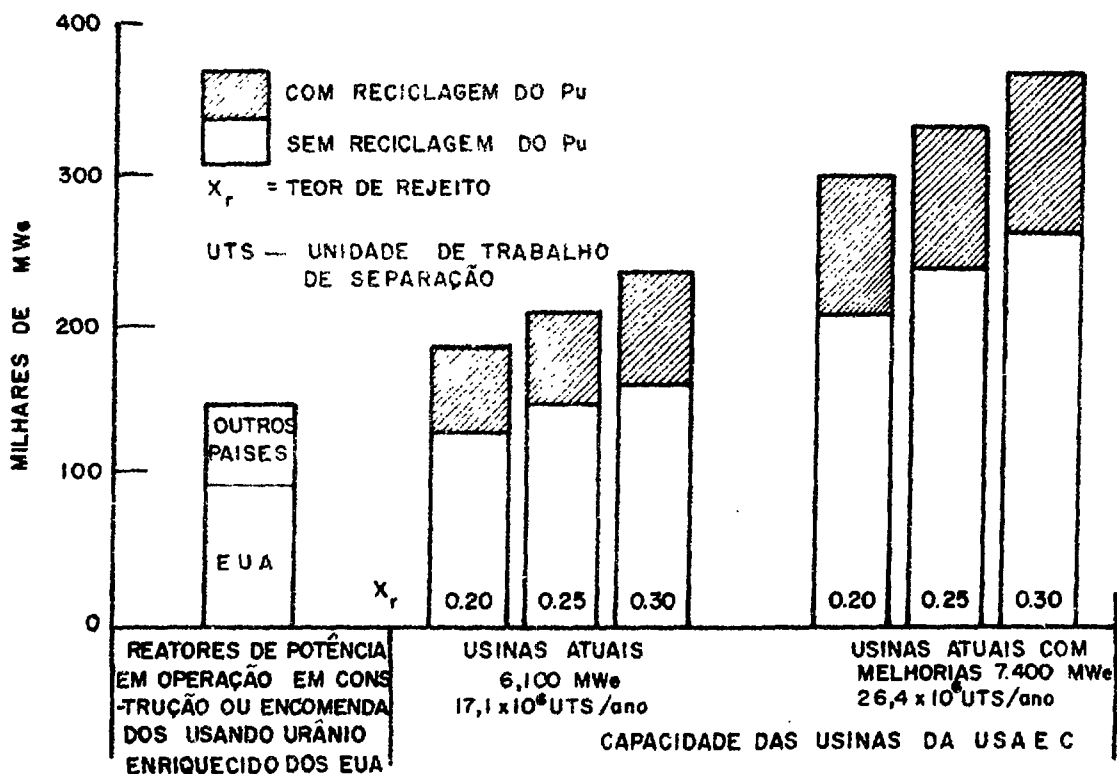


FIGURA 3.14 - CAPACIDADE INSTALADA DE REATORES A LEVE CAPAZ DE SER ATENDIDA PELAS USINAS AMERICANAS /82/

3.3.3 - Produção de urânio enriquecido na Europa

3.3.3.1 - Introdução

A Europa procura realizar um programa único para cobrir a sua demanda de serviços de enriquecimento de urânio. Um acordo global deve ser realizado para construção de uma usina, utilizando-se o "know-how" dos países mais desenvolvidos nestes campo ou a tecnologia americana. O estágio de desenvolvimento dos países mais avançados no campo do enriquecimento do urânio pode ser visto na tabela 3.21.

TABELA 3.21

Estágio de Desenvolvimento dos Programas de Enriquecimento na Europa /83/.

Estado de desenvolvimento \ Técnica	Difusão gasosa	Ultracentrifugas	Jato de Separação
Pesquisa	Itália	França, Itália, Suécia, Suíça	-
Protótipo	Inglaterra	Inglaterra, Holanda, Alemanha Oc.	Alemanha
Protótipo Industrial	França	-	-

A França e a Inglaterra possuem o maior desenvolvimento tecnológico de difusão gasosa, na Europa, sendo acompanhadas pela Alemanha e Holanda.

3.2.3.2 - Produção na França /84, 85, 86, 87, 88, 89, 90/

A) Histórico

A França foi um dos primeiro países, após os EUA, a interessar-se pelos problemas de enriquecimento do urânio, dedicando seu esforço principalmente na técnica de difusão gasosa. Os estudos iniciais foram realizados em Poudres, tendo o CEA continuado o seu trabalho. Em 1955 foi criada a Sociedade de Pesquisas Técnico-Industriais para a construção de uma usina piloto em Saclay. Em 1958 conseguiu-se, pela primeira vez, a separação de isótopos de urânio. Nesta época, houve uma tentativa do Governo Francês em interessar as 6 potências da comunidade Européia em um projeto conjunto, sem resultado. Assim, a França con-

tinhou os seus estudos independentemente. Foi criada uma sociedade para realização do projeto em escala industrial (Société Pour l'Usine de Separation Isotopique) e as usinas químicas de Pierrelatte ficaram encarregadas da conversão do urânio natural em UF_6 , e a "Société de Fabrication d'Elements Cataliques" da fabricação da barreira.

A construção da usina foi iniciada em 1964, tendo sido concluída em 1967, dando-se início à produção de urânio altamente enriquecido.

B) Usinas de Pierrelatte /25/

As Usinas Francesas, "Usinas de Pierrelatte" têm a capacidade de produção de $0,4 \times 10^6$ UTE/ano. Uma vista da usina é mostrada na Figura 3.15. Como as demais usinas existentes, foi construída para produção de urânio altamente enriquecido destinado a fins militares. São 4 usinas que operam integradas.

A primeira usina, chamada usina "baixa", eleva o teor do urânio natural até o nível de 2%. Este urânio é introduzido na usina "média" que entrou em funcionamento em abril de 1965, e enriquece o urânio até o teor de 5%. A terceira usina, construída em 2,5 anos, é uma redução da usina média e produz urânio enriquecido a 25%. O alto nível de vedação dos compressores e as más condições de funcionamento a que estava sujeito o revestimento, obrigaram a numerosas mudanças antes que uma solução ótima fosse encontrada. A quarta usina, a usina "muito alta", apresentou maiores problemas devido a:

- ser ela responsável por 3/4 do enriquecimento final. Recebe urânio a 25% e o enriquece até a mais de 90%;
- os estágios serem suficientemente reduzidos, obrigando a construção de compressores selados estanques e funcionando em meio do UF_6 ;
- Fatores econômicos obrigarem um alto coeficiente de enriquecimento por estágio a fim de reduzir o número de estágios;
- o aumento do teor de enriquecimento causar maiores perigos de criticalidade.

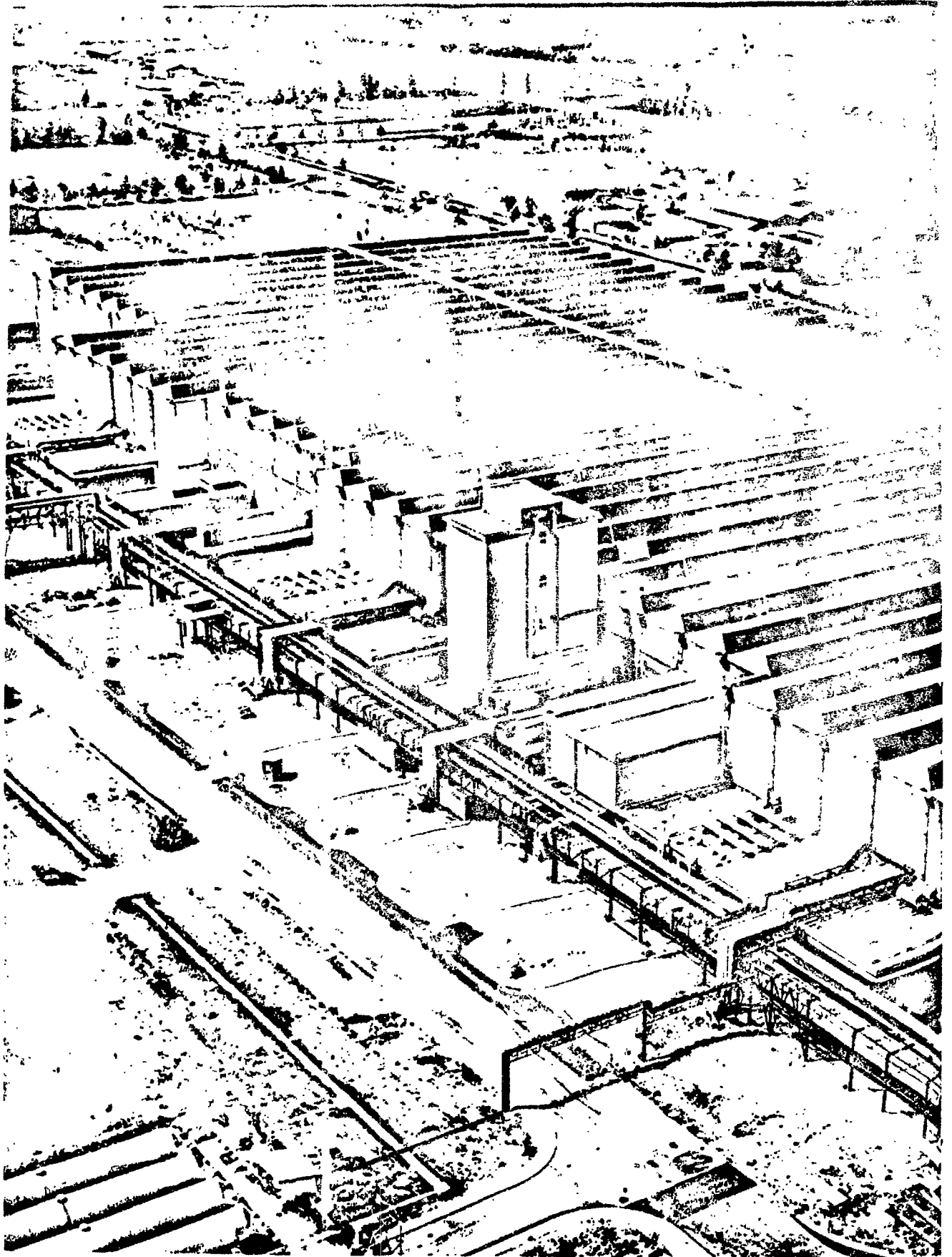
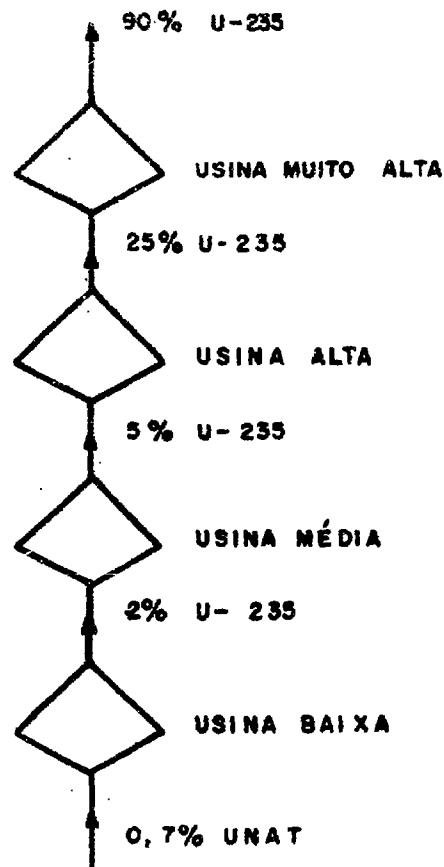


Figura 3.15 - Vista parcial das Usinas de Pierrelatte /16/

A construção da usina iniciou-se em 1964, tendo en-
trado em funcionamento entre setembro de 1966 e março de 1967, com a
produção de urânio altamente enriquecido 4 meses antes da data previs-
ta.

Esquema Figura 3.16 de funcionamento de Pierrelatte.

FIGURA. 3. 16 - ESQUEMA DE OPERAÇÃO DAS USINAS DE PIERRELATTE



C) Experiência de Pierrelatte/85/

As usinas de Pierrelatte têm funcionado regularmente desde sua entrada em operação. Foram realizadas várias melhorias e, em 1969, uma redistribuição na usina baixa que permitiu uma melhoria dos materiais usados e um aumento da pressão, elevando-se o rendimento da usina /86, 87/.

Devido ao tamanho reduzido dos estágios usados em Pierrelatte e à sua tecnologia já um pouco antiga, as suas características não podem ser diretamente transferidas para uma usina de grande porte para aplicações civis. No entanto, seu funcionamento deu uma experiência muito grande à França e que pode ser aproveitada para a construção de uma nova usina, assim como /86/:

- conhecimentos sobre as características das barreiras de difusão, do material utilizado, dos métodos de fabricação, do rendimento e sua durabilidade;
- conhecimento da tecnologia dos componentes da aerodinâmica do processo e dos métodos de isolamento;
- conhecimentos nas propriedades do UF_6 , sua manipulação, bem como dos produtos do Flúor;
- conhecimentos tecnológicos de construção da usina (e materiais, válvulas e juntas);
- experiência nos métodos de construção (formação da cascata, técnicas de vácuo, montagem, e etc.);
- conhecimentos de materiais suportes (selos e válvulas);
- experiências de extrapolação em relação à automatização e do pessoal de operação;
- experiência dos grandes problemas da usina - regulação, controle, estabilidade elétrica;
- experiência de manutenção e principalmente confiabilidade dos materiais utilizados.

Com a experiência de Pierrelatte tem a França resultados precisos e relativamente seguros do montante de investimento e custos operacionais. Somente uma experiência como esta poderia dar conhecimentos sobre os custos dos materiais, custos de montagem e uma experiência real dos custos decorrentes de extrapolação e quantidades de material.

A experiência de Pierrelatte mostrou a durabilidade da barreira e do sistema de isolamento cinco vezes superior às previsões iniciais. Isto não somente devido à qualidade dos aparelhos, como também às pequenas velocidades desenvolvidas no processo. Para uma usina para fins civis as velocidades seriam ainda menores diminuindo ainda mais o pessoal de manutenção.

D) Programa de Construção de Usinas /85/

A demanda francesa de urânio altamente enriquecido é coberta pelas usinas de Pierrelatte, e a de urânio levemente enriquecido por meio de contratos no exterior.

A França mantém com os EUA contratos de enriquecimento tarifado, para o fornecimento de urânio enriquecido. Em março de 1971 foi noticiado um contrato do mesmo tipo realizado com a Rússia. É esta a primeira tentativa de um país ocidental tornar-se independente do monopólio americano /91,92/.

O crescimento da demanda de urânio enriquecido fez com que se aumentasse o interêsse nos estudos realizados no CEA neste campo. O programa do CEA tem o objetivo de fazer participar a indústria francesa no momento oportuno da construção de uma usina européia de enriquecimento, valorizando a experiência francesa no campo da difusão gasosa /85/.

O programa Francês tem a finalidade de:

- Preparar a construção de uma usina de enriquecimento de urânio, de 6 a 8×10^6 UTS/ano, utilizando-se a tecnologia de di fusão gasosa que deverá entrar em funcionamento em 1978 e atingir a plena capacidade em 1980.
- Preparar-se para utilização das tecnologias em desenvolvimento e que possam apresentar maiores vantagens econômicas na década dos 80.

Sempre levando em consideração que a nova usina a ser construída irá completar as capacidades existentes, de vendo ter as características de uma empresa comercial para ser competitiva com as atuais usinas.

Com este objetivo, vários programas estão sendo desenvolvidos. Os programas estão voltados principalmente para a escolha de solução mais econômica com a construção de protótipos que apresentem melhores características que as de Pierrelatte bem como estudos de materiais.

O CEA está naturalmente equipado para testar componentes de usinas de enriquecimento tais como: materiais estruturais, selos e barreira de difusão. Possui ainda estágios pilotos, na tentativa de extrapolação para uma usina de grande porte. Um estágio pequeno de uma usina civil é muito maior que o maior estágio de uma usina militar. Um primeiro protótipo foi testado em 1969 e um segundo tem funcionado com sucesso nas mesmas condições de operação real de uma usina. Os dois compressores testados são diferentes, podendo suportar um estágio de 2500 a 3000 UTS por ano. Os testes confirmam a confiabilidade da tecnologia empregada /93/.

Em 1971 foi construído, em Pierrelatte, um laboratório para testar compressores de 3000 KW para estágios de capacidade de 10.000 a 12.000 UTS/ano. Os testes estão programados para fins de 1972. Isto significa que a construção do estágio está em fase adiantada /93/.

Sendo assim, pode-se considerar que, devido à experiência comprovada pelo funcionamento de Pierrelatte, e pelo programa de desenvolvimento em curso, a França tem um grande "know how" neste campo. A intenção da França em utilizar sua tecnologia na construção de uma usina de enriquecimento é bastante realista. Em março de 1972 foi anunciado na Austrália o início de um primeiro estudo de viabilidade, entre os dois governos, para a construção de uma usina na Austrália utilizando-se a tecnologia francesa. Estes estudos levarão 1 ano /94/.

Por outro lado, foi formado um grupo, em torno do CEA, para estudar a viabilidade econômica de construção de uma usina, na Europa, utilizando-se a tecnologia de difusão gasosa. Representantes da Inglaterra, Bélgica, Alemanha, Holanda e Itália fazem parte do grupo. O estudo tem caráter preliminar e deverá se prolongar, em princípio, por até 2 anos. Não está definido, por outro lado, se será utilizada a tecnologia americana ou francesa. Existem dois aspectos interessantes nesta associação: Se por um lado é uma vitória da posição francesa, que há muitos anos tenta interessar a Europa num programa conjunto para construção de uma usina de difusão gasosa, é também pela primeira vez que se admite a possibilidade de a França participar de um consórcio internacional utilizando-se a tecnologia americana /95/.

3.3.3.3 - Produção na Inglaterra /96, 97, 98, 99,100/

A) Histórico

Os estudos da tecnologia de difusão gasosa se iniciaram na Inglaterra na década dos 40, tendo esse trabalho sido divulgado aos americanos como ajuda ao projeto Manhattan. Após a guerra, terminou a colaboração com os EUA, mas, a necessidade de produção de urânio enriquecido para fins militares fez com que a Inglaterra continuasse a desenvolver, independentemente, a tecnologia de difusão gasosa.

No entanto, as limitações tecnológicas do início da década dos 50, a urgência do programa militar e a pressão no desenvolvimento e construção da usina, mesmo a altos custos de operação, deixaram suas marcas na usina inglesa. A usina inglesa, Usina de Capenhurst, mostrada na figura 3.17, foi operada pela primeira vez em 1953, produzindo urânio altamente enriquecido. Atingiu a plena capacidade em 1956. Teve depois sua capacidade elevada para $0,4 \times 10^6$ UTS/ano com a instalação de estágios maiores/29/. Comparada com a capacidade americana, entretanto, ela é pequena.

B) Usina de Capenhurst

No início da década dos 60, a demanda para fins militares terminou. Ficou, então, a Inglaterra com uma usina de baixa capacidade de projeto e ineficiente do ponto de vista comercial, com um custo do produto muito alto. Na época da construção da usina era necessário um menor investimento inicial e uma rapidez no projeto, pelo que nem sempre se pode adotar a melhor solução. Nesta época a Inglaterra estava começando a desenvolver reatores a urânio enriquecido. A maior parte da usina foi paralisada, o restante sendo mantido em operação para preservação da tecnologia, manter o "staff" em operação e produzir pequenas quantidades de urânio enriquecido que era utilizado em programas de pesquisa e desenvolvimento.

Efetou-se, então, neste período, modificações dos estágios maiores da cascata aumentando a sua produção e o seu rendimento. A partir de 1964, quando se tornou claro que qualquer tipo de reator que fosse adotado para o programa nuclear inglês iria no futuro adotar urânio enriquecido, foi possível conseguir-se do governo financiamentos para modificações da usina de



Figure 3-17 - China de Capenhurst

Capenhurst. Essas modificações foram feitas em favor do programa nuclear civil e seus custos serão recuperados com a venda do produto. O financiamento do governo foi de £ 15M. O programa começou em 1966, com a finalidade de produzir urânio enriquecido, para ser utilizado em reatores de potência nos teores de 1,5 a 4%, com um aumento de sua capacidade de produção. A primeira parte do programa foi completada em 1970, resultando no dobramento da potência de cada um dos estágios com um pequeno acréscimo do consumo de eletricidade. A mudança principal foi a substituição da solução, de quando a usina foi construída, de utilizar-se um só compressor por estágio para bombear a entrada do gás de estágios adjacentes. Adaptou-se, então, o compressor antigo para bombear somente o gás difuso para o estágio superior, enquanto um novo compressor era instalado para bombear o gás não difuso, para o estágio inferior. Além disso, um novo sistema de controle de pressão, novas tubulações de gás, e válvulas foram necessários, enquanto o sistema elétrico foi alterado. A capacidade da usina atingiu, então, aproximadamente $0,4 \times 10^6$ UTS/ano. Em 1965, a Inglaterra começou a desenvolver um estágio maior que utilizava um novo compressor prevendo uma futura ampliação de Capenhurst. A usina poderia ser ainda reotimizada, tentando a otimização das pressões por estágio nas cascatas. No entanto, a Inglaterra suspendeu esses programas em favor da tecnologia de ultracentrífugas.

C) Programa de ultracentrífugas na Inglaterra
/97/

A Inglaterra vem desenvolvendo a tecnologia de ultracentrífugas há vários anos, embora tenha sofrido um maior impulso na década dos 60. Os estudos concentraram-se no desenvolvimento de centrífugas experimentais para investigação da dinâmica do rotor e rendimento da máquina. O programa cresceu, tendo em vista a determinação das propriedades dos materiais e o desenvolvimento de componentes utilizáveis para operação prolongada e a altas velocidades. Prosseguindo os estudos chegou-se à conclusão da viabilidade de construção de usinas de enriquecimento a ultracentrífugas. Com a finalidade de comprovação da tecnologia foi, então, realizado o acordo Tripartite (com a Alemanha e Holanda) para a construção de usinas de demonstração e uma usina protótipo.

Pode-se ver que a Inglaterra possui uma experiência considerável no campo do enriquecimento do urânio. Possui uma usina de difusão gasosa que supre suas próprias necessidades atuais e está em estágio avançado de estudos da tecnologia de ultracentrífugas.

3.3.3.4 - Acordo Tripartite /101, 102, 103/

O acordo "Tripartite" é o primeiro acordo multinacional realizado no campo de enriquecimento do urânio. Visa o desenvolvimento tecnológico do método de ultracentrífugas a gás para a instalação de futuras usinas multinacionais. Este acordo foi realizado entre a Alemanha, Inglaterra e Holanda, existindo atualmente outros países interessados em dele participarem (Bélgica e Itália) /104,105/.

O desenvolvimento de ultracentrífugas vem sendo realizado, independentemente, há vários anos nesses países, tendo sofrido uma aceleração na década dos 60. Desde 1968 negociações oficiais têm-se realizado principalmente entre a Holanda e Alemanha indicando que estes países alcançavam o mesmo grau de desenvolvimento que a Inglaterra, neste campo. Em princípios de 1969, uma troca limitada de informações técnicas, comparação de custos de centrífugas e economia de usina, indicaram a viabilidade de acordos. Em 4 de março de 1970 foi assinado em Almelo (Holanda) um tratado de cooperação entre os três países. O acordo Tripartite prevê a constituição de uma sociedade controlada pelas três países por meio de investimentos feitos por empresas nacionais. A empresa "Holding" participará com 51% do financiamento de cada usina. Duas outras companhias serão formadas. A primeira será na Alemanha, encarregada do desenvolvimento projeto e fabricação de centrífugas e usinas, tendo o objetivo de atingir um programa comum dentro de 18 meses a partir da data de sua formação. A segunda companhia (URENCO) comprará as usinas construídas operando-as através de subsidiárias e venderá no mercado o urânio enriquecido. Após a ratificação do tratado pelo parlamento dos três países, as duas companhias se empenharão na avaliação técnica, com o objetivo de atingir um programa conjunto de desenvolvimento de um projeto comum de uma centrífuga e uma usina visando extrapolação para maior escala /97, 105, 106, 107/.

O acordo prevê a construção de usinas atingindo uma capacidade de 350×10^3 UTS/ano e localizadas em Capenhurst e Almelo. Atualmente duas usinas já estão em construção sob o controle dos países em que estão sendo construídas. A capacidade adicional de cerca de 250×10^3 UTS/ano será construída como um protótipo de uma usina comercial. As atuais usinas, que estão sendo construídas, podem ser consideradas como de demonstração, na tentativa de se conseguir uma informação detalhada sobre a capacidade de produção da centrífuga e experiências na operação de uma usina.

A usina de Almelo, na Holanda, é constituída de duas partes. A primeira, de projeto Holandês, está sendo construída sob supervisão da UCN*. O projeto estabelece uma capacidade nominal de 25×10^3 UTS/ano, variando a concentração do produto entre 2,5 e 4%, e operando a um teor de rejeito de 0,2%. A construção começou em novembro de 1969 e está em estágio avançado. As centrífugas estão sendo produzidas por uma fábrica independente de propriedade e controlada pela UCN*, mas operada por uma subcontratante. A usina está programada para entrar em operação no princípio de 1972.

A segunda parte da usina de Almelo é de projeto Alemão e será construída pela GNV** sob contrato da URANIT. A usina completa deverá ter 25×10^3 UTS/ano. A usina é construída em dois estágios permitindo a instalação de centrífugas diferentes e a montagem de cascatas diferentes, sendo possível a utilização dos avanços tecnológicos durante o período de construção.

A usina foi projetada para produzir urânio enriquecido a 2,2 e 3,2% e o teor de rejeito é de 0,2%. A usina deverá ser comissionada entre março de 1973 e agosto de 1974.

A terceira usina, que está sendo construída em Capenhurst, na Inglaterra, terá a capacidade de 15×10^3 UTS/ano, produzindo urânio enriquecido a 2,5% de U-235 e com um teor de rejeito de 0,3%. Está projetada no entanto, para sofrer uma ampliação até 50×10^3 UTS/ano. O objetivo desta usina é a confirmação da tecnologia e previsões econômicas. Foi também projetada de tal forma que qualquer problema possa ser definido e resolvido rapidamente. A usina deverá ser comissionada em janeiro de 1973.

* UCN - Ultracentrifugas Nederland N.V.

** GNV - Gesellschaft fur Nucleare Verfahrenstechnik mbH.

O resultado deste programa em desenvolvimento é aguardado com interesse inusitado. A demonstração econômica deste método viria modificar sobremaneira as perspectivas do enriquecimento do urânio.

3.3.4 Liberação da Tecnologia Americana /108, 109, 110/

Independentemente dos Estados Unidos, em todo mundo existem estudos de acompanhamento de tecnologia e introdução de usinas de enriquecimento de urânio, que passam, atualmente, por uma fase de transição. Existe uma tecnologia provada e os estudos a médio prazo indicam que as usinas a serem construídas, ainda nesta década, serão de difusão gasosa, obrigando que os principais programas adotem esta linha. A tecnologia de ultracentrífugas a gás está em desenvolvimento e espera-se que esteja provada até os meados desta década, sendo disponível para usinas a serem construídas na década dos 80.

A tecnologia é difícil e o esforço de desenvolvimento de uma tecnologia própria não é viável. Devido a isto todo mundo espera com interesse a política de venda de "know-how" da tecnologia americana de difusão gasosa para construção de usinas multinacionais.

Esta política está sendo iniciada. O primeiro passo é a liberação da tecnologia americana para ser utilizada por firmas particulares nos EUA /111/.

Dentro da política de transferência das atividades de enriquecimento para o setor privado, a AEC anunciou, em 22 de junho de 1971, que colocará disponível a tecnologia de enriquecimento de urânio a um número limitado de companhias americanas que desejarem desenvolver trabalhos neste campo. No entanto, a parte importante, incluindo a tecnologia que pode ser desenvolvida pela participação de companhias industriais, continuará secreta, como "Dados Restritos" e estará sob proteção e segurança /112/.

As companhias terão acesso tanto à tecnologia de difusão gasosa como à de ultracentrífugas. A tecnologia de ultracentrífugas tem sido desenvolvida nos EUA desde 1953. Durante 1961-1967, cinco companhias tiveram acesso às informações da AEC sobre o processo e conseguiram algum desenvolvimento. Em 1967, a

AEC, por questões de segurança, proibiu a continuação do programa de desenvolvimento deste processo. A modificação da política agora anunciada abre às companhias particulares a possibilidade de pesquisar, tanto no campo de ultracentrífugas quanto no de difusão gasosa, tendo os dados técnicos da USAEC. Esta mudança é devida à resolução do Presidente dos EUA de extinguir o monopólio governamental da indústria de enriquecimento, passando-a ao setor privado. Contudo, nada foi anunciado sobre a venda das três usinas de propriedade do governo, a um consórcio de firma de eletricidade. Espera-se que, em 1975, esta decisão seja tomada /113/.

Inicialmente, vinte e duas companhias foram convidadas para apresentar suas propostas tendo um acesso parcial à tecnologia de enriquecimento. Numa segunda etapa, dez companhias serão selecionadas e poderão efetuar estudos e desenvolvimento do processo. A participação da indústria será feita de maneira a produzir o mínimo efeito no atual programa de fornecimento de urânio enriquecido pela AEC (ver apêndice V) /114/.

As negociações internacionais neste campo iniciaram-se no fim do ano passado. Encontros foram realizados entre representantes da Ásia e da Europa e dos EUA para discutirem a possibilidade de utilização da tecnologia de difusão gasosa para construção de usinas multinacionais.

As conversações começaram com o Japão, Canadá e Austrália, em 19 de novembro de 1971, com vários observadores europeus e prosseguiram, em 16 de novembro, com os países da Europa (comunidade Européia e Inglaterra).

A liberação da tecnologia americana, de difusão gasosa, seria vantajosa para todo o mundo, possibilitando a construção de novas usinas para atendimento do mercado. A liberação da tecnologia americana acarreta /4/:

- 1) os EUA ficam livres de financiamento do novo aumento da capacidade;
- 2) os EUA conservam sua capacidade, para atender à sua própria demanda;
- 3) os EUA começam a receber direitos (royalties);

- 4) haverá mais tempo para desenvolvimento da tecnologia de ultracentrífugas;
- 5) com este atraso, adiam-se os problemas que apareceriam devido à proliferação de armas atômicas;
- 6) acordos internacionais tem de ser estabelecidos para ajustar a capacidade à demanda;
- 7) fica criado um precedente, para controle pela AIEA de urânio enriquecido;
- 8) os países ficam livres do monopólio americano.

Tendo em vista as vantagens que esta política trará aos EUA, espera-se que, no futuro, isto seja viável. Os EUA esperam que, com a liberação da tecnologia, haja mais tempo para uma tomada de decisão para a construção de uma nova capacidade americana a fim de atender à sua demanda. A data limite para esta decisão passará a ser 1975.

O Canadá, a Austrália e o Japão estão bastante interessadas na possibilidade de utilização da tecnologia americana para construção de usinas de enriquecimento. A situação dos três países é a seguinte:

O Canadá tem uma situação peculiar. A linha de reatores desenvolvida no Canadá é a de urânio natural. No entanto, tem disponibilidade de fontes de energia a baixo custo e uma grande disponibilidade de urânio natural. Sendo assim, seria mais interessante para o Canadá, ao invés de exportar urânio natural, exportar urânio enriquecido evitando um intermediário na operação do enriquecimento /115/.

A Austrália, do mesmo modo, possui reservas de urânio natural, sendo de mesmo modo de interesse a construção de uma usina de enriquecimento própria /116/.

O Japão é atualmente o país mais interessado na construção desta etapa do ciclo de combustível. Está, por um lado, tentando acordo com o Canadá e a Austrália para utilização da tecnologia americana de difusão gasosa. Por outro lado, foi divulgado recentemente que o Japão está disposto a construir uma usina de enriqueci-

mento de urânio nos EUA, utilizando a tecnologia de difusão gasosa. A usina seria financiada pela indústria de energia elétrica japonesa e secundariamente por companhias químicas americanas. No entanto, isto deve ser visto como um estudo de possibilidades entre as várias que o Japão tem a considerar. Como se sabe, uma das condições impostas pelos EUA para a cessão da tecnologia de enriquecimento de urânio para outros países era a de que as usinas construídas para sua utilização no exterior constituíssem empreendimentos multinacionais. Com a possibilidade de a usina ser construída em território americano, desapareceria a exigência da multinacionalidade uma vez que a mesma ficaria diretamente sob controle da USAEC /117, 118, 119/.

3.3.5 Produção Mundial

A produção total do mundo ocidental é realizada pelos EUA. A Inglaterra tem uma usina de pequeno porte que cobre a sua demanda e a França produz urânio altamente enriquecido para o seu programa de pesquisa e desenvolvimento. Em construção existem usinas de ultracentrífugas na Inglaterra e Holanda. A tabela 3.22 resume as capacidades das usinas existentes em funcionamento e as em construção, com os principais dados referentes a cada uma delas. Vê-se que para produção atual somente deve ser considerada a capacidade americana. No futuro, entretanto, são várias as alternativas que devem ser consideradas.

Independentemente dos acordos internacionais, o Japão vem desenvolvendo esforços para construção de uma usina própria, usando sua tecnologia. A meta do governo japonês é a construção de uma usina de $5,0 \times 10^6$ UTS/ano até 1985 /120/. Uma usina piloto deve entrar em operação até 1980. A data limite para a tomada de decisão quanto à tecnologia a ser utilizada é 1975. Até lá, as dificuldades das ultracentrífugas devem ter sido sanadas e o Japão poderá escolher com certeza o que será mais conveniente. Devido a isto o Japão tem programas de desenvolvimento em ambas as tecnologias: difusão gasosa e ultracentrífugas a gás /121/.

A corporação para o desenvolvimento de combustíveis nucleares anunciou que a partir de maio, o Japão começará a produzir urânio enriquecido a 1,4%, com a entrada de dez ul

TABELA 3.22

Usinas de enriquecimento de urânio

País	Usina	Tecnol. usada	Capacidade UTS/ano $\cdot 10^3$	Expansão Futura $\cdot 10^3$	Consumo de energia (Mwe)	Custo da usina M \$	Tempo de construção (anos)	Data de operação	Observação
EUA	OAK RIDGE	DIFUSÃO GASOSA	4.730	7.510	1.600	841	-	1951	
	PADUCAH	DIFUSÃO GASOSA	7.310	10.950	2.550	791	4	1954	
	PORTSMOUTH	DIFUSÃO GASOSA	5.190	8.030	1.900	767	4	1956	
França	PIERRELATE	DIFUSÃO GASOSA	400	-	-	-	5	1966/67	
Inglaterra	CAPENHURST	DIFUSÃO GASOSA	400	-	-	-	6	1953 (1956)*	
	CAPENHURST	ULTRACEN TRIF.GÁS	25	-	-	-	-	1972**	Protótipo
Holanda	ALMELO	ULTRACEN TRIF.GÁS	15	50	-	-	-	1973/74**	Protótipo
Rússia	-	-	-	-	-	-	-	-	Nada se sabe a respeito.
China	-	-	-	-	-	-	-	-	Nada se sabe a respeito

(*) Atingiu a plena capacidade

** Data prevista

tracentrífugas em operação, instaladas no Centro Tokai Mura. A produção dessas dez centrífugas deve ser da ordem de 20 quilos de urânio enriquecido por ano. Os trabalhos neste campo da tecnologia de ver ter-se iniciado há mais de 10 anos no Japão.

As ultracentrífugas têm como características especiais um tambor rotativo feito de aço especial ou resina textil carbonatada, capaz de manter-se em operação por 1.000 horas, com velocidades máximas de 550 metros por segundo. Separadores de filtração vão ser conjugados às centrífugas. Para redução do atrito, foi criado um campo magnético que mantém o rotor em flutuação.

Em 1973 espera-se que haja, no Japão, duzentas centrífugas, em funcionamento /121, 122/.

3.3.6 Conclusão /123/

São várias as incertezas quanto à política futura do enriquecimento do urânio.

A posição sustentada pelos americanos é a seguinte:

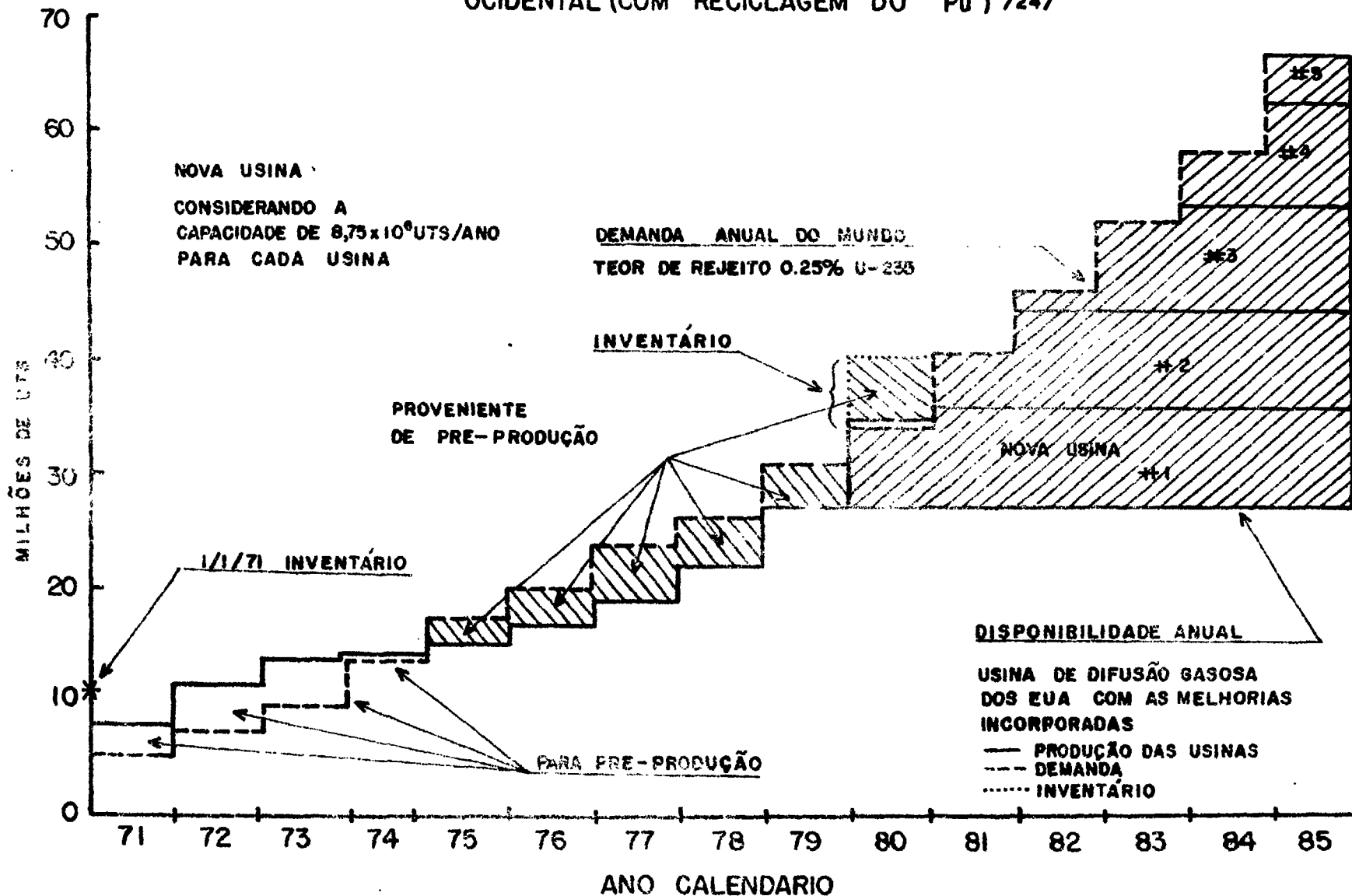
Segundo os estudos americanos a data de entrada de uma nova usina de enriquecimento nos EUA deverá ser 1982. Levando em consideração o tempo de 6 a 7 anos para construção de uma nova usina, a decisão deve ser tomada entre 1975/1976.

As previsões americanas levam em consideração que frações constantes do mercado serão supridas por fontes não americanas (5% em 1975, 15% em 1980, 35% em 1985). Segundo as previsões americanas, a demanda do mundo ocidental deverá atingir 50 milhões de UTS/ano em 1985. Os EUA estão dispostos, por outro lado, a ajudar a Europa e a Ásia na construção de capacidades próprias, mediante o oferecimento da tecnologia americana. Um programa de conversações já iniciou e deverá englobar três fases:

- primeiramente, conversações bilaterais entre os EUA e um país interessado sobre os aspectos econômicos do problema;

FIGURA 3.18 -

PROJEÇÕES DE DISPONIBILIDADE DE UTS
VERSUS DEMANDA ANUAL DO MUNDO -
OCIDENTAL (COM RECICLAGEM DO Pu) /24/



- numa segunda fase as conversações seriam multilaterais e englobariam tanto questões tecnológicas como econômicas;

- numa terceira fase seriam tratados os problemas de in formações tecnológicas.

As conversações tentariam mudar as legislações vigentes para permitir a transferência de "know-how".

As últimas previsões americanas, mostradas na figura 3.18, indicam que, em 1980, uma nova usina de $8,75 \times 10^6$ UTS/ano deve estar em funcionamento para atender à demanda mun dial, e a partir daí, blocos de igual capacidade deverão entrar em operação a cada ano /24/.

A França mantém a posição de que para a pri meira usina a ser construída é segura a utilização da tecnologia da difusão gasosa. A decisão deve ser feita entre 1973/74 para en trar em operação em 1980, época em que será necessária uma nova usina. A demanda mundial de urânio enriquecido, segundo franceses, deverá atingir 18 milhões de UTS em 1975, 35 milhões de UTS em 1980 e 70 milhões de UTS em 1985, sendo 50% devido à demanda ameri cana, 25% devido à demanda européia, 15% devido à demanda japone sa e os outros países do mundo ocidental dividindo os restantes 10%.

Para os franceses a demonstração tecnológica das ultracentrífugas não deverá ser realizada antes de 1974/75, sendo esta tecnologia viável para usinas futuras.

Todas as análises realizadas até hoje ex cluem a entrada da União Soviética no mercado internacional. Essas análises correm, então, um risco de serem modificadas se os soviéticos prosseguirem com suas propostas de enriquecimento tarifado ao mundo ocidental. A entrada no mercado de uma capacidade de mi lhões de unidades de trabalho de separação causaria uma influência importante na data de entrada de novas usinas em operação, bem co mo na política de controle do mercado mundial pelos americanos. Foi anunciado em Genebra, pelo Presidente do Comitê do Estado da União Soviética para energia nuclear, que a Rússia está pronta a assinar contratos de enriquecimento tarifados por 30 anos. O preço

anunciado dos contratos é ligeiramente inferior a 27 \$ / UTS, isto é, um pouco inferior aos preços americanos na época (\$ 28,7/UTS). No entanto, os preços, segundo os soviéticos, dependem de negociações com os países interessados.

Existe um grande número de incertezas sobre a política de enriquecimento do urânio. Só o tempo e a definição mais precisa dos programas atuais vão determinar a evolução futura das políticas do enriquecimento do urânio. Todavia, os programas devem ser acompanhados de perto para que não sejamos surpreendidos no futuro.

3.4 - Preço do urânio enriquecido

3.4.1 - Introdução

O mercado atual de urânio enriquecido é influenciado pelas características da indústria existente, e pela variação da demanda deste material.

As usinas existentes foram construídas dentro de programas militares, para atenderem a uma demanda urgente e crescente de urânio altamente enriquecido. Devido a isso foram construídas nos EUA grandes capacidades, e pequenas usinas na Inglaterra e na França.

A urgência dos programas militares levou à construção de usinas, nas quais nem sempre a solução mais econômica foi a adotada, e com características diferentes das necessárias para a produção de urânio enriquecido de baixo teor que é o enriquecimento exigido nas principais linhas de reatores atuais. As usinas para produção de urânio de baixo teor de enriquecimento exigem cascatas menores, isto é, com um menor número de elementos separadores em série, e estágios maiores, isto é, com uma maior capacidade de circulação de UF₆. Na utilização das usinas existentes para produção de urânio enriquecido de baixo teor, foi necessária uma readaptação das usinas, com prejuízos no rendimento do processo.

Com a redução dos programas militares, as usinas passaram a funcionar abaixo de sua capacidade nominal. No

entanto, com o crescimento da utilização da energia nuclear para produção de energia elétrica, empregando-se reatores com combustível a urânio enriquecido, ressurgia a demanda, e em ritmo crescente. Não mais em termos de urânio altamente enriquecido e sim de baixo enriquecimento nos níveis utilizados nos reatores comerciais. A demanda atual é ainda pequena em relação às capacidades existentes. Espera-se que elas sejam suficientes para atenderem à demanda até o fim desta década.

Finalmente deve-se citar a característica do mercado atual, que é monopólio americano. Os EUA são os únicos fornecedores, ao mundo ocidental, de serviços de enriquecimento. Suas usinas estão funcionando bem abaixo de sua capacidade nominal, o que é um incentivo para aumentar a produção. Na construção das futuras usinas os EUA ocupam uma posição de destaque. Isto porque têm uma experiência de mais de 20 anos na operação e manutenção de suas usinas; têm uma tecnologia bem desenvolvida e a única que pode ser aplicada, imediatamente, na construção de novas usinas, e além disso uma infra-estrutura industrial já formada neste campo.

O preço atual do mercado de serviços de enriquecimento é estabelecido pelos americanos e os programas atuais de construção de usinas procuram atingir os seus níveis.

3.4.2 - Custo do urânio enriquecido /124/

O custo do urânio enriquecido depende de dois fatores:

- 1) do preço e da quantidade de matéria prima que são precisos fornecer à usina para produzir o material enriquecido, considerando sempre o material na forma de UF_6 ;
- 2) do custo do trabalho de separação efetuado pela usina para enriquecer o urânio;

Temos então:

$$C_p = AC_A + \Delta C_A \quad \text{onde;}$$

C_p = custo do urânio enriquecido

- A = quantidade de material fornecido (urânio a enriquecer)
- C_A = custo unitário do material fornecido (urânio a enriquecer)
- Δ = quantidade de trabalho de separação realizado
- C_{Δ} = custo da unidade de trabalho de separação

As quantidades de material (A) e trabalho de separação (Δ), necessários, são proporcionais à quantidade de material produzido e função crescente do teor de enriquecimento desejado. Para um mesmo material a ser produzido (A) e (Δ) dependem ainda do teor de enriquecimento do material fornecido e do teor de rejeito da usina /124/.

A quantidade de material (A) a ser fornecida para produzir uma quantidade (P) de urânio enriquecido a um teor (x_p) é dada por:

$$A = P \frac{x_p - x_r}{x_a - x_r} \quad \text{onde;}$$

x_p = teor de enriquecimento do produto

x_a = teor de enriquecimento do urânio de alimentação

x_r = teor de rejeito da usina

Do mesmo modo pode-se calcular o trabalho de separação a ser realizado na usina e que é dado por:

$$\Delta = P(2x_p - 1) \ln \frac{x_p/(1-x_p)}{x_a/(1-x_a)} + P \frac{x_p - x_a}{x_a - x_r} (2x_r - 1) \ln \frac{x_r/(1-x_r)}{x_a/(1-x_a)}$$

Δ é o trabalho realizado na usina para dividir um fluxo de material de alimentação a um teor x_a de U-235 em dois outros, um a um teor x_p mais alto que x_a e outro a um teor x_r inferior a x_a /125/.

A USAEC publica tabelas correspondentes às expressões acima que dão as quantidades de trabalho de separação e de urânio natural necessárias para produzir urânio enriquecido nos vários teores de enriquecimento. Essas tabelas são periodicamente ajustadas conforme as características de funcionamento das usinas

americanas. A tabela 3.23 é a última publicada pela USAEC e consi
dera o teor de rejeito das usinas em 0,2% de U-235 /126/.

O preço de venda do urânio enriquecido de
pende do teor de rejeito de operação das usinas. A mudança do teor
de rejeito acarreta uma variação da quantidade de urânio e de tra
balho de separação necessária à produção de um mesmo material, a
um dado enriquecimento. Como já foi dito, as usinas funcionam
com um teor de rejeito otimizado em função do custo da unidade de
trabalho de separação e do custo do urânio natural, de maneira a
obter-se urânio enriquecido a um custo mínimo.

O custo do urânio enriquecido vem sofrendo
uma redução desde a primeira oferta americana. Em 1956 a USAEC es
tabeleceu em \$17/g de U-235 totalmente enriquecido (93%) /42/. O
preço atual, das tabelas americanas, é de \$11,78/g U-235 totalmen
te enriquecido, havendo, portanto, uma redução de 30% em relação a
1956. O preço atual estabelecido pela USAEC considera \$8/lb U_3O_8 e
\$32/UTS. No caso do enriquecimento tarifado este preço é ainda me
nor, devido à possibilidade de utilização de urânio natural a cus
to mais baixo.

A tabela 3.24 dá a evolução dos principais
parâmetros utilizados no cálculo do custo do urânio enriquecido,
pelos americanos.

Pode-se ver que desde a primeira oferta ame
ricana de urânio enriquecido até o anúncio do programa de enrique-
cimento tarifado, o custo da unidade de trabalho de separação so
freu uma redução de 30% passando de \$37,29/UTS para \$26/UTS, sendo
o custo atual \$32/UTS ainda bem inferior aos de 1956.

TABELA 3.23

TABELA PADRÃO AMERICANA DE ENRIQUECIMENTO DE URÂNIO/125/
(Considerando 32 \$ / UTS e 8 \$ / lb U₃O₈)

Teor de rejeito 0.2%

Teor de Enriquecimento (% U-235)	Custos Básicos Programados (\$/kg U como UF ₆)	Tabela padrão dos serviços de enriquecimento	
		Quantidade de urânio natural (kgs U de Al./ kgs U Prod.)	Quantidade de trabalho de separação (UTS/kg U Prod.)
0,38	3,00	0,352	-0,197
0,40	3,00	0,391	-0,198
0,42	3,81	0,431	-0,197
0,44	4,82	0,470	-0,194
0,46	5,89	0,509	-0,189
0,48	7,03	0,548	-0,182
0,50	8,24	0,587	-0,173
0,52	9,47	0,626	-0,163
0,54	10,79	0,665	-0,151
0,56	12,16	0,705	-0,137
0,58	13,52	0,744	-0,123
0,60	14,95	0,783	-0,107
0,65	18,68	0,881	-0,062
0,70	22,56	0,978	-0,012
0,711	23,46	1,000	0,000
0,75	26,65	1,076	0,044
0,80	30,87	1,174	0,104
0,85	35,22	1,272	0,168
0,90	39,69	1,370	0,236
0,95	44,26	1,468	0,307
1,00	48,90	1,566	0,380
1,10	58,43	1,761	0,535
1,20	68,25	1,957	0,698
1,30	78,29	2,153	0,868
1,40	88,52	2,348	1,045
1,50	98,95	2,544	1,227
1,60	109,50	2,740	1,413
1,70	120,15	2,935	1,603
1,80	130,96	3,131	1,797
1,90	141,86	3,327	1,994
2,00	152,86	3,523	2,194

Teor de Enriquecimento (% U-235)	Custos Básicos Programados (\$/kg U como UF ₆)	Tabela padrão dos serviços de enriquecimento	
		Quantidade de urânio natural (kgs U de Al./kgs U Prod.)	Quantidade de trabalho de separação (UTS/kg U Prod.)
2,20	175,09	3,914	2,602
2,40	197,57	4,305	3,018
2,60	220,30	4,697	3,441
2,80	243,24	5,088	3,871
3,00	266,33	5,479	4,306
3,20	289,61	5,871	4,746
3,40	313,02	6,262	5,191
3,60	336,52	6,654	5,638
3,80	360,16	7,045	6,090
4,00	383,86	7,436	6,544
4,50	443,50	8,415	7,690
5,00	503,59	9,393	8,851
5,50	564,03	10,372	10,022
6,00	624,77	11,350	11,203
7,00	746,97	13,307	13,587
8,00	869,93	15,264	15,995
9,00	993,51	17,221	18,422
10,00	1.117,54	19,178	20,863
12,00	1.366,76	23,092	25,782
14,00	1.617,14	27,006	30,737
16,00	1.868,39	30,920	35,719
18,00	2.120,37	34,834	40,724
20,00	2.372,93	38,748	45,747
25,00	3.006,37	48,532	58,369
30,00	3.642,16	58,317	71,064
35,00	4.279,78	68,102	83,816
40,00	4.918,92	77,886	96,616
50,00	6.201,33	97,456	122,344
60,00	7.488,93	117,025	148,235
70,00	8.782,18	136,595	174,302
80,00	10.082,97	156,164	200,605
85,00	10.737,71	165,949	213,892
90,00	11.397,63	175,734	227,341
92,00	11.664,01	179,648	232,796
93,00	11.798,05	181,605	235,550
94,00	11.932,86	183,562	238,328
96,00	12.233,13	187,476	244,842
98,00	13.129,41	191,389	269,982

TABELA 3.24

Evolução dos principais parâmetros da tabela de preços de enriquecimento da AEC /25/.

Tabela da AEC	Novembro 1956	Mai 1961	Junho 1962	Janeiro 1969
Preço do U-natural como UF ₆ ————— \$	39,27 ¹	23,50 ¹	23,50 ²	33,50 ³
Custo da unidade de trabalho de separação ————— \$	37,29	37,29	30,00	26,00
Teor de rejeito otimizado ————— %	0,221	0,277 ⁷	0,253	0,2
Preço de U ₃ O ₈ ————— \$/lb	14	8	8	12
Custo de transformação de U ₃ O ₈ - UF ₆ ————— \$/kg	2,71	2,71	2,71	2,3 ⁴

(1) teor de U-nat: 0,007115

(2) teor de U-nat: 0,007110

(3) para uma usina otimizada com os valores \$26 e 0,002

(4) tarifa da Allied Chemical

3.4.3 - Custo da unidade de trabalho de separação

3.4.3.1 - Introdução

A política atual do governo americano, para fornecimento de urânio enriquecido, é a venda de serviços de enriquecimento de urânio, ao invés de venda do material já enriquecido.

Os custos foram mantidos em segredo durante muito tempo, tendo sido divulgados com maiores detalhes a partir de 1968 /74/. A determinação do custo do enriquecimento do urânio é uma tarefa que tem sido abordada em todo mundo numa tentativa de se prever o custo da UTS nas novas usinas a serem construídas. A obtenção desta etapa a baixo custo é muito importante nos programas de introdução de centrais nucleares.

3.4.3.2 - Estrutura de custo da unidade de trabalho de separação

A estrutura de custo do trabalho de separação varia segundo a tecnologia empregada. No caso da difusão gasosa,

dois parâmetros são básicos:

- a) os encargos fixos anuais
- b) custo de eletricidade

Eles são responsáveis por mais de 95% do custo da unidade de trabalho de separação, sendo que o custo da eletricidade necessária para o funcionamento da usina equivale a uma parcela compreendida entre 40 ou 50% do custo total da UTS. As usinas de difusão gasosa têm um baixo custo de operação, que incide em 2 a 4% no custo da unidade de trabalho de separação /127/.

No caso de ultracentrífugas, a parcela principal é o encargo fixo anual, que corresponde a, aproximadamente 75% do custo da UTS. A parcela devido à energia é bem menor, reduzindo a cerca de 10%, enquanto que os custos de operação e manutenção aumentam devido aos problemas de manutenção de centrífugas. A figura 3.19 dá uma comparação da estrutura de custo dos dois métodos utilizados.

FIGURA 3.19

Comparação da estrutura de custo /63/

	Difusão Gasosa	Ultracentrífugas
Operação, Man.	2%	15%
Eletricidade	45%	10%
Encargo fixo	53%	75%

No caso da difusão gasosa é necessário conseguir-se os menores custos de eletricidade possíveis para que o custo do produto seja baixo e possa concorrer no mercado internacional. Os custos a serem obtidos em usinas de difusão gasosa, em função da variação do custo da energia e da taxa de juros utilizada, podem ser vistos na figura 3.20. Os dados são para usinas de tecn

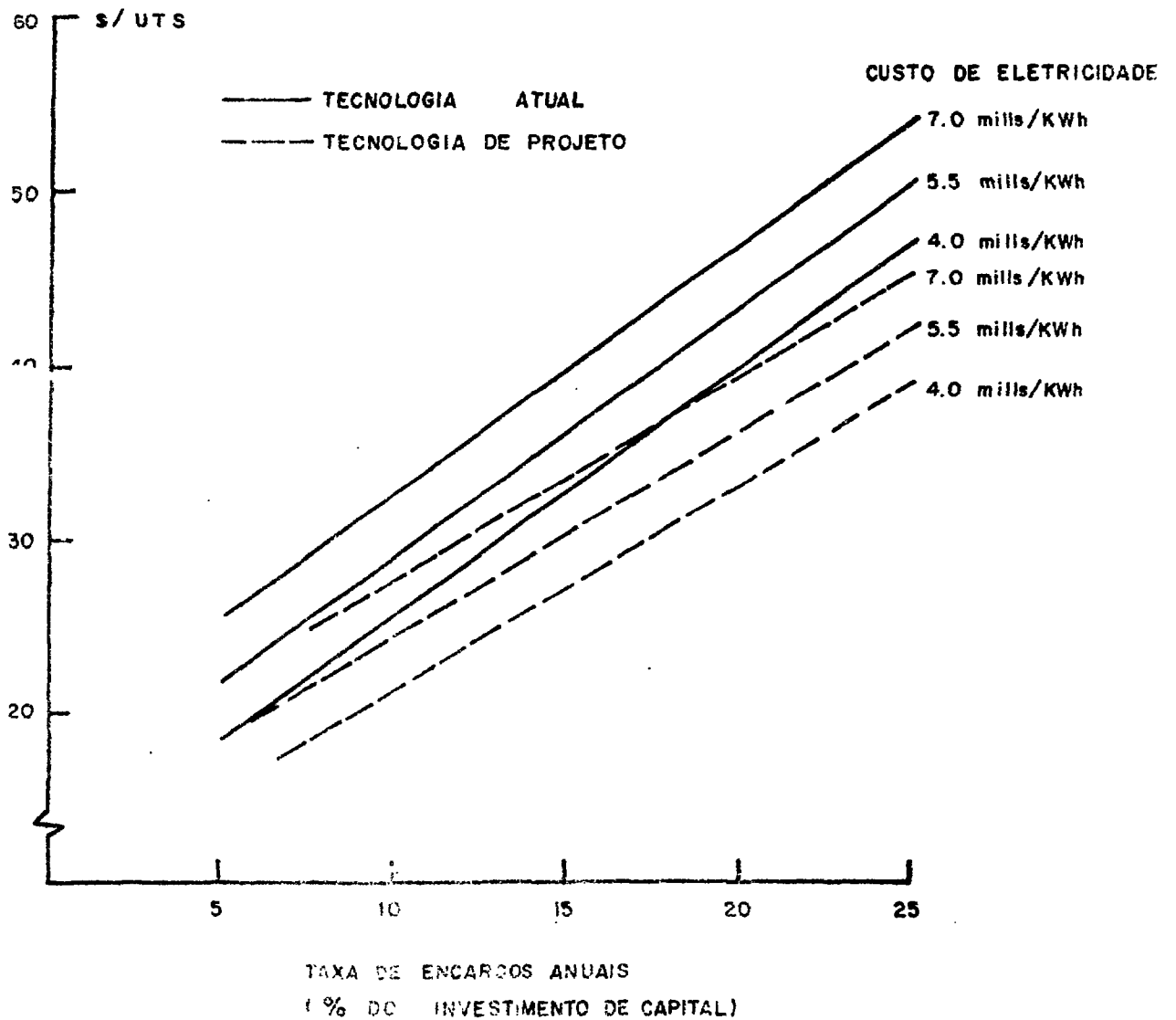


FIGURA 3.20. CUSTO DA UTS EM FUNÇÃO DA TAXA DE ENCARGOS ANUAIS /24/
 ($8,75 \times 10^6$ UTS/ANO, DOLAR 1971)

logia americanas sendo apresentadas duas alternativas: tecnologia atual ou tecnologia de projeto. Considerando a tecnologia atual, os encargos fixos anuais de 15% e o custo da eletricidade de 5,5 mills/kWh, o custo da UTS atinge o valor de \$36. Reduzindo os en cargos fixos anuais para 10%, o custo da UTS passa a \$29 ou seja é reduzido de cerca de 20%.

3.4.3.3 - Custo da UTS nas usinas americanas

Os dados técnico-econômicos necessários pa ra interpretar os custos do enriquecimento americano só foram di vulgados em 1968 /74/.

A tabela 3.25 dá o custo operativo das usi nas americanas durante o ano fiscal de 1971. Os dados são apresen tados para cada usina bem como para todo o complexo. A comparação dos custos entre as várias usinas não tem significado, devido aos diferentes níveis de operação, teores de enriquecimento do produ to, problemas de manutenção programas de testes e custos da ener gia diferentes. O custo médio de todo o complexo atingiu a \$23.80/ UTS durante o período considerado. A produção total do comple xo foi de 6.640×10^3 UTS /20/.

O preço do produto calculado para diversos níveis de operação da usina pode ser visto na tabela 3.26. O fun cionamento da usina a baixo níveis acarreta um custo do produ to mais alto. Esses custos foram calculados considerando o custo da energia igual a 5,5 mills/kWh; outros custos de operação em \$ de 1972 a juros de 5% e uma amortização em 33 anos /20/.

Os totais são exclusivos de qualquer permis são, para inflação depois de 1972, juros na pré-produção de contin gências.

TABELA 3.25

CUSTOS DE PRODUÇÃO DE URÂNIO ENRIQUECIDO/20/.

Custos de Produção	Oak Ridge		Paducah		Portsmouth		Total	
	Milhares	Custo Unitário	Milhares	Custo Unitário	Milhares	Custo Unitário	Milhares	Custo Unitário
Eletricidade	\$21.334	\$14,63	\$51.849	\$16,64	\$19.524	\$14,13	\$92.707	\$13,96
Outros custos de produção	13.046	8,95	11.831	3,11	16.347	11,84	41.224	6,21
Depreciação	4.781	3,28	12.384	3,26	6.959	5,04	24.132	3,63
Custos totais de produção	\$39.169	\$26,86	\$76.064	\$20,01	\$42.830	\$31,01	\$158.063	\$23,80
Produção-UTS	1.438.000		3.801.000		1.381.000			6.640.000

° 140.

Nos custos de produção acima não estão incluídas as despesas de desenvolvimento, despesas gerais de administração da AEC e outras e os juros devido ao investimento.

TABELA 3.26

Estimativa de custos do trabalho de separação versus ní
vel de potência no complexo atual /20/.

(AEC FY 1972 dollares)

	Nível de Potência (MW)		
	2000	3000	6000
Produção de trabalho de separaçã milhões UTS	6,3	9,5	17,1
Custo unitário (\$/UTS)			
Eletricidade	15,30	15,20	16,90
Outros custos de produção	5,40	4,00	2,20
Depreciação	3,80	3,80	3,40
Juros e outras despesas	<u>6,20</u>	<u>5,10</u>	<u>4,30</u>
TOTAL	\$ 30,70	28,10	26,80

Uma comparação do custo de operação das usi
nas americanas no período 1968/1970 é mostrada na tabela 3.27, com
as previsões feitas e os valores reais obtidos. Houve um aumento
do custo em relação às previsões. A produção foi menor que a pre
vista, não havendo redução dos custos operacionais. Isto foi resul
tado de uma estimativa errada, na época em que as previsões foram
feitas, do rendimento das usinas funcionando a baixas capacidades.

TABELA 3.27

Previsão de custos de operação do complexo de enriquecimento
americano /128/.

A n o	1968			1969			1970		
	Prev	Atual	Dif.	Prev	Atual	Dif.	Prev	Atual	Dif.
Custo total do pro duto em milhões \$	227	221	-6	194	200	6	179	195	16
Custo unitário do produto \$	23,76	24,84	1,08	24,56	28,58	4,02	25,73	31,59	5,86
Produção da usina 10 ⁶ UTS/ano	9,56	8,91	-651	7,84	6,99	-849	6,99	6,18	-748

3.4.3.4 - Custo da UTS no enriquecimento tarifado

Ao ser anunciado o enriquecimento tarifado, o custo da unidade de trabalho de separação foi estabelecido em \$26/UTS com um teto de \$30/UTS. Este custo foi estabelecido num critério de rentabilidade da usina e levava em consideração a operação da usina durante o período de 1966 a 1975.

Tabela 3.28

Custo médio previsto para venda de trabalho de separação ano fiscal de 1966 até 1975 /75/

	\$ por unidade de trabalho de separação
Conversão	\$ 13,90
Depreciação (Método da linha reta em 34a)	3,65
5% de juros no investimento médio (1/2 do investimento inicial, 5% de juros no capital do giro)	2,93
Outros custos (desenvolvimento do projeto, Administração da AEC, industrias suportes gerais)	<u>0,87</u>
Custo do produto, excluindo juros na pré-produção e contingências	\$ 21,35
Margem para contingências	3,50
Juros de 5% nos componentes de trabalho de separação da pré-produção	<u>1,15</u>
Custo médio total	\$ 26,00

O preço estabelecido está discriminado na tabela 3.28. A parcela preponderante é o custo da energia necessária à realização do enriquecimento. Aproximadamente 40% do custo da unidade de trabalho de separação é devido à energia. Neste custo considerou-se uma margem pequena devido à pré-produção, e deu-se uma margem para eventuais. A influência da parcela relativa à depreciação da usina é bem pequena, isto é pesa pouco, devido às características das usinas americanas que já foram construídas há mais tempo.

Este preço entrou em vigor em janeiro de 1959, com o início do enriquecimento tarifado.

Em 1970 houve uma mudança de critério estabelecido, passando a ser adotado o critério comercial, que se baseava no funcionamento de uma usina hipotética que teria 50% da capacidade das usinas atuais. Este critério foi estabelecido levando em consideração a possibilidade de as novas usinas americanas, e mesmos as atuais, passarem à propriedade de particulares. O preço foi estabelecido em \$28,70/UTS, tendo entrado em vigor em fevereiro de 1971. No entanto, em dezembro de 1970, o governo americano resolveu voltar ao primeiro critério estabelecido em 1966. Várias altas ocorreram em relação aos preços de 1967, o que justificou uma revisão nos custos. Um novo preço entrou em vigor em dezembro de 1971 e foi estabelecido em \$32/UTS /114/.

3.4.3.5 - Comparação dos custos em 1967 e 1971 /128, 124, 130, 131/

A tabela 3.29 mostra as duas tarifas de 1966 e 1971. As principais causas do aumento da tarifa foram os aumentos do custo da eletricidade, da mão de obra, outros custos de operação e os programas CIP e CUP.

A) Eletricidade

No cálculo da tarifa de \$26/UTS considerou-se o custo da eletricidade em 4 mills/kWh, que passou a 4,39 na tarifa de 28,7 e é considerado 5,2 mills/kWh na tarifa atual. A tabela 3.30 dá a evolução do preço dos contratos de eletricidade das usinas de difusão gasosa /19/. Como o custo da eletricidade é uma parcela preponderante no custo da unidade de trabalho de separação, este foi o maior fator de decisão para o aumento do preço dos serviços de enriquecimento.

B) Outros custos de operação

Houve um aumento de \$1,0 devido a outros custos de operação. Nestes custos estão incluídos:

- 1) custos de operação e manutenção exceto eletricidade
- 2) custos de testes das usinas
- 3) custos de projeto de equipamentos gerais da usina
- 4) custos diversos

TABELA 3.29

TARIFA AMERICANA DE ENRIQUECIMENTO /128/

	\$ 26	\$ 32	Diferença entre o 2º e 1º preços
	Anos fiscais 66 a 75	Anos fiscais 71 a 80 (C)	
Energia	\$ 10,91	\$ 13,70	\$ 2,79
Outros custos de exploração	2,50	3,50	1,00
Depreciação	3,65	3,30	-0,35
Custos adicionais (a)	3,79	3,75	-0,04
CIP e CUP (b)	0,50	1,85	1,35
Juros pela pré-produção	1,15	1,75	0,60
Total	22,50	27,85	5,35
Custos adicionais	3,50	4,15	0,65
Preço unitário	26,00	32,00	6,00

(a) Compreende juros, custos administrativos e despesas de PeD.*

(b) Programa de melhoria da cascata e aumento da potência - O custo de \$ 26 não inclui o programa CUP que não era previsto na época.

- CIP - Programa de melhoria da cascata

- CUP - Programa de aumento da potência

(c) Preço calculado, fora inflação, no período que vai do ano fiscal de 1971 a 1980.

* PeD - Pesquisas e Desenvolvimento.

TABELA 3.30

CUSTOS DE ELETRICIDADE DAS USINAS DE DIFUSÃO GASOSA /19/

A. Dados históricos				
Ano Fiscal	TVA para Oak Ridge	TVA para Paducah	EEI para Paducah	OVEC para Portsmouth
1966	4,11	3,79	3,97	3,95
1967	4,20	3,90	4,22	3,89
1968	4,22	3,94	4,26	3,97
1969	4,34	4,02	4,49	3,95
1970	4,53	4,22	4,59	4,05
1971	5,14	4,76	5,33	4,67
B. Bases de estimativas p/estabelecimento do preço em 5,2 Mills/kWh para 1972 e daí para frente				
	Por fonte	Por usina	Total	
TVA para Oak Ridge	5,55	5,55	5,2	
TVA para Paducah	5,53	5,46		
EEI para Paducah	5,37			
OVEC para Portsmouth	4,55	4,55		
C. Estimativas atuais para o ano fiscal de 1972				
	Estimativa original	Ano fiscal de 1972	Estimativa atual	
TVA para Oak Ridge	5,55	5,60	5,65	
TVA para Paducah	5,53	5,58	5,63	
EEI para Paducah	5,37	5,37	5,61	
OVEC para Portsmouth	4,55	4,64	5,16	

Os custos de operação e manutenção da usina, a plena capacidade, aumentaram de 24 milhões de dólares anuais para 38 milhões. Este aumento foi atribuído pela AEC como sendo devido:

- a estimativas inferiores à realidade - 6 milhões
- à inflação - 8 milhões.

O preço de \$26/UTS previa um programa de testes de \$5,5 milhões anuais. O preço de \$32/UTS, no entanto, considera um fundo de \$8,3 milhões em 1971, que passa a \$12,5 milhões em 1974 e retorna aos níveis originais em 1978.

Os custos de projeto de equipamento e da usina em geral foram omitidos ao ser estabelecida a tarifa de \$26/UTS. As estimativas atuais mostram que 10 milhões de \$ são necessários para essa finalidade.

Os custos diversos permaneceram os mesmos em ambas as tarifas.

C) Influência do CIP e CUP no custo da UTS

A tarifa de \$26/UTS baseou-se no custo de \$289 milhões para o CIP com uma amortização a partir de 1972. Aproximadamente 59 milhões deveriam ser amortizados até 1975. O projeto CUP não foi considerado.

Na tarifa de \$32, a AEC considera um custo estimado para o CIP de \$525 milhões, ou seja, \$236 milhões a mais que a estimativa anterior, e um custo de \$220 milhões para o CUP. O custo a ser amortizado devido aos programas CIP e CUP entre o período de 1975 e 1980 é de \$318 milhões, acarretando um custo adicional de \$259 milhões em relação ao anterior.

D) Juros pela Pré-Produção

Houve um aumento de 60 cents em relação à tarifa de 1968. A AEC estima que haverá uma maior pré-produção devido ao fato de uma maior pré-produção em relação ao planejamento anterior, e da nova tarifa considerar o período de 76 a 80, época em que a pré-produção média será maior.

A seguir é mostrada uma comparação ano a ano das estimativas de custos originais, com as estimativas preparadas no final

do ano de 1970 quando a AEC determinou que haveria um aumento do custo da UTS, e com as estimativas atuais que determinaram a nova tarifa. Estas estimativas incluem juros pela pré-produção (tabela 3.31).

TABELA 3.31

Estimativas de custos da UTS nas usinas americanas /128/

Ano Fiscal	Estimativas originais	Estimativas revistas (1970)	Estimativas atuais
1968	\$ 23,76	\$ 24,84	-\$ 24,84
1969	24,56	28,58	28,58
1970	25,73	30,94	31,59
1971	23,04	29,32	33,02
1972	22,93	27,42	32,70
1973	21,38	26,71	31,33
1974	20,70	26,87	31,19
1975	20,22	26,05	29,80
1976	-	24,68	29,31
1977	-	22,56	26,65
1978	-	21,11	25,71
1979	-	19,53	24,68
1980	-	18,59	24,21

As estimativas mostram que a partir de 1972 os custos começam a decrescer continuando até 1980. Isto devido ao fato, de as projeções terem levado em conta o custo-benefício dos programas CIP e CUP. Deve ser considerado que, embora as projeções a longo prazo devam ser feitas na determinação dos preços, a precisão decresce quando o período aumenta, havendo, portanto, incertezas substanciais nos dados obtidos.

3.4.4 - Programa de Construção de Usinas

3.4.4.1 - Introdução

A implantação de novas usinas de enriquecimento é um problema que vem preocupando os principais consumidores de urânio enriquecido. A característica principal a ser considerada é que as novas usinas a serem construídas terão o caráter de empresas comerciais, que deverão concorrer no mercado com as usinas americanas. Os Estados Unidos e a Europa têm vários estudos que

calculam os investimentos a serem atingidos na construção de novas usinas, bem como o custo da UTS obtido nestas usinas. Procurar-se-á, então, dar os principais cálculos existentes, tanto para a tecnologia de difusão gasosa como para a de ultracentrifugação gasosa.

3.4.4.2 - Construção de Usinas de Difusão Gasosa nos EUA

O programa de construção de usinas nos EUA goza de inúmeras vantagens devido não somente à sua tecnologia já desenvolvida, como também à experiência operativa que permite calcular com segurança os custos de operação e manutenção de novas usinas.

As estimativas preliminares do custo de usinas de difusão gasosa nos EUA podem ser vistas na tabela 3.32. Os investimentos iniciais são bem baixos sendo que os custos da UTS são bastante reduzidos. No entanto, estes custos foram calculados em 1968 e podem ser considerados muito otimistas. As estimativas mais recentes são bem mais altas e podem ser vistas na tabela 3.33/24/.

Prevê-se que os custos da UTS a serem obtidos nas novas usinas serão próximos aos custos atuais do enriquecimento tarifado.

3.4.4.3 - Construção de Usinas de Difusão Gasosa na Europa

Embora a França e a Inglaterra possuam "know-how" em difusão gasosa, a experiência não é suficiente para a extrapolação de uma usina de grande porte para produção comercial. As estimativas feitas na Europa, para o custo da UTS, consideram geralmente a possibilidade de utilização da tecnologia americana, fazendo considerações sobre os custos de investimento e da eletricidade a serem obtidos na Europa. Os principais resultados obtidos tanto dos estudos Foratom como Euratom são, por outro lado, estudos bem preliminares.

Considerando esta tecnologia, as previsões indicam que dificilmente os custos americanos serão atingidos na Europa. Isto devido ao custo da eletricidade mais alto, bem como às taxas de juros mais altas.

TABELA 3.32

ESTIMATIVAS PRELIMINARES DO CUSTO DA UTS NOS EUA, EM NOVAS USINAS /74/

Capacidade da usina 10 ³ UTS	Tecnologia	Potência da usina MW	Custo de Capital M \$	Custo operação ex- clusive ele- tricidade M \$ / ano	Encargos fi- xos anuais 10 anos, 5% * M \$ / ano	Custo da eletricidade 4mills/kWh M \$ / ano	Custo unitá- rio da UTS \$ / UTS
5.000	corrente- 1965	1350	543	4,8	70,3	47,3	24,5
	projetada 1970	1280	506	4,7	65,5	44,8	23,0
8.000	corrente- 1965	2180	811	5,4	105	76,4	23,4
	projetada 1970	2080	743	5,3	96,2	72,9	21,8
17.500	corrente- 1965	4882	1543	6,3	199,8	171,1	21,6
	projetada 1970	4600	1446	6,1	187,3	161,2	20,3

* Equivalente a um encargo fixo anual de 12,95%

TABELA 3.33

Estimativas para novas usinas de difusão gasosa (localizados nos EUA e para produzirem urânio enriquecido entre 3 - 4% U-235) (Custos em dólares de 1972) /24/.

TECNOLOGIA	PRESENTE	PRESENTE	PROJETO*
Capacidade Separativa 10^6 UTS/ano	8,75	17,5	8,75
Investimento de capital 10^6 \$	1290	1920	1050
Investimento específico \$/UTS	149	110	120
Potência MW	2360	4590	2060
Potência específica kW/UTS/ano	0,270	0,262	0,235
Custo de operação 10^6 \$/ano	13	16	14
Pessoal	860	980	1020

* Tecnologia de projeto representando a tecnologia disponível para ser aplicada nos fins da década dos 70.

O Grupo da EURATOM, estudando o problema de enriquecimento na Europa, calcula que na implantação de uma usina de difusão gasosa de $5,0$ a $8,0 \times 10^6$ UTS/ano, o investimento específico será da ordem de \$90 a \$130/UTS, sendo o investimento global total da ordem de 450 a 1000 M\$. O consumo de energia elétrica é calculado como sendo da ordem de 2.300 a 3.000 kWh/UTS.

As despesas de operação e manutenção são da ordem de 2% do investimento inicial, considerando a amortização do capital em 20 anos, e de 4% se considerarmos um período de 30 anos. Associando-se uma anuidade correspondente a estas duas alternativas, com uma taxa de juros a 7%, chega-se a um ônus financeiro global de:

$$9,43\% + 2\% = 11,43\%$$

$$8,00\% + 4\% = 12\%$$

Pode-se, então, considerar como sendo 12% o ônus do investimento devido à amortização e à manutenção da usina, qualquer que seja o período considerado para amortização.

O pessoal necessário para operação de uma usina é da ordem de 700 a 1000 pessoas, conforme a capacidade da usina $5,0$ ou $8,0 \times 10^6$ UTS/ano.

Na tabela 3.34 são mostrados os custos da UTS, considerando a variação do investimento inicial e o consumo de energia. Segundo o relatório, os custos mais prováveis devem atingir valores entre \$27 e \$31/UTS.

Segundo parecer da FORATOM, numa usina de dimensões européias, com a capacidade de $2,5$ a $3,0 \times 10^6$ UTS/ano, o investimento específico deverá atingir \$150/UTS. Sem ser considerado qualquer esforço de pesquisa e desenvolvimento ou a energia necessária ao sistema, o investimento da usina atinge, portanto, cifras de $\$350 \times 10^6$.

TABELA 3.34

Custos de Usinas de Difusão Gasosa na Europa /69/

Investimento Específico	90\$			110\$			130\$		
	2300	2650	3000	2300	2650	3000	2300	2650	3000
Consumo de Energia Elétrica									
Juros de 10% sobre o investimento		10,8			13,2			15,6	
Custo da Energia Elétrica (5 mills/kWh)	11,5	13,2	15	11,5	13,2	15	11,5	13,2	15
Despesas de Pessoal		1,4			1,4			1,4	
Inventário		1			1			1	
Preço da UTS	24,7	26,4	28,2	27,1	28,8	30,6	29,5	31,2	33

3.4.4.4. - Diferença de Custo da UTS na Europa

As influências das maiores taxas de juros e dos mais altos custos da energia encontrados na Europa são vistas na tabela 3.35. Os demais custos são idênticos aos fornecidos pela USAEC, considerando a tecnologia americana.

TABELA 3.35 /63/

Custos da UTS para uma usina, na Europa, em função do custo da energia e do custo de capital e considerando os outros custos da USAEC

C A S O	1	2	3	4	5
Energia Elétrica mills/kWh	6	6	7,5	6	7,5
Tempo de Amortização Anos	15	25	25	20	20
Juros %	5	7,5	5	7,5	7,5
Energia Elétrica	15,00	15,00	18,75	15,00	18,75
Outros Custos de Conversão	2,40	2,40	2,40	2,40	2,40
Custos Fixos	6,00	6,00	6,00	7,50	7,50
Juros	4,63	7,46	4,63	7,20	7,20
Custo de Desenvolvimento	0,87	0,87	0,87	0,87	0,87
T O T A L	28,90	31,73	32,65	32,97	36,72

(Não está incluída margem para contingência).

Estes preços são de 10% a 50% superiores ao preço estabelecido pela USAEC em 1966, ou seja \$26/UTS. Considerando o preço atual, a diferença é muito menor. Um desenvolvimento deve ser feito, na Europa, para atingir-se os preços dos EUA.

3.4.4.5 - Construção de usinas de ultracentrífugas

A obtenção de dados econômicos da tecnologia de ultracentrífugas é ainda mais difícil que a da difusão gasosa. Os programas atuais em desenvolvimento são de demonstração da tecnologia, os dados econômicos sendo extrapolações de estudos de laboratório necessitando ainda de uma comprovação mais real. Isto só será conseguido depois do funcionamento das usinas que estão sendo construídas pelo acordo "TRIPARTITE"

No entanto, pode ser salientado que as usinas de ultracentrifugação já são economicamente viáveis para peque

nas capacidades. A Holanda, a Alemanha e a Inglaterra são os países que publicaram mais dados relativos a esta tecnologia.

No relatório Foratom sobre o enriquecimento na Europa, são as seguintes as considerações feitas relativas à usina de enriquecimento por ultracentrifugação gasosa. A Atomforum da Alemanha e da Holanda são da opinião de que para uma usina de demonstração, mesmo com uma capacidade de 100.000 UTS/ano, que é bem pequena, os investimentos específicos iniciais são baixos, já sendo possível a construção de usinas econômicas. Para os holandeses os custos dos investimentos devem atingir \$ 200/UTS para a primeira usina e em torno de \$ 167/UTS para uma segunda usina maior. O investimento inicial, segundo os dados holandeses, são dados na Tabela 3.36. Vê-se que a parcela preponderante nessa tecnologia é o investimento inicial relativo às centrífugas.

TABELA 3.36 /9/

Custo do investimento específico para uma usina de ultracentrífugas segundo o NEDERLANDS ATOOMFORUM e o REATOR CENTRUM NEDERLAND.

	Primeira Usina	Usina Sucessiva
Centrífugas	141,50 = 70,8%	109,00 = 65,3%
Edifícios	32,15 = 16,3%	32,15 = 19,25%
Outros equipamentos	25,75 = 12,9%	25,75 = 15,45%
T O T A L	\$199,40 = 100%	\$166,80 = 100%

O custo da UTS nas usinas holandesas é dado na Tabela 3.37. As seguintes hipóteses suplementares devem ser feitas:

- 1) Consumo de energia 59W - 518 kWh/UTS.
- 2) Custo de energia = 9,73 mills/kWh.
- 3) Taxa de juros do investimento = 5% a.a.
- 4) Segundo a parte da usina o período de amortização é diferente - 25 anos para a construção, 10 anos por certas instalações auxiliares e 5 anos para outras instalações.

- 5) Para período de amortização da centrífuga são previstos 10 e 25 anos, dependendo da vida da centrífuga.
- 6) Os custos de manutenção se elevam a 5% por ano para os diferentes elementos de equipamentos não compreendendo a troca de centrífugas.
- 7) A disponibilidade é de 80%.
- 8) Pessoal necessário ao funcionamento - 30 pessoas - com um custo de \$163.000 por ano.
- 9) Os custos de funcionamento complementares e imprevistos são calculados em \$5,50/UTS.

TABELA 3.37 / 9 /

Custo específico para uma usina de ultracentrífugas com dados do "NEDERLANDS ATOOMFORUM" e o REATOR CENTRUM NEDERLAND"

Primeira usina (100.000 UTS/ano)			
Duração da amortização das centrífugas	10 anos	25 anos	
custo do equipamento	24,00	15,09	
taxa de pessoal	1,63	1,63	
energia elétrica	4,00	4,00	
riscos e custos suplementares	<u>5,50</u>	<u>5,50</u>	
Custo da UTS	\$/UTS 35,13	26,22	
Usina suplementar			
Duração da amortização das centrífugas	10 anos	25 anos	
custo do equipamento	19,45	12,60	
taxa de pessoal	1,63	1,63	
energia elétrica	4,00	4,00	
riscos e custos suplementares	<u>5,00</u>	<u>5,00</u>	
Custo da UTS	\$/UTS 30,58	23,73	

O ATOMFORUM alemão estima um custo mais baixo, e para uma usina de 100.000 UTS/ano os custos de investimentos já atingem os valores de 162,5, que é um valor próximo para uma usina de 2.000.000 UTS/ano, utilizando a tecnologia de difusão gasosa.

Os cálculos alemães do "GESELLSCHAFT FÜR KERNVERFAHRENSTECHNICK" são menos favoráveis. As condições alemães são diferentes, principalmente nas considerações sobre a vida da centrífuga, que foi considerada como tendo uma vida média de 3 anos. A tabela 3.38 mostra os resultados alemães.

TABELA 3.38

Custo unitário da UTS de uma usina de tecnologia alemã /9/.

Natureza dos Custos			
energia elétrica		2,63	3,29
custos renovação de centrífuga		10,42	10,42
amortização		6,52	8,15
juros		5,02	9,36
taxa de pessoal		4,50	1,00
custos de manutenção de centrífugas		<u>4,00</u>	<u>4,00</u>
Custo da UTS	\$/UTS	33,09	39,72
Hipóteses			
custo da energia, mills/kWh		6,0	7,5
consumo de energia, kWh/UTS		438	438
investimento específico, \$/UTS		163	163
duração da amortização anos		25	20
taxa de juros, (% por ano)		5,1	6,5

Nos estudos desenvolvidos pela EURATOM, os cálculos do custo da UTS, para usinas de ultracentrifugação gasosa

sa, consideradas como referência, serão dados a seguir.

A partir dos dados holandeses, a delegação desse país sugeriu que fosse considerada uma anuidade de 11%, mais um aumento de 2% devido à renovação das centrífugas. Para os técnicos holandeses o limite de duração da centrífuga é devido somente às considerações de caráter econômico sobre o custo da unidade de trabalho de separação, o que pode acarretar a substituição de uma centrífuga por outras mais modernas. Considerando uma taxa de juros de 7% a.a., com uma amortização em 15 anos, que acarreta uma anuidade de 11%, obtém-se os resultados que são mostrados na tabela 3.39.

TABELA 3.39 /63/

Usinas de Ultracentrifugação Gasosa (dado holandês)

1) Características das Usinas

Capacidade em 10^3 UTS	250	2500
Investimento específico centrífuga \$	111	73
Edifícios e Anexos \$	85	50
Custos iniciais \$	19	8
Consumo específico kWh/UTS	300	300
Potência requerida MWe	10,7	107
Custo de energia elétrica mills/kWh	10	7
Pessoal	60	230

2) Custo da UTS - \$/UTS

Capacidade em 10^3 UTS/ano	250	2500
Amortização (anuidade 11%+2 = 13%)	28	17
Energia elétrica	3	2,1
Pessoal	2,4	0,9
Preço da UTS	33,4	20,0

Nestes mesmos estudos os dados alemães para uma usina de 150.000 centrífugas, e que correspondem a uma usina de 500 a 900 UTS/ano, são apresentados na tabela 3.40. Estes dados foram baseados considerando que a vida da centrífuga não deve ser superior a 5 anos.

Levando-se, entretanto, em conta os progressos tecnológicos e a possibilidade de aproveitamento de algumas partes da centrífuga, a substituição de uma centrífuga acarreta um custo adicional que representa um valor aproximadamente da metade dos custos iniciais. Considerando ponderações entre as diversas durações da amortização de uma centrífuga de um lado e do resto da usina do outro, admitiu-se uma anuidade de 15% a uma taxa de juros de 7% a.a.

TABELA 3.40 /63/

1) Características das usinas (dado alemão)

Capacidade em 10^3 UTS/ano	500	900
Investimento específico \$ centrífugas \$ edifícios e anexos \$	124 129	92 77
Consumo específico kWh/UTS	430	430
Potência requerida MWe	26	47
Custo da energia elétrica mills/kWh	10	10
Pessoal	100	150

2) Custo da UTS - \$/UTS

Amortização - anuidade 15%	38	25,4
Energia elétrica	4,3	4,3
Manutenção (exclusive centrífuga)	5,2	3,1
Pessoal	2	1,7
Inventário	0,5	0,5
Total	50	37

Pode-se notar que considerando estes dados, será bem viável a construção de usinas a ultracentrífugas na Europa. Os dados holandeses são bem otimistas, já sendo viáveis a construção de pequenas usinas. No entanto, os dados alemães são mais conservadores e mostram que uma usina de capacidade de 500.000 UTS/ano ainda não é econômica. Somente para usinas maiores o custo será menor. Essas capacidades, porém, devem ser bem inferiores as mínimas admitidas para a difusão gasosa.

Outra consideração a ser feita nesta tecnologia, é a possibilidade de se fazer pequenos incrementos na usina.

É possível o acompanhamento da demanda, com previsão de instalação de equipamentos para fabricação das centrífugas e dos outros itens das usinas, atendendo a um dado ritmo de expansão.

Estudos desenvolvidos na Inglaterra, relativos à implantação de usinas de enriquecimento, consideram que, na tecnologia de ultracentrifugação gasosa, as primeiras usinas a serem construídas têm um investimento inicial maior que as subsequentes. Na tabela 3.41 vê-se o investimento inicial e o custo de operação e manutenção para construção de uma capacidade de $5,0 \times 10^6$ UTS/ano. O primeiro bloco a ser construído com uma capacidade de $0,5 \times 10^6$ UTS/ano tem o investimento específico inicial 30% mais alto que os de uma usina de $3,0 \times 10^6$ UTS/ano, e o segundo bloco de $1,0 \times 10^6$ UTS/ano, é ainda 13% mais alto. O custo nivelado da UTS atingido, considerando a estratégia de construção de uma capacidade de $5,0 \times 10^6$ UTS/ano em 5 anos, neste estudo, foi de \$ 26,5/UTS. O consumo específico da energia é de 460 kWh/UTS e o custo da energia foi considerado como sendo 6,5 mills/kWh. Esses estudos são os mais recentes e podem ser considerados bastante confiáveis.

TABELA 3.41

Custos de Usinas de Ultracentrifugas /19/

Capacidade 10^3 UTS	Inv. Inicial \$/UTS	Custo Op. Man. \$ M/ano
500	160	10
1500	140	12
2500	122	14
3500	122	17
4500	122	22
5000	122	25

3.4.4.6 - Conclusão

Os preços atuais são baseados nos serviços de enriquecimento de usinas que foram construídas para fins militares. Isto faz com que o investimento específico tenha pouca influência no custo da unidade de trabalho de separação. O preço americano é bem baixo e leva em consideração o planejamento a longo prazo da operação das usinas americanas, incluindo as vantagens do aumento da capacidade abaixo do custo, devido aos programas CIP e CUP. Na construção de novas usinas, os cálculos americanos atingem preço um pouco superior aos atuais. Devem, contudo, ser considerados os aumentos dos custos devido à inflação e ao aumento dos custos da energia nos EUA. Há, atualmente, uma incerteza quanto às perspectivas do preço da unidade de trabalho de separação. Espera-se, no entanto, que as novas usinas

sejam atingidos os preços atuais. No futuro, o que vai influenciar será a competição econômica entre os métodos de difusão gasosa e de ultracentrífugas a gás. No caso de difusão gasosa são necessárias usinas de alta capacidade que exigirão um alto investimento inicial. Será, então, necessário que se realizem acordos e se procure locais onde seja baixo o custo da energia, para a construção de usinas de difusão gasosa. Uma usina de baixa capacidade daria um preço de produto que não concorreria no mercado.

No caso da demonstração da tecnologia de ultracentrífugas, seria viável a construção de usinas de pequeno porte, com menores investimentos iniciais, que devido às características do processo poderão ser ampliadas no futuro. Além disso, o baixo consumo de energia em relação à difusão gasosa possibilitará a construção de usinas, mesmo em locais em que o custo da energia seja mais alto.

Tem-se, então, uma política de incertezas e especulações. A indústria existente tem características peculiares e diversas das de uma empresa comercial. Os cálculos dos custos para usinas nas bases comerciais são divulgados, mas não se tem certeza até que ponto são confiáveis. Por outro lado, espera-se com todo interesse uma definição sobre qual processo será viável no futuro. A demonstração da tecnologia da ultracentrífuga é uma incógnita que, se bem sucedida, irá mudar sobremaneira o estado atual de enriquecimento do urânio no mundo.

3.5 Contratos de Compras de Urânio Enriquecido /133, 134, 135,136, 137, 138, 139/.

3.5.1 - Introdução - Evolução da Política Americana

O estabelecimento da política americana de programas de usos pacíficos da energia atômica data de 1946. No entanto, pode-se considerar o início desta política somente em 1954. constando de trocas de informações técnicas, de materiais e equipamentos utilizados na energia nuclear.

O fornecimento de urânio enriquecido era um grande problema. A AEC prescrevia que o aluguel de urânio enriquecido, a usuários estrangeiros, deveria ser feito através de decisão presidencial. A primeira autorização foi dada em 1954 e consistia de 100 kg de U-235. Em 1964 houve uma emenda a esta lei permitindo a posse de combustível pela indústria privada americana (Private Ownership act). Em 1967 foi eliminada a decisão presidencial

para aluguel de urânio enriquecido.

Na tabela 3.42 mostra-se o crescimento do fornecimento de urânio enriquecido, pelos americanos. Vê-se que tem sofrido uma expansão devido ao crescimento das facilidades de fornecimento.

TABELA 3.42

Crescimento do Fornecimento de U-235 pelos EUA /135/

ANO	QUANTIDADE kg U-235
1954	100
1966	250.000
1968	500.000

Pode-se observar que a política americana tem sido bastante estável e sofrido uma evolução constante. As etapas mais marcantes desta política foram:

agosto de 1964 - Permitida aos usuários americanos, a propriedade de combustível nuclear, continuando o aluguel de urânio enriquecido no exterior.

janeiro de 1969 - O anúncio dos serviços de enriquecimento tarifados pela USAEC:

- a) utilizando urânio dos EUA para utilização nos EUA
- b) utilizando urânio americano ou estrangeiro para uso fora dos EUA.

janeiro de 1971 - O aluguel de combustível pela USAEC não será mais utilizado exceto em casos especiais de pesquisa e desenvolvimento e áreas educacionais. Também a USAEC terminará sua obrigação de comprar plutônio a \$10/g de nitrato físsil.

julho de 1973 - Todo material alugado pela USAEC deverá ser comprado pelo Governo usuário.

janeiro de 1975 - Poderá ser permitida a utilização de urânio estrangeiro para uso nos EUA.

3.5.2 - Tipos de Contrato /134, 135/

Até 1971 existiam dois tipos de contratos: aluguel ou compra de combustível. A partir de janeiro de 1971 foi extinto o primeiro que ainda é permitido, somente em casos especiais para pesquisa.

Embora a AEC ainda possa vender urânio enriquecido, o tipo de contrato mais utilizado será o enriquecimento tarifado, cuja característica principal é a venda dos serviços de enriquecimento ao invés de venda do material já enriquecido. Isto possibilitou aos usuários a compra de urânio natural a um custo mais baixo ou usar o seu próprio urânio natural. Os contratos são realizados entre os governos ou por intermédio de uma associação internacional (IAEA, EURATOM, p. ex.).

Em geral os contratos são a longo termo, baseando-se na demanda de combustível para atender a um dado programa nuclear. Os acordos têm uma duração fixa que pode estender-se por períodos de até 30 anos. Especificam o teto máximo de urânio enriquecido que deve ser fornecido. Esta quantidade é estimada como a requerida, durante o acordo, pelos reatores de potência que o país pretende operar ou iniciar a construção durante os próximos 5 anos. Os contratos abrangem, então, não somente os reatores que já tenham sido definidos mas um programa de centrais a ser definido nos próximos 5 anos. Em intervalos de tempo, no entanto, esses contratos poderão ser acrescidos para levar em consideração novos projetos, aumentando-se o teto para cobrir o programa existente. Por outro lado, os contratos podem ser reduzidos se o programa não se desenvolver como fora previsto. Existem cláusulas no contrato que protegem o interesse de ambas as partes.

Os contratos são de natureza comercial e apresentam obrigações do governo americano. O pagamento à USAEC deve ser feito a vista, mas o Export-Import Bank está preparado para fornecer financiamento.

O material fornecido pelo usuário é em forma de UF₆ que o recebe também nesta forma, já enriquecido. A quan-

tidade recebida poderá incluir uma reserva razoável de elementos combustíveis que poderá atingir até um núcleo do reator. Considerando o tempo de duração de uma carga, isto equivale a aproximadamente um período de 3 a 5 anos de operação do reator a plena capacidade.

3.5.3 Enriquecimento Tarifado

Em 1964 o Governo americano resolveu estimular a propriedade privada de combustível nuclear, com a participação da indústria no ciclo de combustível e estimular a indústria de mineração, estabelecendo, então, para janeiro de 1969, a data de início dos serviços de enriquecimento tarifado.

Oferece o governo, contratos a longo termo assegurando o fornecimento de combustível enriquecido em termos e condições atraentes. O critério de enriquecimento tarifado foi submetido ao congresso em 1º de julho de 1966, depois de consultas à indústria tanto dos EUA como do exterior, e tornou-se efetivo em 23 de dezembro de 1966, com pequenas alterações.

Esta nova linha de contratos estabelece, em linhas gerais:

TARIFA - pela primeira vez adotou-se um preço teto para as tarifas, baseado na recuperação do custo total de produção. O teto estabelecido foi de \$30/UTS (atualmente \$38/UTS) estando sujeito a acréscimos devido a aumento de custo da mão-de-obra ou da energia elétrica. As tarifas são idênticas tanto para usuários americanos como para estrangeiros.

Os cálculos do contrato devem ser realizados a partir de tabelas de serviços de enriquecimento que são publicadas pela USAEC. Essas tabelas especificam a quantidade de urânio natural a ser fornecida, e a quantidade de trabalho de separação necessária para produzir um quilo de urânio enriquecido no teor desejado.

Além dos custos dos serviços de enriquecimento o usuário deve pagar os custos de retirada, manuseio, embalagem e aluguel de "containers" da USAEC.

CONTRATOS - em contratos de enriquecimento tarifado há uma redução no tempo de cancelamento, de 5 para 3 anos e meio, sem mul

tas. Os tetos de multa estão especificados, não devendo exceder 25% dos custos dos serviços de enriquecimento que seriam fornecidos durante o período mínimo de aviso. O contrato ainda especifica que a USAEC não pode determinar o seu cancelamento a menos que exista fonte de fornecimento equivalente nos EUA.

Nos contratos existentes entre os governos e a USAEC, e sob a licença da segunda, estão previstas modificações para permitir a venda ou exportação de serviços de enriquecimento tarifado, a organizações privadas dos EUA ou a firmas do exterior que tenham autorização do governo. No entanto, continuará a ser responsabilidade dos EUA e dos governos definir se a demanda de combustível pelas firmas particulares está dentro do escopo do ato de cooperação.

Existem 2 tipos de contratos de enriquecimento tarifado:

1) Quantidades Definidas

Neste tipo de contrato o usuário especifica o tipo de material que irá utilizar. É aplicado quando o usuário tem informações corretas tais como o teor de enriquecimento do combustível e quantidades necessárias, nível esperado de irradiação, teores e quantidades de urânio reciclado, bem como a programação na qual a alimentação e o produto devam ser entregues.

Neste tipo de contrato o usuário pode especificar: as características do combustível a ser utilizado ou a quantidade de serviço de enriquecimento, isto é, quantidades de unidades de trabalho de separação, necessárias para atender à demanda. O contrato obriga a USAEC a fornecer e ao usuário a comprar as quantidades de serviços de enriquecimento, baseando-se na programação pré-estabelecida.

Em ambas alternativas o usuário pode cancelar ou requerer uma quantidade suplementar, ou mesmo comprar plutônio para usar como combustível, sem afetar suas obrigações de contrato.

2) Contrato de Demanda

Para aqueles que não desejarem a obrigação de uma quantidade definida, a USAEC tem um contrato do tipo de demanda. As di

ferências do contrato são:

1. A USAEC concorda em fornecer até uma quantidade fixada, de serviços de enriquecimento, para ser utilizada em um reator ou grupo de reatores.
2. Exceto quando especificado no contrato, o usuário concorda em não usar nos reatores especificados outro material que o do contrato.
3. O usuário não será obrigado a ter qualquer quantidade mínima de serviços de enriquecimento, podendo os reatores operar a nível mais baixo ou com menores fatores de capacidade.

Este tipo de contrato permite ao usuário obter parte do combustível (como urânio enriquecido) da USAEC; parte (tanto como urânio enriquecido ou combustível regenerado) de outros fornecedores e parte como plutônio reciclado, desde que seja especificado no contrato, a quantidade de combustível, que será reciclado, ou obtida de outra fonte.

Espera-se que, em 1973, revisões sejam feitas para permitir a mudança da decisão de não se fazer a reciclagem sem que sejam cobradas taxas de interrupção de contrato.

3.5.4 Especificações do Contrato

Fonte de material utilizado - para usuários fora dos EUA, pode-se utilizar tanto urânio americano como estrangeiro, mas no caso de usuários americanos somente pode ser utilizado urânio americano.

Forma e especificação dos materiais - tanto o material entregue como o recebido está em forma de UF_6 . A conversão a esta forma é por conta do usuário, devendo, porém, atender certos graus de pureza.

Programação da entrega - o urânio enriquecido é fornecido 90 dias após a entrega do urânio natural às usinas. Este período parece um pouco longo. Deve-se levar em conta, entretanto, que nele são reservados 45 dias para verificação das especificações do UF_6 e aprovar o material e 45 dias para estabelecimento do processo.

Retorno do material de rejeito - o usuário tem opção de receber o material empobrecido do rejeito. O material de rejeito não é necessáriamente aquele produzido em conexão com a operação dos serviços de

enriquecimento realizados pelos usuários, mas serão equivalentes em quantidade. Os rejeitos e o material enriquecido serão entregues ao mesmo tempo.

3.5.5 - Mudanças de critério

Qualquer mudança de critério deve ser submetida ao "Joint Committee on Atomic Energy" para aprovação e todas as partes interessadas serão consultadas para considerarem as mudanças significativas. Contratos não serão afetados pela mudança de critério, mas o usuário pode requerer qualquer mudança para se valer de uma cláusula menos restrita e que lhe favoreça.

Paralelamente com a política do enriquecimento outras políticas correlatas de fornecimento de elementos combustíveis vêm sendo anunciadas. Algumas delas serão aplicadas a usuários americanos mas são importantes para os usuários estrangeiros.

A primeira delas é que, pelo menos até 1973, a USAEC pretende continuar fixando o preço do urânio enriquecido, baseando-se no do urânio natural de \$8/lb de U_3O_8 .

Estuda-se, para quando a compra do material alugado tornar-se compulsória, um plano de financiamento ao invés de um pagamento imediato. A partir de janeiro de 1971, o urânio alugado poderá ser comprado mediante o pagamento em urânio natural. Esta transação é denominada enriquecimento tarifado "in situ".

Embora a USAEC esteja preparada para a venda, de urânio enriquecido, ela considera que, no futuro, os contratos de enriquecimento do urânio tarifado serão mais atraentes e racionais para o suprimento de urânio enriquecido. Os contratos de enriquecimento tarifado são a principal forma de fornecimento de elemento combustível enriquecido.

Nas tabelas 3.43 e 3.44 vê-se o número de contratos de enriquecimento de urânio nos EUA e fora dos EUA. Existem cerca de 105 contratos de fornecimento de urânio enriquecido num total de 158.238×10^3 UTS.

TABELA 3.43

Estado dos contratos de enriquecimento nos EUA /60/

C A T E G O R I A	Nº DE CONTRATOS	MILHARES DE UTS
<u>Contratos de enriquecimento tarifado</u>		
Quantidades firmes	3	415
Demanda	<u>29</u>	<u>108.065</u>
Total	32	108.480*
<u>Contratos de enriquecimento tarifado completos</u>		
Quantidades firmes	11	3.156
Demanda	<u>1</u>	<u>137</u>
Total	12	3.293
Contratos "In Situ"	<u>19</u>	<u>3.350</u>
TOTAL	<u>63</u>	<u>115.123</u>

* Desse total 6.241 UTS foram completados em 31 de outubro de 1971

TABELA 3.44

Estado dos Contratos americanos com países estrangeiros /60/

U S U Á R I O	NÚMERO DE CONTRATOS *	MILHARES DE UTS
<u>EURATOM</u>		
Alemanha	19	14.119
França	2	507
Holanda	2	185
Bélgica	3	2.830
Japão	9	12.948
Espanha	1	67
Suécia	3	9.049
Suíça	2	3.399
Inglaterra	<u>1</u>	<u>11</u>
TOTAL	<u>42</u>	<u>43.115</u>

* O valor total de trabalho de separação representado por esses contratos valem cerca de \$1,38 bilhões com o custo \$32/UTS.

3.5.6 - Conclusão - Vantagens e desvantagens
do enriquecimento tarifado /37/

Vê-se que a tendência é para contratos a longo termo, procurando o usuário assegurar para si a operação das centrais(30 anos) e a USAEC poder, por sua vez, programar com antecedência a operação das usinas, baseada na demanda a ser coberta. Os contratos são idênticos tanto para usuários americanos como estrangeiros, não havendo diferença nas condições e preços. Tem-se ainda as vantagens de emenda tanto para aumentar o teto, como para cancelamento. Atualmente, no entanto, está havendo uma reformulação quanto às taxas de cancelamento. Devido aos programas CIP e CUP e aos contratos de eletricidade que estão sendo realizados, pensa-se em elevar os encargos devido ao cancelamento do contrato para 40%, considerando o tempo de cancelamento do contrato de 5 anos /32/

O ponto sujeito a críticas do enriquecimento tarifado é a fixação do teor de rejeito da usina. Sabe-se que o custo do urânio enriquecido é composto de duas parcelas, custo do urânio necessário e custo do trabalho de separação realizado. O custo mínimo é obtido com uma combinação destes dois fatores. O teor de rejeito fixa a quantidade de material, necessária. Sendo assim a otimização do preço não é conseguida. Como atualmente o preço do urânio natural está um pouco abaixo do especificado pelas usinas de enriquecimento, seria interessante que este teor fosse aumentado.

Deste modo, no caso de o usuário comprar o urânio a um preço mais baixo, o custo do seu material enriquecido seria pouco mais alto do que poderia ser, devido à perda relativa ao excesso de serviços de enriquecimento. Seria uma solução a adoção do teor de rejeito variável, conforme os interesses do usuário. Isto, no entanto, causaria complicações na programação de uma usina de enriquecimento. O aumento do teor do rejeito aumenta a sua capacidade, aumentando, portanto, a velocidade da produção o que faria alterar a sua programação. Por outro lado, a redução do teor de rejeito provocaria um retardamento da operação de enriquecimento e, em consequência, um atraso nos contratos

4 - MERCADO BRASILEIRO DE URÂNIO ENRIQUECIDO

4.1 - Introdução

A primeira hipótese a ser considerada, no estudo da demanda de urânio enriquecido, é a existência de um programa nuclear. Várias são as alternativas viáveis para o atendimento deste programa, o que torna necessária a realização de estudos de estratégias que fornecerão as diretrizes mais convenientes e indicarão o programa a ser seguido. A demanda de urânio enriquecido depende dos tipos de reatores escolhidos para compor o parque nuclear, sendo necessário o estudo de várias alternativas para que um programa de referência possa ser escolhido.

O programa nuclear brasileiro se inicia com a construção da central nuclear de Angra dos Reis, que sendo uma central a água leve utiliza urânio enriquecido com combustível. Tendo em vista o tipo de reator escolhido para Angra dos Reis, e o fato de esta linha de reatores estar firmemente estabelecida em todo mundo, do ponto de vista técnico e econômico, torna-se bastante plausível a hipótese de que o programa nuclear brasileiro será constituído essencialmente de reatores a água leve.

O conseqüente surgimento de uma demanda de urânio enriquecido, torna-se, assim, bastante provável e o

seu atendimento será objeto do presente capítulo.

Com a finalidade de selecionar algumas in formações básicas, e tendo em vista que estes estudos estão em fase inicial, procurar-se-á determinar quais serão os custos dos correspondentes serviços de enriquecimento com a adoção de uma das duas opções possíveis.

- a) Atendimento da demanda através do fornecimento externo;
- b) Construção de usinas de enriquecimento no Brasil.

A política (a), de compra no exterior, de serviços de enriquecimento parece ser bem viável. A fim de equa cioná-la, será estimada a disponibilidade de serviços de enri quecimento no mundo, e avaliadas as características dos respectivos contratos comerciais. A partir daí serão calculados os dis pêndios a serem feitos pelo Brasil para a obtenção de urânio en rriquecido.

No caso da política (b), de instalação de uma usina de enriquecimento no Brasil, serão discutidas as prin cipais dificuldades de implantação desta tecnologia e os dispên dios decorrentes da escolha desta alternativa.

Uma comparação entre as duas políticas, isto é, compra de serviços de enriquecimento e construção de usi na própria, será realizada, procurando-se definir o que será mais conveniente para o caso brasileiro.

4.2 - O PROGRAMA NUCLEAR DE REFERÊNCIA

4.2.1 - Introdução

Dentro do planejamento a longo prazo, o Departamento de Planejamento e Coordenação da Comissão Nacional de Energia Nuclear vem realizando estudos de expansão de sis temas elétricos visando estimar a capacidade nuclear a ser insta lada no Brasil. Um estudo da previsão da potência nuclear a ser instalada na Região Sudeste foi realizado, tendo sido os resultados parciais deste trabalho apresentados na Quarta Conferência

de Genebra /140/.

Como caso de referência para estudo do programa sobre enriquecimento de urânio a ser desenvolvido no Brasil, adotaram-se os resultados deste trabalho. A Região Sudeste, sendo a região de maior desenvolvimento econômico do país, representa razoavelmente o programa brasileiro no futuro dando uma estimativa razoável para o conjunto do país.

4.2.2 - Programa de Centrais Térmicas de Referência

Os prognósticos das capacidades elétricas a serem instaladas nesta região podem ser vistos na figura 4.1, considerando três hipóteses de crescimento da demanda. As taxas de crescimento utilizadas foram as do estudo de mercado da ELETROBRÁS /141/, supostas válidas igualmente para depois de 1985. Os valores obtidos para as potências, a serem instaladas, bem como as taxas de crescimento utilizadas estão indicados na tabela 4.1 /140/.

Considerou-se o potencial hidráulico ainda disponível para a Região Sudeste, como sendo de 31 000 MWe dos quais cerca de 2 400 proviriam da regularização dos rios.

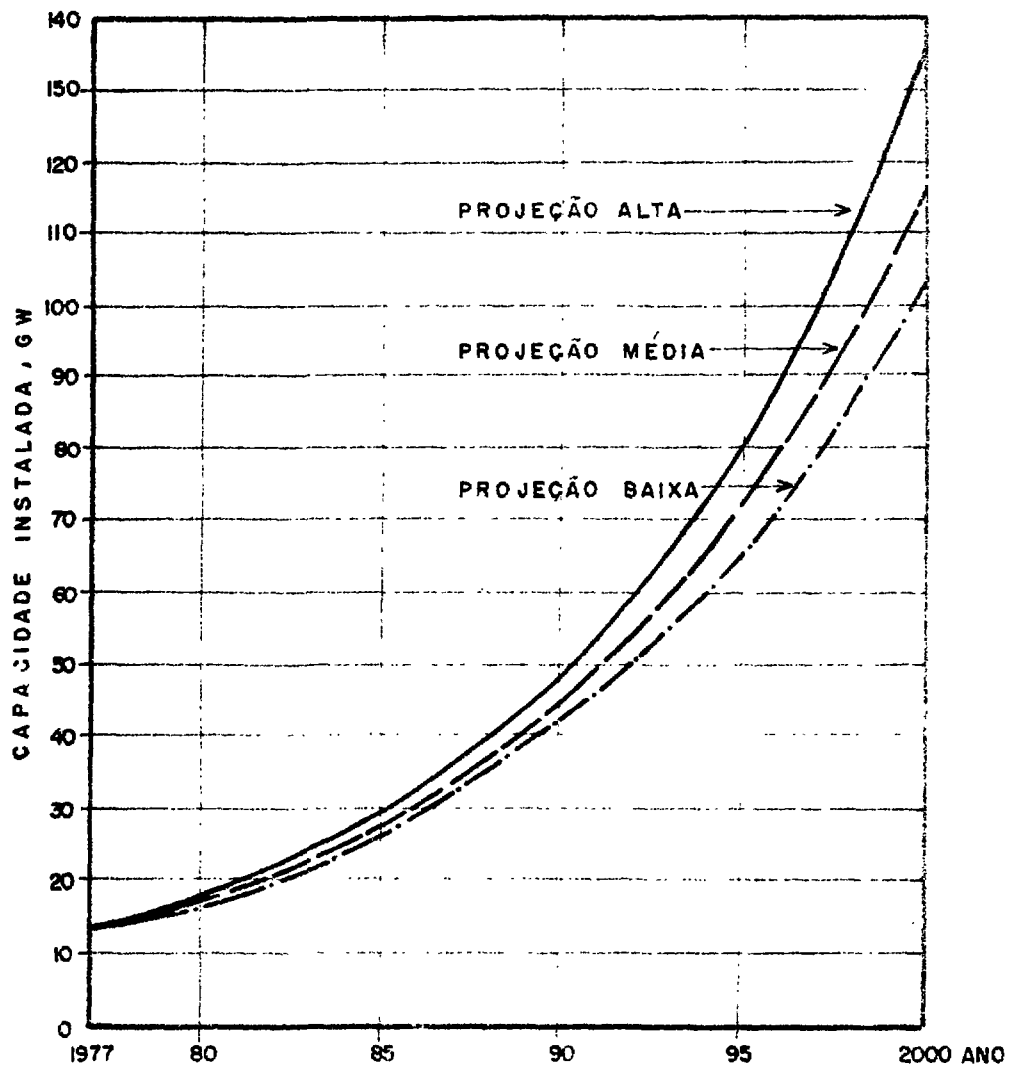


FIGURA 4.1- PROJEÇÕES DA DEMANDA DE ENERGIA NA REGIÃO SUDESTE /141/

TABELA 4.1

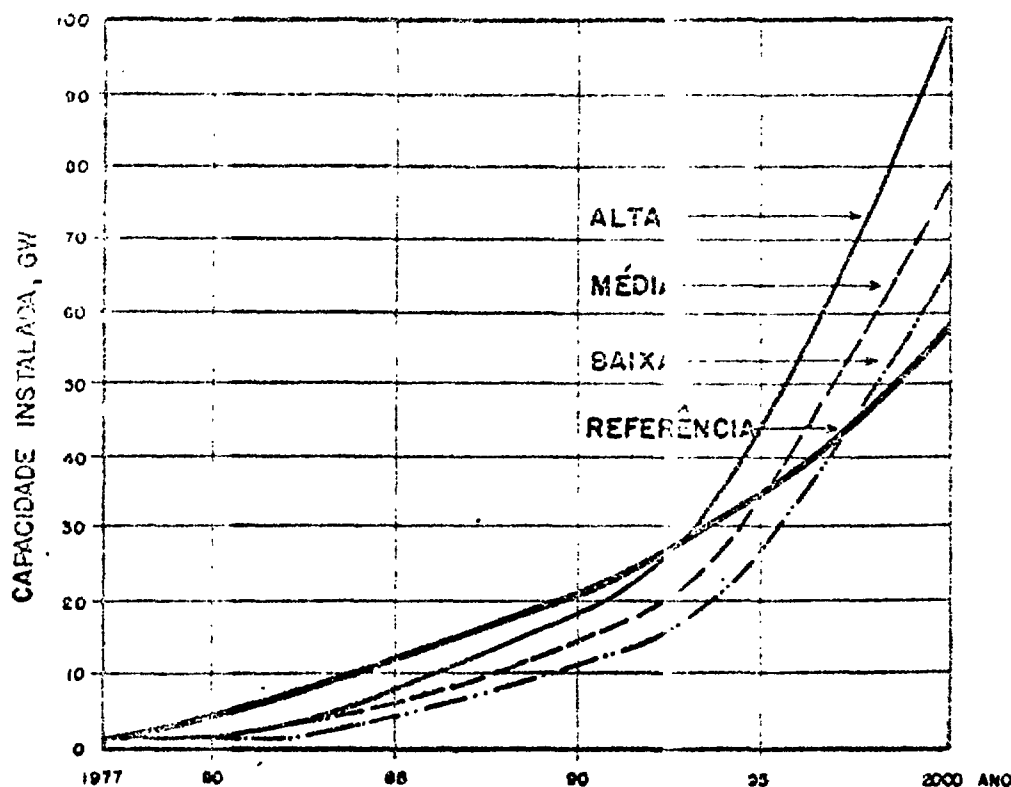
Projeções da demanda de ponta mais reserva (em Janeiro de cada ano)

ELETROBRÁS - /140/

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

A figura 4.2 mostra a capacidade não hidráulica a ser instalada na Região Sudeste /140/. Vê-se que esta capacidade deverá atingir valores entre 60.000 e 100.000 MWe conforme a taxa de crescimento, utilizada. Observa-se que, no início, o programa não hidráulico se desenvolve em ritmo lento, mas sofre uma brusca aceleração na última década.

FIGURA 4.2
Capacidade não Hidráulica a ser Instalada
na Região Sudeste /140/



Visando um estudo de estratégia, que daria as alternativas do programa nuclear Brasileiro, adotou-se um programa de referência, que fosse uma média adequada dos resultados obtidos anteriormente. O programa de referência adotado procura ser realista, no sentido de apresentar um ritmo de crescimento mais intenso no início e mais lento no final do período, de modo a tornar a transição mais suave, preparar a indústria nacional, e além disso ser um pouco conservador em relação à capacidade térmica a ser instalada na década de 90.

O programa de referência escolhido pode ser visto também na figura 4.2 e está detalhado na tabela 4.2 /142/.

Tabela 4.2

Programa de Referência /142/
Capacidade não Hidráulica a ser Instalada

Ano	1980	1985	1990	1995	2000
MWe	5700	11800	20700	34000	56000

4.2.3 - Estratégias Consideradas

A partir deste programa de referência (programa térmico), escolhido, foram realizados estudos de estratégias para calcular o programa nuclear a ser instalado, bem como a demanda das diversas etapas do ciclo. Os resultados destes trabalhos, dando diversas alternativas para o programa nuclear brasileiro, podem ser vistos no trabalho ASPED/142/ que utiliza um programa de computador desenvolvido na Alemanha /143/. Este programa calcula, ano a ano, a distribuição ótima (segundo um dado critério) quanto ao custo de geração, de até dez tipos de centrais num sistema elétrico.

Considerou-se que, para o caso de estudo de enriquecimento de urânio, três alternativas seriam viáveis, e que são mostradas na tabela 4.3.

TABELA 4.3

Estratégia de centrais térmicas viáveis ao programa brasileiro

Estratégia	Tipos de Centrais
1	LWR + CTO
2	LWR + HTGR + CTO
3	LWR + FBR + CTO(*)

- (*) LWR - Reatores a água leve
 CTO - Central térmica a óleo
 HTGR - Reatores a alta temperatura
 FBR - Reatores Rápidos

Considerando estas três estratégias ter-se-iam as demandas extremas e média de urânio enriquecido. A hipótese de se introduzir somente reatores a água leve daria o limite superior da demanda de urânio enriquecido. Os reatores a água leve são os maiores consumidores de serviços de enriquecimento. A introdução de HTGR acarretaria uma redução na demanda, devido ao seu menor consumo de urânio enriquecido, sendo, portanto, uma alternativa média.

A alternativa escolhida como indicativa para a determinação do programa de serviços de enriquecimento foi a terceira, que utiliza reatores a água leve e admite a entrada, no futuro, de reatores rápidos.

Algumas considerações podem ser feitas sobre esta estratégia.

Ela é conservadora em relação à demanda de serviços de enriquecimento de urânio e como tal pode-se considerar seu limite inferior. A entrada dos reatores no sistema brasileiro foi considerada a partir de 1985, ocasião em que já existirá plutônio suficiente. Por outro lado, esta data é justificável, tendo em vista que os principais programas em desenvolvimento no mundo, neste campo, prevêem, para esta época, a operação em escala comercial, desses reatores. Entretanto, esta data está sujeita a ser modificada, devido aos atrasos que poderão

sofrer os programas de reatores rápidos, o que acarretará num aumento da demanda de serviços de enriquecimento.

Contudo, considerar esta hipótese como alternativa viável para o programa nuclear brasileiro, é bastante razoável. De fato, os reatores a água leve são os mais prova dos e com maior aplicação em todo mundo. Por outro lado, os prin cipais programas de reatores atuais consideram a política de in trodução de reatores a água leve, complementadas no futuro por reatores rápidos.

4.2.4 - Demanda Brasileira de Serviços de Enriquecimento

A potência instalada de cada tipo de reator pode ser vista na tabela 4.4. Nesta estratégia, aproximadamente 70% dos reatores a serem instalados deverão ser da linha água leve. Os cálculos das capacidades a serem instalados foram feitos considerando um custo mínimo para o sistema.

TABELA 4.4

Potência Nuclear Instalada Acumulada /142/
(MWe)

Ano	Reatores a Água Leve	Reatores Rápidos	Total
1980	1680	-	1680
1985	7500	560	8060
1990	12470	1680	14150
1995	17444	5800	24244
2000	26260	11020	37280

A demanda de serviços de enriquecimento para atender a esta estratégia é mostrada na figura 4.3. A tabela 4.5 dá os números da figura e o total acumulado de serviços de

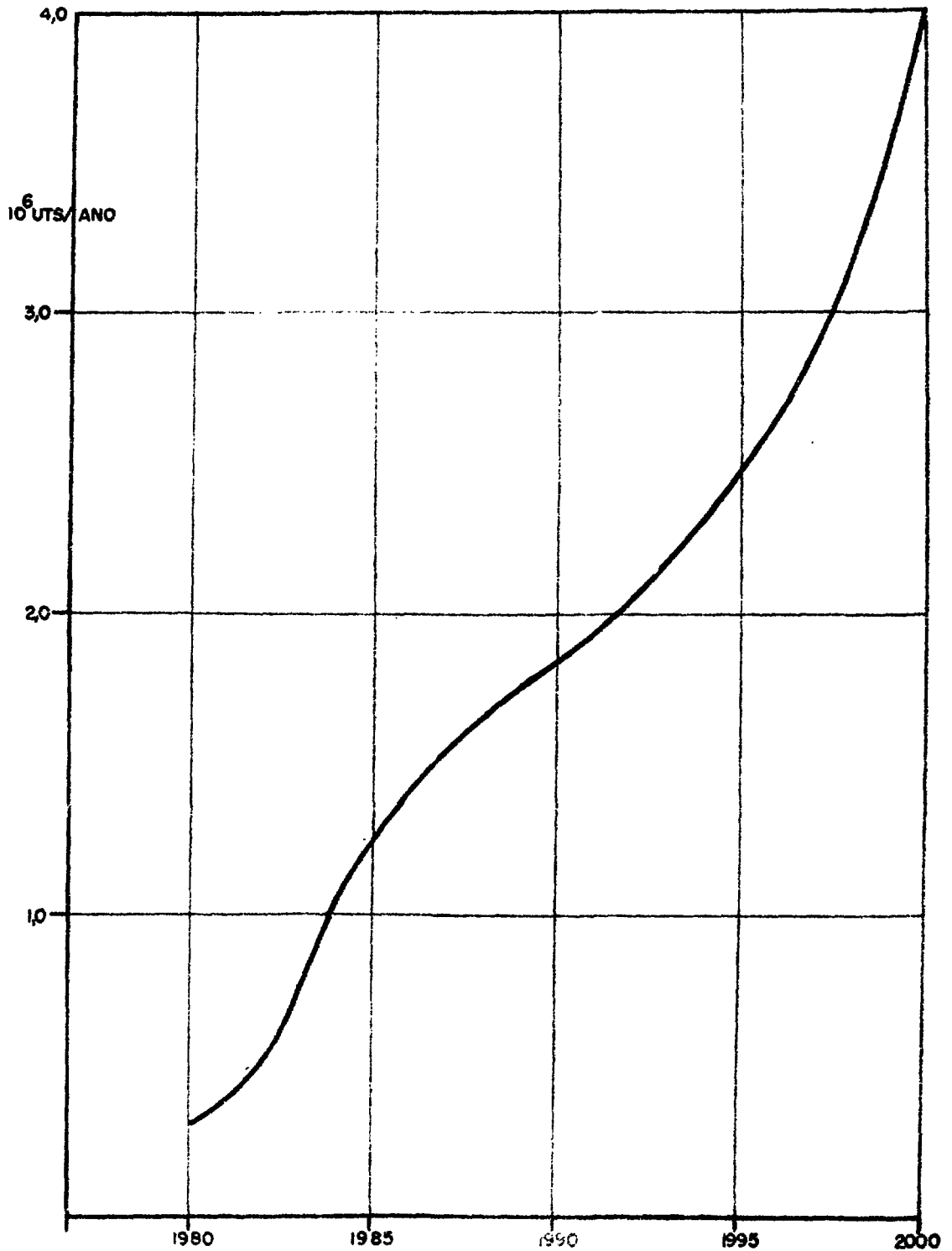


FIG. 4.3 - NECESSIDADES ANUAIS EM TRABALHO DE SEPARAÇÃO
E ESTRATÉGIA. OTS+LWR+FBR /142/

enriquecimento no período. Estes valores foram calculados considerando-se o teor de rejeito de funcionamento das usinas em 0,2%.

No início do período a demanda é pequena, mas tem elevada taxa de crescimento.

A partir de 1985, há uma redução na taxa de crescimento devido à introdução dos reatores rápidos. No entanto, na década dos 90 o ritmo de crescimento é novamente acelerado. A demanda de serviços de enriquecimento deverá atingir o valor de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano no ano 2000, e o total acumulado durante o período estudado é cerca de $43,0 \times 10^6$ UTS.

TABELA 4.5

Demanda de trabalho de separação
Estratégia - Óleo, LWR, FBR - 1985/143/

Ano	Demanda Anual UTS x 10 ⁶	Demanda Acumulada UTS x 10 ⁶
1980	0,2885	0,2885
1981	0,9041	1,1926
1982	1,030	2,2226
1983	1,467	3,6896
1984	1,323	5,0126
1985	1,236	6,2486
1986	1,407	7,6556
1987	1,513	9,1686
1988	1,681	10,8496
1989	1,933	12,7826
1990	1,835	14,6176
1991	1,534	16,1516
1992	2,091	18,2426
1993	2,176	20,4186
1994	2,451	22,8696
1995	2,471	25,3406
1996	2,825	28,1656
1997	3,135	31,3006
1998	3,466	34,7666
1999	3,815	38,5816
2000	3,982	42,5636

4.3 - Compra de serviços de enriquecimento

4.3.1 - Introdução

Tendo em vista a complexidade inerente à construção das usinas de enriquecimento de urânio, a alternativa

mais plausível e imediatamente realizável para atendimento da demanda, é a compra de serviços de enriquecimento no exterior.

O problema pode, no entanto, ser dividido segundo dois aspectos:

- a) a médio prazo
- b) a longo prazo

Serão, então, discutidas quais as incertezas e possibilidades de obtenção de contrato, levando em consideração a demanda brasileira no contexto mundial. Um cálculo indicativo do custo deste programa vai ser realizado, considerando as características do mercado atual.

4.3.2 - Atendimento a médio prazo

Em primeiro lugar será admitido como médio prazo o período que se inicia com a necessidade de urânio enriquecido para a central nuclear de Angra, 1977, e se estende até os meados ou final da década dos 80. O período de 85/90 é uma faixa de transição com relação ao problema a longo prazo.

Pode-se considerar que neste período a única solução que tem possibilidades para atendimento do programa nuclear brasileiro será a compra de serviços de enriquecimento no exterior.

De fato, como já foi visto, é difícil a implantação de uma tecnologia de enriquecimento de urânio. Os programas existentes em outros países de implantação de usinas, já se iniciaram há vários anos, e a maioria deles não está ainda completamente definido quanto à tecnologia a ser utilizada. Co mo exemplo pode-se citar o Japão, que estuda seriamente há vários anos o problema do enriquecimento e se prepara para a construção de uma usina, usando uma tecnologia própria, que deverá entrar em operação em 1985/120/. Do mesmo modo a Europa, que já tem um maior "know-how" na tecnologia de enriquecimento, se prepara para a implantação de usinas com caráter de empresa comercial e que deverão entrar em operação no final desta década.

Portanto, no caso brasileiro é bastante provável a compra de serviços de enriquecimento no exterior, para este período.

Atualmente, e ainda por muitos anos, pode-se considerar que os EUA são os únicos fornecedores de urânio enriquecido para o mundo ocidental. A viabilidade de atendimento da nossa demanda a partir do fornecimento externo é bem grande. Do ponto de vista comercial os contratos oferecidos são seguros e não apresentam problemas, como foi visto na descrição dos tipos de contratos feita no capítulo 3 (item 3.5). Do ponto de vista de viabilidade técnica, não haverá problemas. Até os fins da década atual, as usinas americanas estarão funcionando abaixo de sua capacidade nominal, havendo um incentivo na realização dos contratos. Na década das 80 novas usinas estão programadas com a finalidade de atenderem à demanda mundial.

Por outro lado a demanda brasileira é muito pequena, podendo facilmente ser coberta pela produção mundial.

4.3.3 - Atendimento a longo prazo

4.3.3.1 - Introdução

Considerando as previsões a longo prazo a partir do final da década de 80 (85/90) - as dificuldades de serem feitos prognósticos são maiores. A política de enriquecimento de urânio se torna cheia de incertezas dependendo de programas em curso, que influenciarão sobremaneira a demanda de urânio enriquecido.

4.3.3.2 - Previsão da demanda mundial

A demanda mundial deve ultrapassar a capacidade instalada atual em cerca de 10 anos. Devido a isto, um programa de implantação de usinas vem-se desenvolvendo em ritmo acelerado, em todo o mundo. Grandes capacidades deverão ser instaladas em todo mundo. Somente os EUA deverão triplicar até 1990 a sua capacidade instalada, de 26×10^6 UTS/ano (em 1980) para

atenderem sua demanda interna /60/.

Na década dos 90 as previsões são ainda mais críticas. Dependem principalmente da evolução dos programas de reatores rápidos. Haverá, nesta época, um período de transição com a mudança de tecnologia, isto é, a dos reatores térmicos para a dos rápidos. A demanda de urânio enriquecido vai depender da data de entrada em operação comercial dos reatores rápidos. Os principais programas de reatores rápidos em desenvolvimento prevêem a entrada destes reatores para operação comercial para meados da década dos 80. No entanto, existe uma grande incerteza quanto a esta data, o que poderá acarretar as seguintes considerações:

- com a introdução dos reatores rápidos, como está prevista, haverá um pico da demanda no início da década dos 90, seguido de um período de estabilização e no final desta década uma disponibilidade de capacidade existente.
- um atraso na entrada dos reatores rápidos provocará um aumento da demanda, e poderá ocorrer uma falta de serviços de enriquecimento para os reatores térmicos que deverão entrar em operação.

4.3.3.3 - Demanda brasileira no contexto mundial

A médio prazo não há problema. A demanda é pequena e será atendida facilmente no mercado internacional. Contudo, a longo prazo a demanda brasileira já é apreciável. Começa a crescer justamente na época em que deverá ocorrer o pico da demanda mundial, isto é, época em que a procura será maior. Mas, em relação à demanda mundial, a brasileira é bem pequena. A Figura 4.4 mostra a demanda dos principais consumidores de urânio enriquecido, atualmente, e que provavelmente o serão no futuro: Os EUA, a EUROPA como um todo, e o Japão. No início da década dos 90 a demanda brasileira é menos de 2% da demanda mundial atingindo no final do século a valores próximos de 4%. Pode-se então admitir que, como grandes capacidades vão ser instaladas, talvez não haja problemas no atendimento do mercado nacional a partir do fornecimento externo.

10^6 UTS/ANO

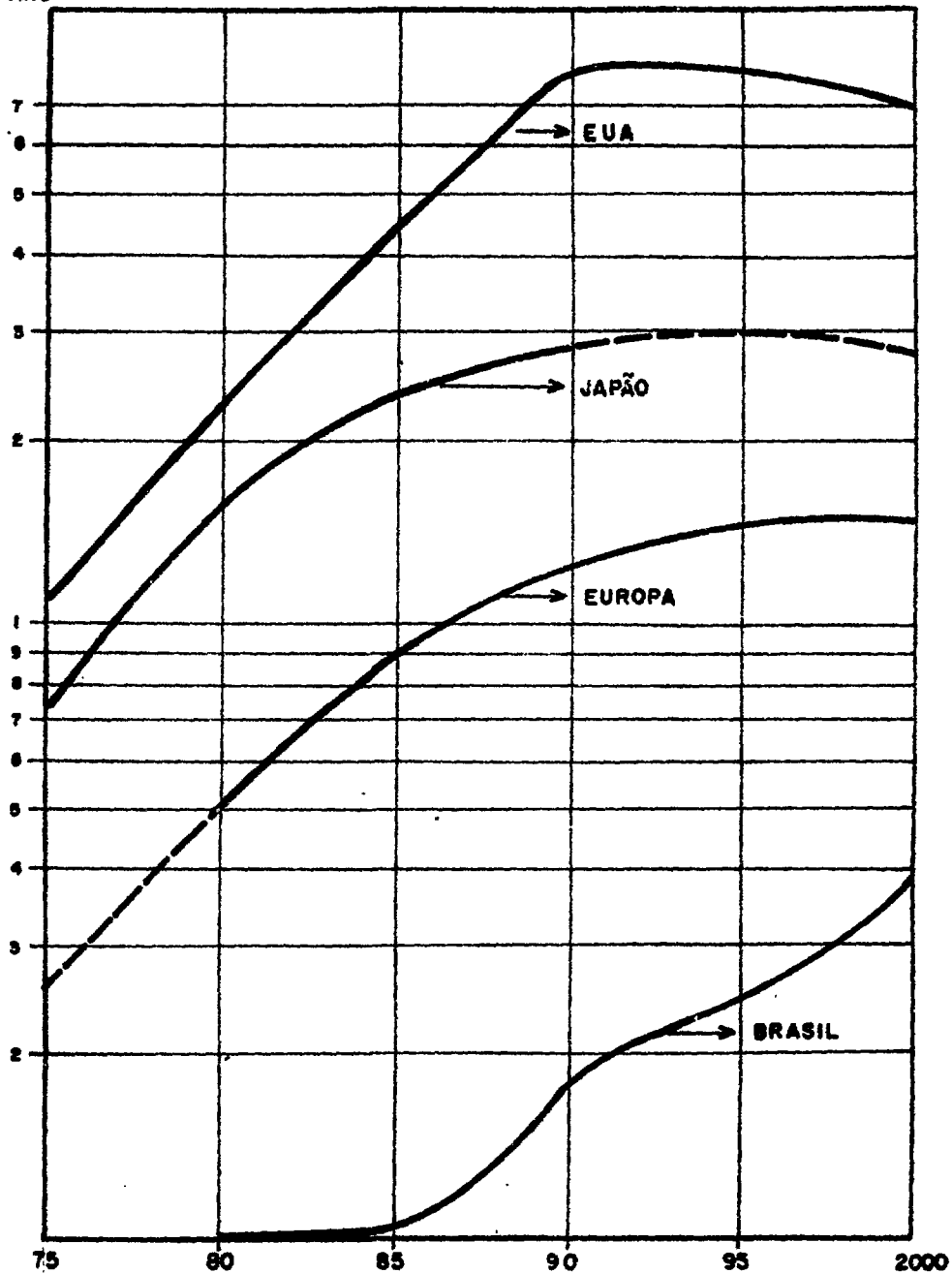


FIGURA.4.4 - DEMANDA MUNDIAL DE SERVIÇOS DE ENRIQUECIMENTO DE URÂNIO (CONSIDERANDO A ENTRADA DE REATORES RÁPIDOS)

4.3.3.4 - Custos do programa

A tabela 4.6 dá o custo do atendimento do programa nuclear brasileiro através de compra de serviços de enriquecimento no exterior. No caso, considerou-se viável a obtenção de contratos nos EUA, de enriquecimento tarifado, e a um preço de mercado atual de \$32/UTS.

TABELA 4.6

Dispêndios Relativos à Compra de Serviços de Enriquecimento no Exterior através de Contratos de Enriquecimento Tarifado

Período	80/84	85/89	90/94	95/2000
Demanda Acumulada no período do 10 ^o UTS	5,01	7,77	10,08	19,69
Média no período 10 ^o UTS	1,00	1,55	2,02	3,28
Gastos Acumulados no período M\$	160,40	248,64	322,78	630,21
Média no período M\$	32,08	49,73	64,56	105,04
Média no período total M\$	64,857			
Gastos totais M\$	1.362			
Valor Atual M\$ 1972 10%	200,31			
Valor Atual M\$ 1972 7%	337,73			

4.3.3.5 - Conclusão

Embora, aparentemente, seja possível a obtenção de contratos no exterior, deve-se levar em conta os enormes gastos a serem dispendidos pelo Brasil, para obtenção de serviços de enriquecimento que acarretariam uma enorme perda de

divisas. Os gastos totais para atender a este programa atingem valores da ordem de bilhões de dólares, ou mais precisamente 1,36 bilhões de dólares, o que equivale a uma média anual de 64,0 milhões de dólares. No entanto, no início do período, os dispêndios anuais atingem valores de 32 milhões de dólares passando no final do período a uma média anual de \$105 M. Nestes custos não estão incluídos os custos do transporte do material, que elevariam mais ainda esses dispêndios. Na Europa calcula-se que, tendo em vista os custos de transporte, seria permissível a construção de usinas cujos custos de produção atinxissem valores de até \$36/UTS. No entanto, uma cifra realista para os custos do trabalho de separação na Europa, é da ordem de \$34 UTS. Sendo assim, no caso brasileiro, deverá haver um incentivo na construção de capacidades próprias mesmo levando em consideração os custos um pouco mais elevados /32/.

4.4 - Construção de usinas no Brasil

4.4.1 - Introdução

No caso de construção de usinas de enriquecimento de urânio no Brasil procurar-se-á determinar quais as vantagens que isto acarretará. A motivação para a construção de uma usina de enriquecimento pode ser devida a duas causas:

- o motivo econômico, tendo em vista que a alternativa de compra de serviços de enriquecimento no exterior provocaria uma considerável perda de divisas;
- o motivo político, que levaria o Brasil a optar pela autonomia do ciclo de combustível. Atualmente, o parque energético brasileiro é praticamente auto-suficiente (já que é composto na sua quase totalidade de usinas hidráulicas). A demanda de energia nuclear, que, considerando os prognósticos atuais, poderá atingir, no ano 2000, a valores de aproximadamente 40% da capacidade elétrica instalada, acarretaria uma dependência do fornecimento externo de parte do ciclo de combustível.

Do mesmo modo que a compra de serviços de enriquecimento no exterior, a construção de usinas no Brasil po de ser encarada segundo dois aspectos:

- a) a médio prazo
- b) a longo prazo

4.4.2 - Programa a médio prazo e a longo prazo

Considerando, como programa a médio prazo, as projeções até o final da década dos 80, a implantação de uma usina neste prazo é praticamente impossível, pelos seguintes motivos:

- motivo econômico: a tecnologia de difusão gasosa, a única economicamente provada, sofre uma enorme influência de economia de escala, só sendo viável a construção de usinas de grande porte. Ora, nesse período, a demanda brasileira é pequena, não justificando uma usina de porte econômico.
- motivo técnico: a tecnologia de enriquecimento de urânio não está disponível, e é praticamente impossível desenvolver-se uma tecnologia própria a médio prazo. Mesmo com uma tecnologia conhecida, supondo que os EUA liberem a sua, o total de tempo previsto, desde a tomada de decisão da construção até a sua entrada em operação comercial é de aproximadamente 9 anos /4/. Por outro lado, a decisão de construção de uma usina, a determinação de sua capacidade, isto é, os estudos de viabilidade de construção aumentam este prazo de mais alguns anos /9/.

A decisão de implantação de uma usina de enriquecimento deve ser tomada com grande cautela, a fase atual sendo de expectativa. No entanto, a decisão para implantação de uma usina de enriquecimento requer um estudo que leva vários anos para que uma decisão correta seja tomada. Pode-se citar, para referência, os estudos que vêm sendo realizados na Europa e no Japão neste campo.

Na Europa, o Grupo Foratom iniciou os estudos em janeiro de 1967, e o grupo da Euratom realizou seus estudos em 1968. O programa, elaborado pela EURATOM, prevê um prazo de 10 anos desde as decisões iniciais até a operação de uma usina de enriquecimento. O programa prevê, como já foi visto, a instalação de uma usina em 1978, na Europa/145/.

O programa está distribuído em três fases:

- a) até dezembro de 1971 - estudos paramétricos, definição de programas, participação da comunidade na construção e operação da usina;
- b) até 30 de julho de 1973 - escolha da técnica fundamental, elaboração de projeto, acordos de construção e operação, acordos nos planos financeiro e fiscais, programa de pesquisa e desenvolvimento;
- c) de 31 de dezembro de 1973 a 31 de dezembro de 1978 - construção da usina.

No Japão, os estudos de enriquecimento foram intensificados em 1969, com um intuito de, em 1972, já terem sido solucionados um grande número de problemas técnicos /66/, e ser iniciado um programa mais dirigido para a construção da usina em 1985.

Portanto, no caso brasileiro, pelo menos um período de 10 a 15 anos será necessário para o estudo e a construção de uma usina de enriquecimento (Figura 4.5).

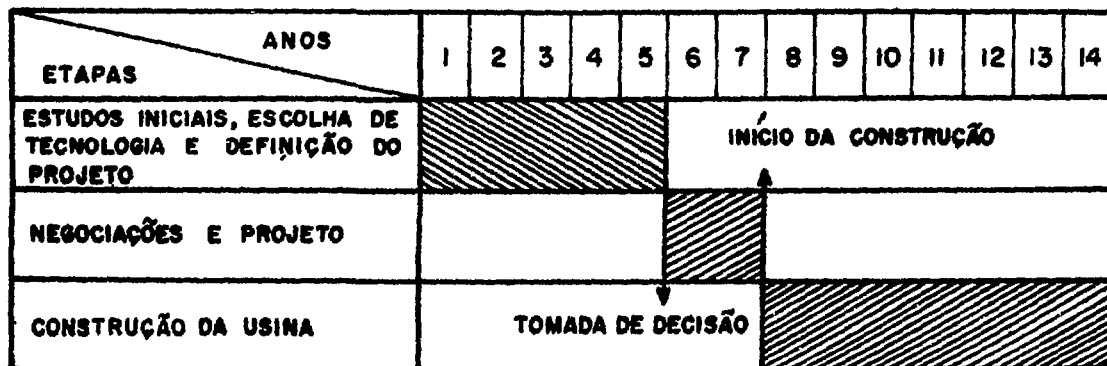


FIGURA.4.5 - CRONOGRAMA DE CONSTRUÇÃO DE USINAS DE DIFUSÃO GASOSA /4,9/

Em consequência, a implantação de usinas de enriquecimento de urânio requer estudos a longo prazo, que ficarão restritos aos de construção de usinas a longo prazo, apesar de todas as incertezas inerentes a tal tipo de estudo.

A implantação de uma indústria de enriquecimento requer uma infra-estrutura formada, uma indústria suporte, além de uma fonte de fornecimento de energia elétrica apreciável. O desenvolvimento de uma tecnologia própria exige, como já foi visto, um alto investimento em pesquisa e desenvolvimento do processo. No entanto, espera-se que a tecnologia americana se torne disponível. É o único país que se dispõe a eventualmente transferir tecnologia de enriquecimento de urânio, e iniciou em 1971 conversações neste sentido (capítulo 3). Com o crescimento da demanda espera-se que a tecnologia americana se torne mais acessível, já que aparentemente é do interesse dos EUA que o mercado mundial seja atendido por usinas de tecnologia americana.

O acesso do Brasil a esta tecnologia poderá ser feito por negociações bilaterais ou mediante a entrada num acordo multinacional para construção de uma usina de enriquecimento. Vale a pena mencionar que no estágio atual de negociações, a liberação de tecnologia está limitada a acordos multinacionais /110/. No entanto, já foi divulgada uma tentativa isolada do Japão para construir uma usina de enriquecimento, com o financiamento de companhias de eletricidade japonesas, mas que seria construída em território dos EUA.

Não somente os EUA estão interessados em acordos internacionais. Além do acordo "Tripartite", pode-se mencionar, ainda, os estudos que estão em desenvolvimento pela Austrália e França, para utilização da tecnologia francesa, numa usina a ser construída na Austrália /94/. Tendo em vista o início dos acordos internacionais, embora eles possam ainda ser considerados como tentativas isoladas, no futuro podem ser previstas maiores facilidades para a obtenção de um acordo para construção de uma usina utilizando uma tecnologia já provada, e com características que pudessem ser aplicadas imediatamente na construção de uma usina comercial.

4.4.3 - Construção de Usina de Enriquecimento no período 1985 - 2000

Tendo em vista que na década dos 90 a demanda brasileira já é suficiente para justificar a construção de uma usina de enriquecimento de urânio utilizando a tecnologia de difusão gasosa, será feito um cálculo aproximado da introdução de usinas nesta época. No caso de ultracentrífugas, como a economia de escala não é tão acentuada, considerou-se a possibilidade de construção de usinas a partir de 1985.

No entanto, não serão utilizados modelos matemáticos sofisticados, devido ao seguinte:

- a) "a priori", o comportamento da demanda e os tamanhos mínimos econômicos das usinas indicam que até o fim, do período em estudo, serão construídas uma ou duas usinas. Logo, não há necessidade de emprego de modelos matemáticos sofisticados para escolher a data de implantação destas usinas.
- b) por outro lado, os dados disponíveis sobre economia de escala não são coerentes e não existe um estudo sistemático disponível. Os estudos americanos, que são os mais detalhados, não consideram a construção de usinas de pequeno porte. A capacidade mínima dos estudos americanos atuais de $8,75 \times 10^6$ UTS/ano é mais do que o dobro da capacidade de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano a ser instalada no Brasil para atender à demanda em 2000 /14/.
- c) os estudos no exterior são feitos sem o emprego de modelos sofisticados de otimização. A decisão de construção de uma usina é mais uma decisão política. A data de entrada de operação da usina e o seu tamanho são estabelecidos considerando um limite inferior, e outro superior que são ditados, respectivamente, pelo limiar de economicidade das usinas e pela demanda a ser atendida. Sempre se considera o tempo mínimo indispensável para projeto e construção

A otimização é feita mais no projeto da usina, de maneira a obter-se uma, com melhores características econômicas. O cálculo da capacidade americana em $8,75 \times 10^6$ UTS/A não é uma capacidade ótima a ser instalada. É uma capacidade próxima das capacidades das usinas atuais depois de terem sua potência aumentada, e é um tamanho que supre, razoavelmente bem, a demanda a ser atendida /24/.

Portanto, no caso brasileiro, verificar-se-á qual a época mais provável de introdução de usina de enriquecimento com uma capacidade dada.

Considerou-se neste caso:

- a disponibilidade de uma tecnologia desenvolvida;
- os investimentos iniciais e custos de operação manutenção iguais aos disponíveis na literatura atual;
- as características técnicas atuais de consumo de eletricidade;
- as condições brasileiras de custo de energia, que é uma parcela ponderável no custo da UTS, principalmente na tecnologia de difusão gasosa.

4.4.4. - Parâmetros econômicos

A - Taxa de juros

No caso da tecnologia de difusão gasosa este parâmetro é muito importante, sendo responsável por cerca de 50% do custo da unidade de trabalho de separação. No caso brasileiro, adotou-se a taxa de referência de 10% ao ano, considerando que é uma taxa usual para os estudos de investimentos a longo prazo no setor energético. No caso de investimento externo considerou-se a taxa de 7% a.a.

B - Custo da energia

O problema primordial, na tecnologia da difusão gasosa, é a obtenção de uma fonte de energia a baixo custo. Por isso todos os projetos atuais tentam estabelecer os

custos possíveis da energia no local em que será instalada a usina.

Esta indústria, sendo grande consumidora de energia (exige em sua operação um fator de carga constante de 100%), possibilita a obtenção de contratos especiais a um preço mais baixo que o do mercado.

Nos EUA, no cálculo inicial do custo da unidade de trabalho de separação, o valor considerado para o custo da energia era de 4 mills/kWh. No entanto, o custo atual da energia para suas usinas é de 5,2 mills/kWh. As previsões nos EUA são de um preço maior no futuro, tendo sido considerado o custo de 5,55 mills por kWh para os programas de aumento de potência e mesmo valores mais altos (5,7 mills/kWh) /19/.

Na Europa, os custos da energia ainda são mais altos que nos EUA. Em 1968, esperava-se poder obter custos a 5 e 6 mills/kWh para uma usina Européia /9/. Na Inglaterra, o custo da energia não é inferior a 7-8 mills/kWh. Pode-se considerar que, na Europa, um custo inferior a 6-7 mills por kWh dificilmente será obtido /2/.

No caso brasileiro duas possibilidades poderiam ser consideradas:

- utilização de um potencial hidráulico de baixo custo de geração, para fornecer energia à usina. Poder-se-ia, enão, obter um custo bem baixo para o kWh, que seria um incentivo para o estabelecimento de uma indústria de enriquecimento;
- utilização como caso de referência de tarifas comerciais de energia elétrica industrial, de uma das principais empresas de energia elétrica do Brasil.

Considerou-se este último caso como o de referência e tendo em vista as características de consumo de uma usina de enriquecimento, adotou-se a menor tarifa existente entre as empresas de energia elétrica. Na Tabela 4.7 vê-se a tarifa das principais concessionárias do país. A tarifa da CEMIG

foi a mais barata, atingindo a valores de 5,8 mills/kWh, que já é um custo próximo ao encontrado nos EUA e menor que os da Europa.

TABELA 4.7

Tarifas de Energia Elétrica /147, 148, 149/
Consumidores classe A, tensões nominais > 120kV

Companhia	Demanda de potência Cr\$ por kW por mes	Consumo de energia Cr\$ 1000 kWh por mes
LIGHT	11,91	22,41
CEMIG *	20,21	6,48
FURNAS	28,53	19,83
CESP **	29,82	27,24

* CEMIG - Centrais Elétricas de Minas Gerais

** CESP - Centrais Elétricas de São Paulo

O problema principal existente na tecnologia de difusão é a capacidade elétrica a ser instalada, para atender à demanda da usina de enriquecimento. No caso brasileiro, para uma usina de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano, haverá necessidade de uma demanda de mais de 1000 MWe como pode ser visto a seguir.

Para uma usina de capacidade de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano, e com a tecnologia que apresenta um consumo de 2.300 kWh/UTS temos:

- a capacidade a ser instalada para cada UTS é de 0,263kW;
- a capacidade instalada mínima necessária à operação da Central é aproximadamente 1.050 MWe.
- Na verdade, ter-se-ia necessidade de uma usina de 1.050 MWe funcionando a 100% de fator de carga. Como referência, entretanto, considerando-se o fator de disponibilidade de 90%, para atender à demanda de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano ,

seria necessária a instalação de uma usina de:

$$\text{Pot. Inst.} = \frac{1050}{0,90} = 1.166 \text{ MWe,}$$

capacidade mínima a ser instalada para atender à demanda da usina de difusão.

4.5 - Programa escolhido

4.5.1 - Alternativas escolhidas

Durante o período considerado, a demanda brasileira de UTS atinge o valor máximo de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano. Este valor, embora já seja apreciável, é muito próximo da capacidade mínima econômica de usinas utilizando a tecnologia de difusão gasosa. Pode-se, então, admitir que no caso de ser escolhida a tecnologia de difusão gasosa, uma ou no máximo duas usinas serão construídas. Tendo em vista estes aspectos procurar-se-á determinar as diretrizes a serem tomadas para atender a demanda até o ano 2000.

Quatro alternativas serão consideradas (vide Figura 4.6).

- 1) construção de uma usina de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano para entrar em operação em 1990, utilizando a tecnologia de difusão gasosa (Fig. 4.7);
- 2) construção de uma usina de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano para entrar em operação em 1995, utilizando a tecnologia de difusão gasosa (Fig. 4.8);
- 3) construção de duas usinas com uma capacidade total de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano, para entrarem em funcionamento em 1990 ($2,5 \times 10^6$ UTS/ano) e 1996 ($1,5 \times 10^6$ UTS/ano), utilizando a tecnologia de difusão gasosa (Fig. 4.9);
- 4) construção de usinas de ultracentrifugação a partir de 1985, com uma capacidade total de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano para entrarem em operação em 1985 ($2,0 \times 10^6$ UTS/ano), 1992 ($1,0 \times 10^6$ UTS/ano) e em 1997 ($1,0 \times 10^6$ UTS/ano) (Fig. 4.10).

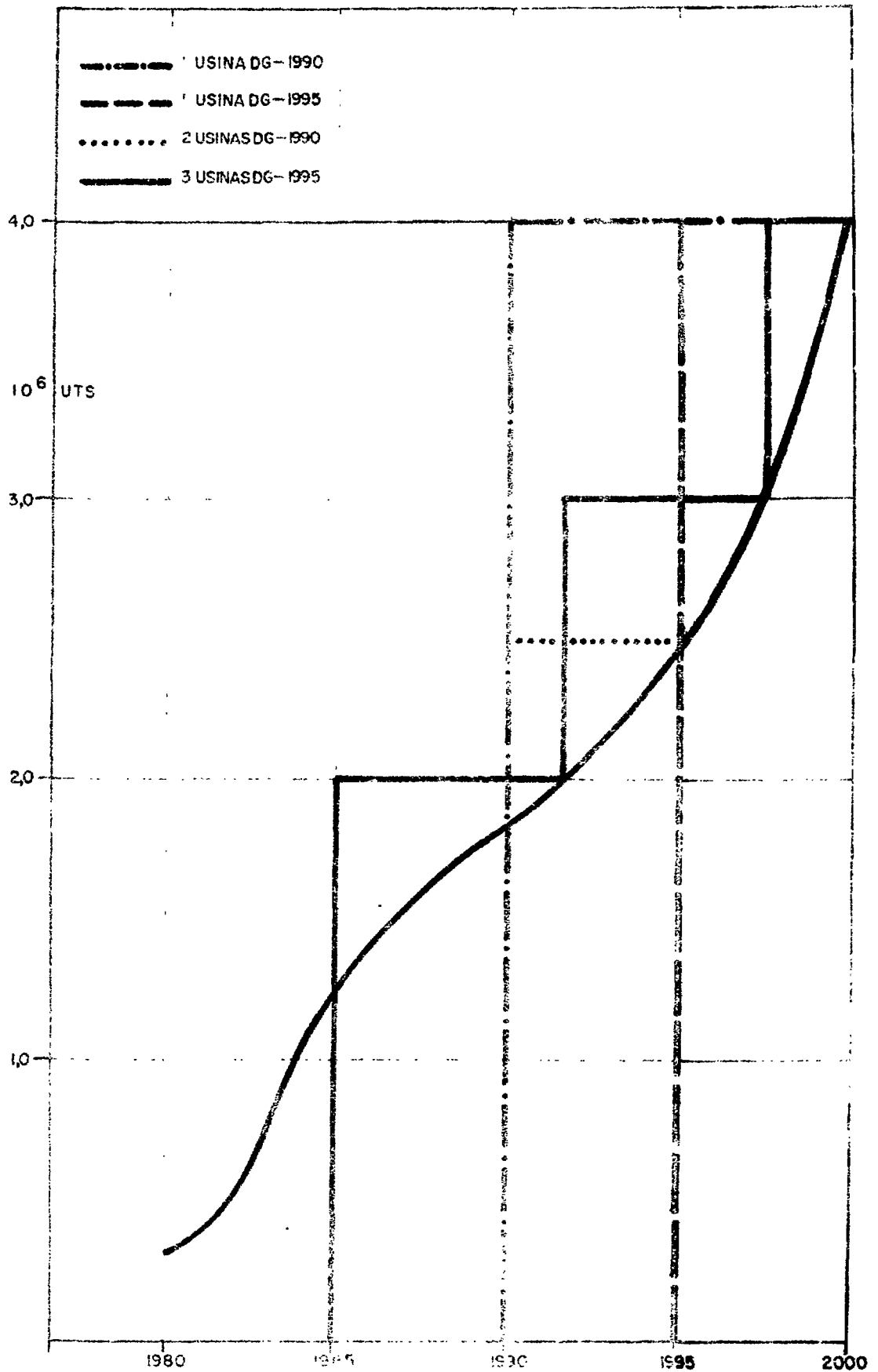


FIGURA 4 6 ALTERNATIVAS CONSIDERADAS PARA CONSTRUÇÃO DE USINAS DE ENRIQUECIMENTO DE URÂNIO.

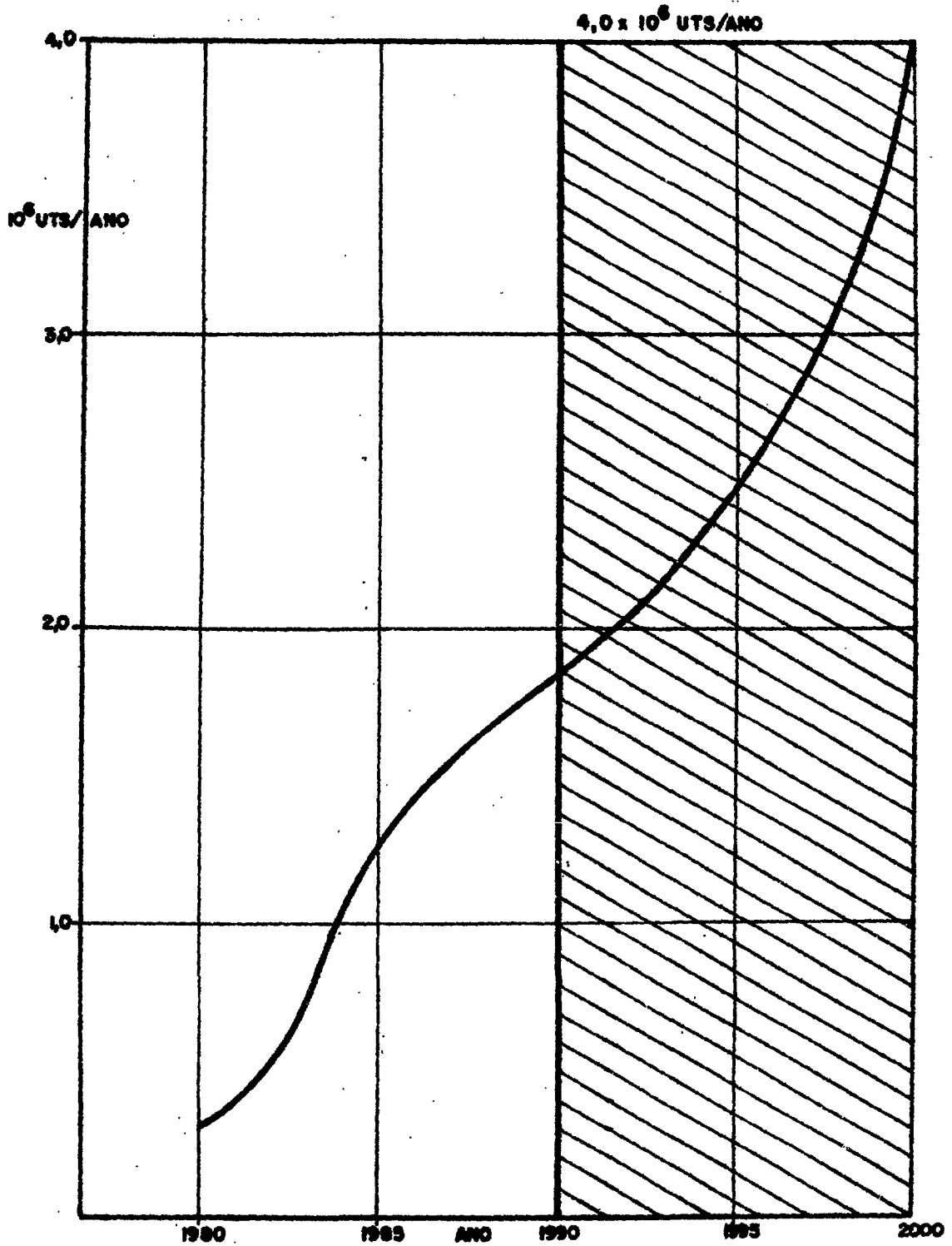


FIG.4.7. ESTRATÉGIA Nº 1 - CONSTRUÇÃO DE 1 USINA DE DIFUSÃO GASOSA EM 1990

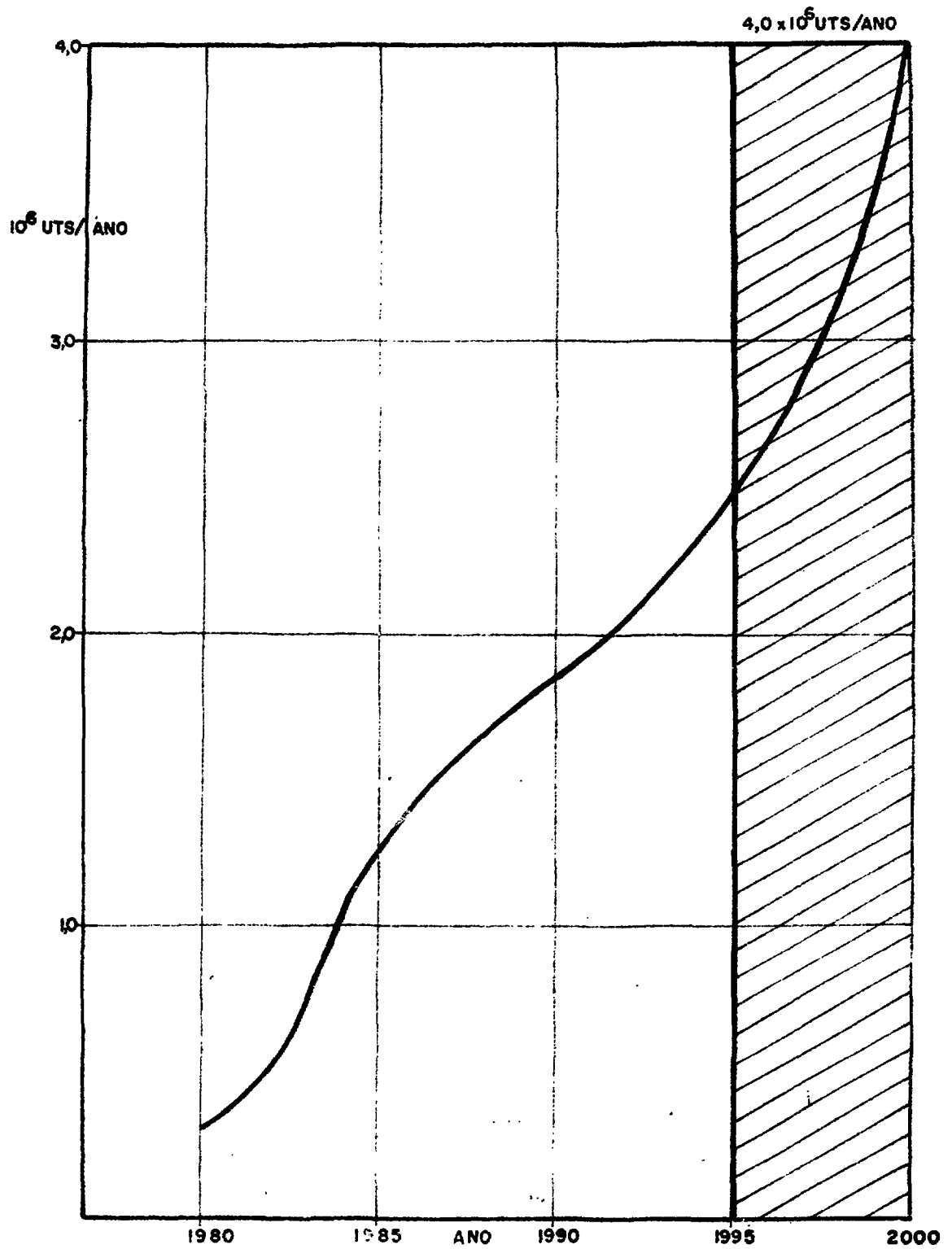


FIG.4.8- ESTRATÉGIA Nº 2- CONSTRUÇÃO DE UMA USINA DE DIFUSÃO GASOSA EM 1995

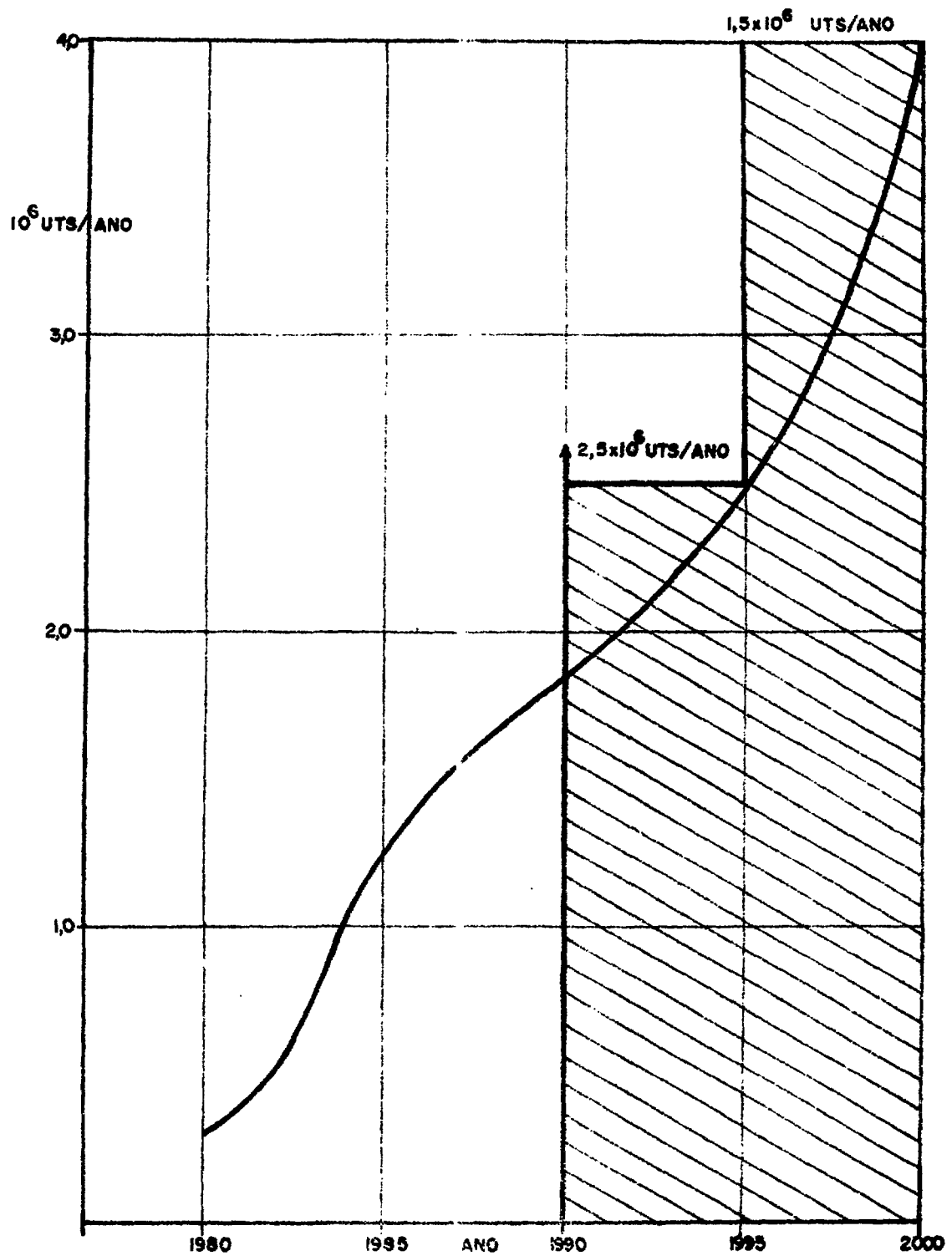


FIG.4.9. ESTRATÉGIA Nº3. CONSTRUÇÃO DE 2 USINAS DE
DIFUSÃO GASOSA A PARTIR DE 1990

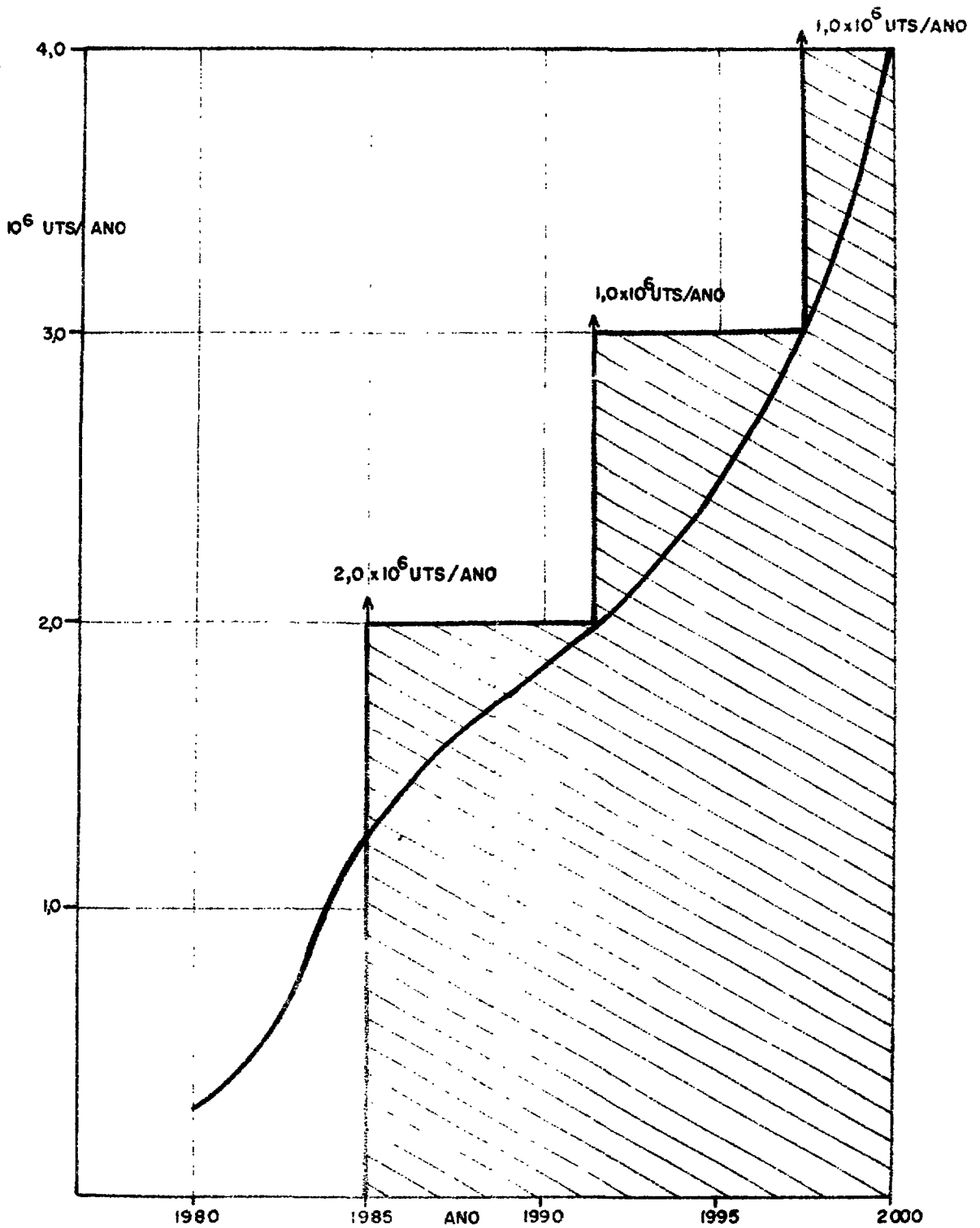


FIGURA 4.10 - ESTRATÉGIA Nº4 - CONSTRUÇÃO DE USINAS DE ULTRACENTRIFUGAÇÃO GASOSA A PARTIR DE 1985

O cálculo dessas alternativas dará uma idéia da data viável para introdução de uma usina de enriquecimento no Brasil, e quais as principais influências que devem ser consideradas para a decisão a ser tomada, e a tecnologia a ser escolhida.

4.5.2 - Parâmetros de referência para a Difusão Gasosa

A variação dos dados técnicos e econômicos disponíveis, para a tecnologia de difusão gasosa, é bem grande.

Como referência, a figura 4.11 mostra a variação do investimento inicial para usinas de difusão gasosa. A faixa do investimento específico está delimitada entre \$90 e \$150/UTS, com as capacidades das usinas variando entre $0,5 \times 10^6$ UTS/ano e $9,0 \times 10^6$ UTS/ano. Isto mostra as incertezas que devem ser consideradas, visto que qualquer valor compreendido entre esses extremos poderia ser considerado como referência.

No entanto, pode-se observar:

- 1) os estudos franceses e da Euratom delimitam a faixa entre \$90 e \$130/UTS para usinas com capacidades entre $5,0 \times 10^6$ e $8,0 \times 10^6$ UTS/ano /63/.
- 2) os estudos ingleses indicam que para uma usina de $5,0 \times 10^6$ UTS/ano o investimento inicial é da ordem de \$110/UTS. Indicam, ainda, que para a construção de várias usinas, há uma estabilização nos custos do investimento a partir de $4,5 \times 10^6$ UTS/ano /2/.
- 3) os estudos mais recentes, americanos, consideram o investimento inicial, para usinas com tecnologia disponível no fim desta década, como sendo de \$120/UTS /24/.

Tendo em vista estas considerações, adotou-se, no caso brasileiro, para a usina de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano o investimento de \$120/UTS.

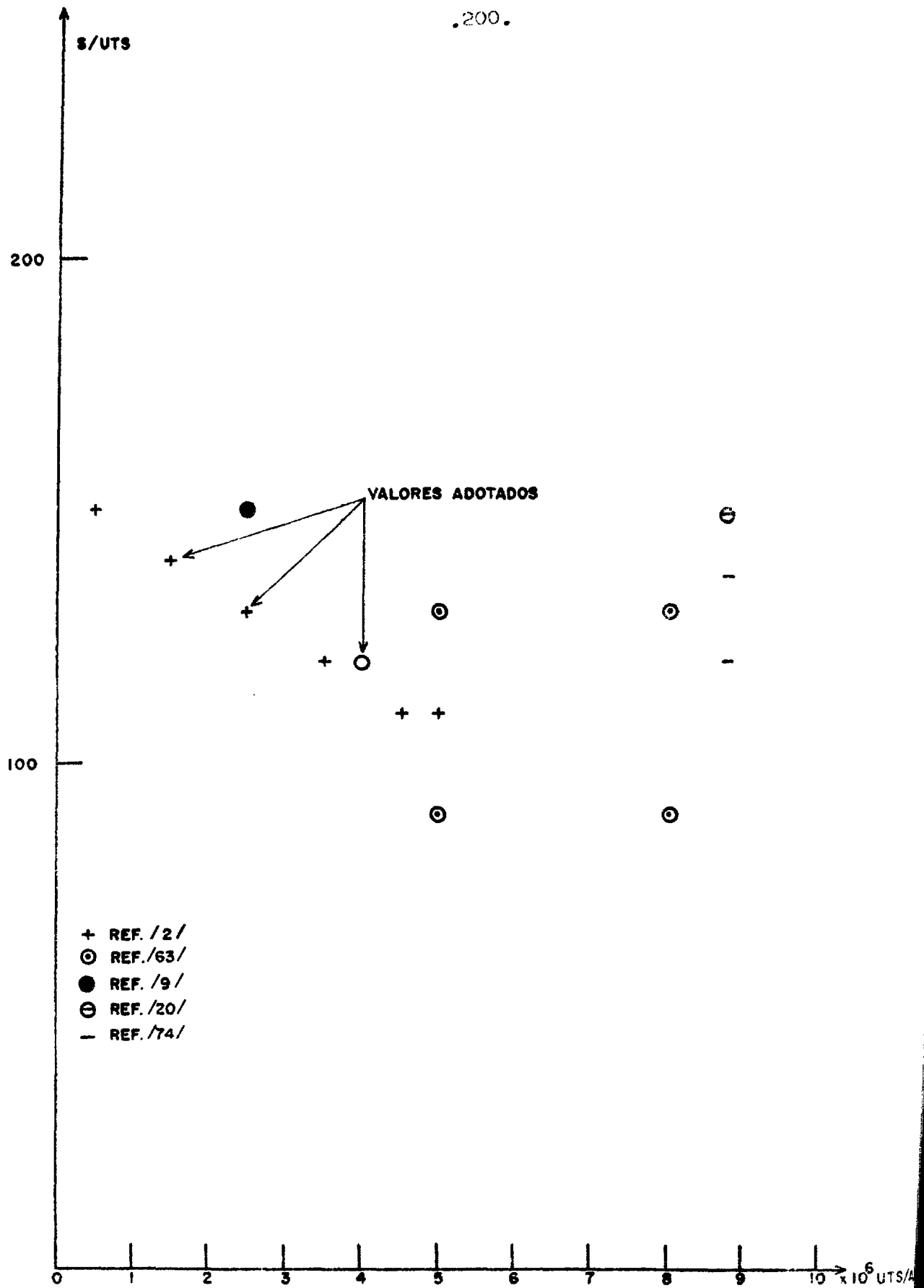


FIGURA. 4.11 - INVESTIMENTO ESPECÍFICO INICIAL DAS USINAS DE DIFUSÃO GASOSA

Os custos de operação e manutenção não têm grande influência no custo da UTS. Adotou-se como referência o custo de M\$ 14,0 por ano, baseando-se nos dados da tabela 4.8.

TABELA 4.8 /2/

Custo de Operação e Manutenção de Usinas de Difusão Gasosa

Capacidade 10 ⁶ UTS/ano	Custo de Operação e Manutenção 10 ⁶ \$/ano
500	10
1 500	11
2 500	12
3 500	13
4 500	14
5 000	14

Outro parâmetro importante no custo da unidade de trabalho de separação é o consumo específico de energia. A faixa de variação está entre 2.000 e 3.000 kWh/UTS. Adotou-se para o caso de referência o valor de 2.300 kWh/UTS devido ao seguinte:

- 1) é um valor próximo ao da tecnologia atual americana;
- 2) é um valor próximo da média das diversas referências;
- 3) é um valor utilizado como referência nos estudos da Euratom, dos franceses e da Foratom.

Na tabela 4.9 tem-se os dados de consumo de energia para o caso da tecnologia de difusão gasosa. No futuro, espera-se conseguir valores menores, como pode ser observado, nos dados de projeto das usinas americanas.

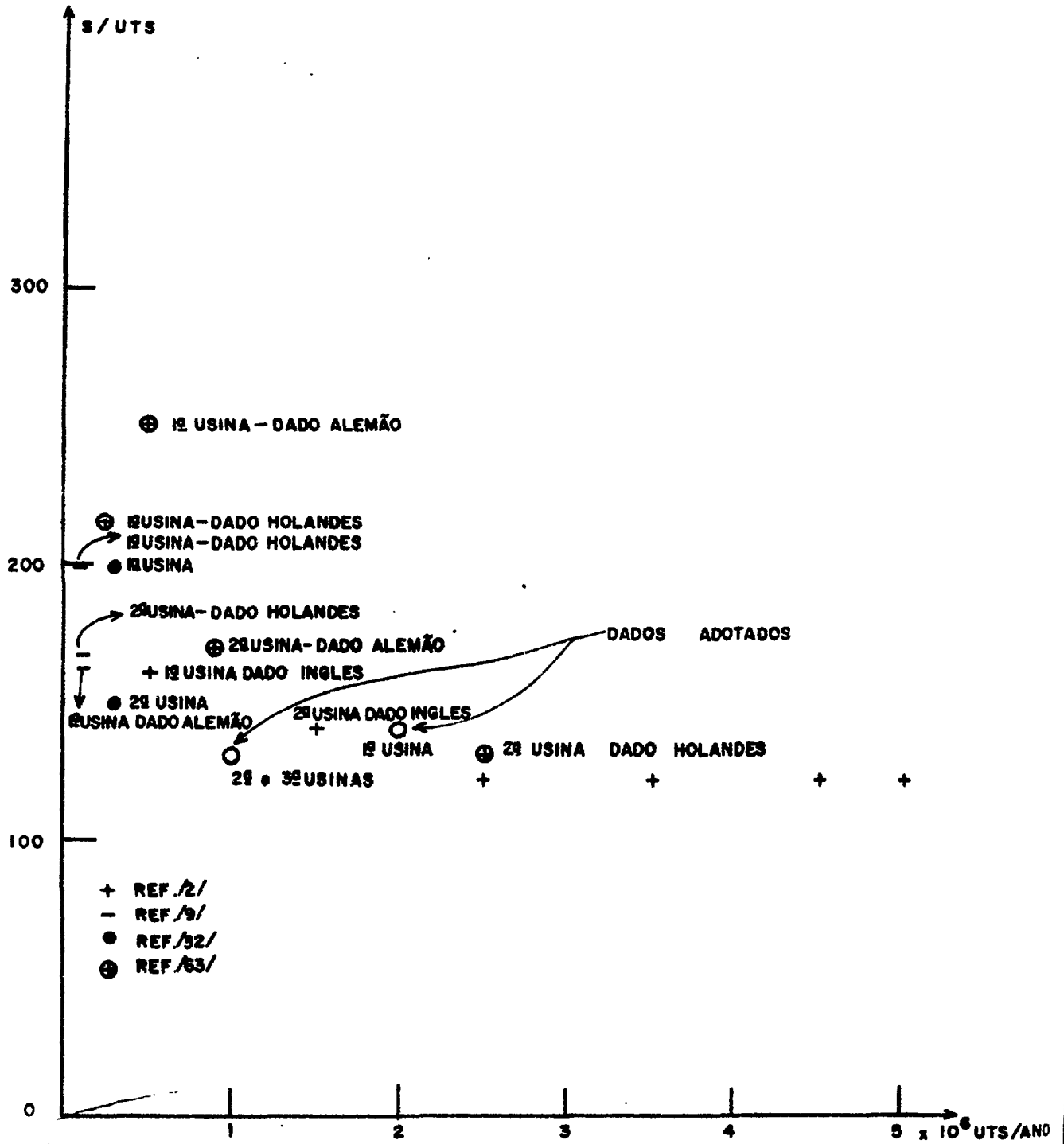


FIGURA. 4.12- INVESTIMENTO ESPECÍFICO INICIAL DE USINAS DE ULTRA-CENTRÍFUGASA GAS

TABELA 4.9

Consumo de Energia no Processo de Difusão Gasosa*
kWh/UTS

Ref.	kWh/UTS	País	Ano
/24/	2 365/2 295	EUA	1971
/24/	2 058	EUA	1971
/74/	2 280	EUA	1968
/20/	2 435/2 365	EUA	1972
/20/	2 049	EUA	1972
/10/	2 300/3 000	França	1970
/8/	3 100	Alemanha	1970
/2/	2 400	UK	1970
/9/	3 100	Europa Foratom	1969
/63/	2 300/3 000	Europa Euratom	1969

* Média: 2 400 kWh/UTS

No caso de construção de duas usinas de difusão gasosa, considerou-se um aumento de aproximadamente 10% no investimento específico inicial, em relação a uma usina de $4,0 \times 10^6$ UTS/ano, para a primeira usina a ser construída de $2,5 \times 10^6$ UTS/ano, e um aumento de aproximadamente 20% para a segunda usina de $1,5 \times 10^6$ UTS/ano. Esta aproximação foi baseada nos estudos da referência /2/.

Os parâmetros das usinas de difusão, considerados nos cálculos efetuados, podem ser vistos na tabela 4.10. O período de amortização das usinas utilizando a tecnologia de difusão gasosa foi de 20 anos.

TABELA 4.10

Parâmetros de Referência de Usinas de Difusão Gasosa

Capacidade da Usina 10^6 UTS/ano	4,0	2,5	1,5
Investimento esp. inicial \$/UTS	120	130	140
Operação e Manutenção 10^6 \$/ano	14,0	11,0	11,0
Consumo de Energia kWh/UTS	2 300	2 300	2 300
Custo de Energia mills/kWh	5,8	5,8	5,8

4.5.3 - Dados de referência para usinas de ultracentrifugação gasosa

No caso de ultracentrífugas não existe experiência de construção ou operação de usinas. Os dados de projeto, que existem, são resultados de extrapolação de estudos de laboratório. Uma estrutura de custos real não está definida, necessitando ainda uma comprovação prática.

No entanto, pode-se notar que, para esta tecnologia, os dados de projeto consideram usinas bem menores que as da difusão gasosa. Enquanto os dados disponíveis para difusão gasosa são, na sua maioria, para capacidades de usina da ordem de entre 2,0 e 10,0 x 10^6 UTS/ano, nas usinas de ultracentrífugas são consideradas capacidades bem menores, da ordem de 0,1 a 1,0 x 10^6 UTS/ano. Nesta tecnologia, a economia de escala não é tão acentuada. A economia do projeto está baseada no efeito de produção em série, isto é, o menor custo para usinas maiores decorre da redução devido ao maior número de unidades construídas. Nas estimativas de custos de implantação leva-se em consideração um maior investimento inicial para a primeira usina a ser construída, havendo uma redução para as subsequentes.

Os dados disponíveis de investimento de usinas de enriquecimento por ultracentrífugas são mostrados na figura 4.12. A faixa de variação é muito grande, estando os valores com

preendidos entre \$120 e \$250/UTS. Para capacidades maiores, os investimentos iniciais são menores, esperando-se que, no futuro, venham estabilizar-se em valores próximos a \$120/UTS/32/. Para referência poderia ser adotado, do mesmo modo que a difusão gasosa, qualquer valor nesta faixa. Existem muitas incertezas que precisam ser determinadas.

Adotou-se para o caso brasileiro, o investimento inicial de \$140/UTS para a primeira usina a ser construída e o valor de \$130/UTS para as subsequentes, tendo em vista:

- 1) ser um valor próximo ao da referência /2/, que apresenta um resultado indicativo de um estudo inglês;
- 2) estar dentro dos limites previstos para as capacidades futuras a serem construídas;
- 3) ser um pouco otimista em relação às previsões atuais e um pouco pessimista em relação às previsões futuras, já que a usina a ser construída deverá ser beneficiada pelo desenvolvimento da tecnologia.

Os dados de operação e manutenção são mais difíceis de serem considerados, tendo em vista não se ter experiência operativa de uma usina, com os dados relativos à troca de centrífugas que é uma parcela influente no custo operacional da usina. Considerou-se para referência os dados fornecidos pela publicação /2/ que são dados na tabela 3.41. Como são dados apresentados pela Inglaterra, que é um dos três países que participa do acordo Tripartite, consideram-se como os mais confiáveis.

O consumo de energia não é uma parcela influente nesta tecnologia. Na tabela 4.11 estão discriminados os principais dados relativos ao consumo de energia elétrica. Adotou-se como caso de referência uma média adequada entre os diversos valores, que é aproximadamente 430 KWh/UTS.

TABELA 4.11

Consumo de energia por UTS,
no processo de ultracentrifugação

Ref.	Consumo de Energia kWh / UTS	País	Ano
/2/	460	UK	1970
/63/	300	Euratom Holanda	1969
/63/	430	Euratom Alemanha	1969
/9/	440	Foratom Holanda	1969
/9/	438	Foratom Alemanha	1969
/10/	875	França	1970
/8/	400 / 460	Alemanha	1970

No caso brasileiro, considerou-se a construção de três usinas; uma de $2,0 \times 10^6$ UTS/ano e outras duas de $1,0 \times 10^6$ UTS/ano cada. Os dados utilizados nos cálculos estão mostrados na tabela 4.12.

TABELA 4.12

Dados referentes a Usina de Ultracentrifugação gasosa

Capacidade da Usina 10 ⁶ UTS/ano	2,0	1,0
Investimento Inicial \$/UTS	140	130
Operação Manutenção 10 ⁶ \$/ano	14	3 a 5
Consumo de Energia kWh/UTS	430	430
Custo da Energia mills/kWh	5,8	5,8

O período de amortização, da usina, foi também considerado em 20 anos.

4.5.4 - Resultados obtidos

Para comparação calculou-se o custo da UTS obtido nas usinas consideradas e o valor atualizado de cada estratégia durante o período de 1980 a 2000.

a) Custo da UTS produzida no Brasil.

Para se ter uma idéia dos custos a serem atingidos nas usinas de enriquecimento no Brasil, tendo em vista que, devido à economia de escala e à demanda a ser atendida, a usina deveria trabalhar, inicialmente, com baixo fator de carga, calculou-se o custo nivelado da UTS, nas estratégias consideradas.

O custo nivelado, sendo uma média conveniente do valor da UTS, é definido como "o custo constante unitário que, aplicado durante o período de estudo, gera o mesmo fluxo de caixa que resultaria da aplicação do custo real de fabricação à quantidade produzida no ano e somada durante o período de estudo" /151/.

O custo nivelado "L" é dado, então, por:

$$L = \frac{\sum_{i=1}^n C_i (PW)_i}{\sum_{i=1}^n D_i (PW)_i}$$

onde D_i = Demanda no i -ésimo ano UTS/ano

C_i = Custo real no i -ésimo ano \$/ano

$(PW)_i$ = Fator de atualização do i -ésimo ano, baseada na taxa de juros considerada.

n = Número de anos considerado na estratégia.

O custo nivelado para cada uma das alternativas é dado na tabela 4.13. No Apêndice mostra-se a tabela dos cálculos efetuados (Apêndice VI) /150/.

TABELA 4.13

Custo nivelado da UTS, nas alternativas consideradas
(\$/UTS)

Alternativa Considerada	Taxa de Juros 10%	Taxa de Juros 7%
Usina de Difusão Gasosa em 1 990 cap. $4,0 \times 10^6$ UTS/ano	38,13	33,27
Usina de Difusão Gasosa em 1 995 cap. $4,0 \times 10^6$ UTS/ano	32,98	29,70
Usina de Difusão Gasosa-2 Usinas a partir de 1 990	36,77	32,92
Usina de Ultracentrífugas a partir de 1985	29,11	22,87

Considerando a taxa de juros de 10%, o custo nivelado atingiu um valor inferior ao custo atual de \$32/UTS estabelecido pela AEC para a alternativa de construção de usinas de ultracentrífugas. Para uma usina de difusão gasosa em 1 995, as previsões são promissoras, podendo-se admitir que, nessa data, já seria viável a introdução de uma usina.

Para uma usina em 1 990, utilizando a tecnologia de difusão gasosa, os custos da UTS atingem valores da ordem de 17% mais altos no caso de uma usina de $4,0 \times 10^6$ UTS/ANO e de 13% no caso de duas usinas, em relação aos custos atuais do enriquecimento tarifado.

Para uma usina, a ser instalada em 1 990, o tempo de absorção de 10 anos é muito longo, acarretando um custo do produto alto, devido ao funcionamento abaixo da capacidade máxima. Por outro lado, a construção de duas usinas, menores, acarreta um mais alto custo do produto.

Considerando a taxa de 7% ao ano, há uma redução dos custos da unidade de trabalho de separação. A tecnologia de ultracentrífugas, continua sendo a alternativa mais atraente, os custos da UTS atingindo valores da ordem de 30% mais baixos que os custos atuais da UTS. Para uma usina de difusão gasosa em 1 995 os custos da UTS já atingem valores inferiores aos

custos atuais enriquecimento tarifado. A construção de uma usina em 1990 já é bastante viável, uma vez que os custos já atingem valores próximos aos custos atuais. Portanto, pode-se ver que no caso da tecnologia de difusão gasosa há interesse em se conseguir baixas taxas de juros, o que é vantajoso, e possibilita a introdução desta etapa mais cedo, com conseqüentes economias de divisas.

b) Cálculo do dispêndio total

Para ser feita uma comparação entre as políticas consideradas, calculou-se o valor atualizado dos dispêndios totais tanto para a política de compra de serviços de enriquecimento no exterior, através de contratos de enriquecimento tarifado, como para a construção de capacidades próprias. Estes valores estão mostrados na tabela 4.14 para duas taxas de atualização, 7% e 10%. Este valor atualizado corresponde a:

- 1) no caso de contratos de fornecimento externo, considerou-se o custo de \$32/UTS durante todo o período;
- 2) no caso de construção de usinas no Brasil, considerou-se a possibilidade de obtenção de contratos no exterior até a data de entrada em operação da usina. A partir daí, calculou-se o valor atualizado dos dispêndios anuais desde a data de introdução da usina, até o ano 2.000. O valor atualizado da estratégia corresponde então aos dispêndios atualizados, relativos à compra de serviços no exterior até a data de entrada em operação da usina, mais os dispêndios anuais relativos à construção da usina, até o ano 2.000.

Para a taxa de juros de 10% ao ano, comparando as diversas estratégias com a compra de serviços de enriquecimento no exterior, a alternativa de construção de ultracentrífugas, a partir de 1985, é a mais econômica. Há uma redução de aproximadamente 4% em relação à compra de serviços de enriquecimento no exterior, que é a segunda alternativa mais viável. A construção de usinas de difusão gasosa é menos econômica, muito embora, em 1995, a alternativa já seja concorrente. A alternativa de construção de uma usina de difusão gasosa em 1995 é somente 2,5% mais cara que a alternativa de compra no exterior.

Considerando-se a taxa de juros de 7% as diferenças são menores. A alternativa de utilização de ultracentrífugas continua a ser a mais econômica, e é 25% mais barata que a alternativa de compra no exterior.

A construção de uma usina de difusão gasosa em 1995 já é mais econômica (7%) que a compra dos serviços de enriquecimento no exterior. No entanto, a construção de usinas de difusão gasosa, em 1990, ainda não é viável, uma vez que os custos atingem maiores valores que a compra no exterior.

TABELA 4.14

Valor atualizado das diversas alternativas - \$ 1972

A L T E R N A T I V A	Valor atualizado 10 ⁶ \$	
	taxa de juros 10%	taxa de juros 7%
Compra de serviços no exterior através de contratos de enriquecimento tarifado	200,31	337,73
Construção de uma usina de 4,0 x 10 ⁶ UTS/ano, em 1990, utilizando a tecnologia de difusão gasosa	228,23	364,03
Construção de uma capacidade de 4,0 x 10 ⁶ UTS/ano, a partir de 1990, utilizando a tecnologia de difusão gasosa em 2 etapas (1990 - 2,5 x 10 ⁶ UTS/ano, 1996 - 1,5 x 10 ⁶ UTS/ano)	217,15	349,05
Construção de uma usina de 4,0 x 10 ⁶ UTS/ano, em 1995, utilizando a tecnologia de difusão gasosa	205,47	316,42
Construção de usinas de ultracentrífuga a gás a partir de 1985	192,76	252,61

4.5.5 - Influência do custo da energia

Como o custo da energia é uma parcela importante no custo da UTS, mostra-se, na Tabela 4.15, a variação do custo nivelado para cada alternativa escolhida, em função do custo da energia. A tabela mostra que, para custos de eletricidade mais baixos, da ordem de 4 mills/kWh, o custo nivelado em todas as alternativas já concorre com o custo do enriquecimento tarifado americano. Somente para construção de uma usina a partir de 1990, e considerando-se a taxa de juros de 10% a.a., o custo nivelado da UTS é superior a \$32/UTS.

A redução do custo da UTS para o caso de ultracentrífugas, como era de se esperar, não é significativa.

Por outro lado, considerando custos mais altos de energia, para a alternativa de difusão gasosa, os custos nivelados são todos superiores em relação aos atuais de enriquecimento tarifado.

TABELA 4.15

VARIAÇÃO DO CUSTO DA UTS EM RELAÇÃO AO CASO DE REFERÊNCIA
VARIANDO O CUSTO DA ENERGIA

ALTERNATIVA CONSIDERADA	Custo de energia mills/kWh	Taxa de juros %	Custo da UTS
1) Construção de uma usina de difusão gasosa em 1990 $4,0 \times 10^6$ UTS	4	10	33,99
		7	29,13
	7	10	40,89
		7	36,03
	10	10	47,79
		7	42,93
2) Construção de uma usina de difusão gasosa em 1995, $4,0 \times 10^6$ UTS	4	10	28,84
		7	25,60
	7	10	35,74
		7	32,46
	10	10	42,64
		7	39,36
3) Construção de duas usinas de difusão a partir de 1990	4	10	32,63
		7	28,78
	7	10	39,53
		7	35,68
	10	10	47,43
		7	42,58
4) Construção de usinas de ultracentrifugação a partir de 1985	4	10	28,33
		7	22,09
	7	10	29,62
		7	23,38
	10	10	30,91
		7	24,67

Considerando a alternativa de construção de usinas a ultracentrífugas, o custo da eletricidade não é uma parcela muito importante. Mesmo a custos de eletricidade da ordem de 10 mills/kWh, o custo da UTS é inferior ao custo de \$ 32/UTS oferecido pela AEC americana.

4.5.6 - Influência dos parâmetros técnicos

Um grande número de incertezas existe sobre o consumo específico de energia em cada tecnologia utilizada. Espera-se que, no futuro, tanto para a tecnologia de difusão gasosa como para a ultracentrífugas, o consumo específico de energia seja inferior aos valores atuais. Por outro lado, alguns estudos indicam a possibilidade de utilização de tecnologia de maior consumo de energia. Levando isto em consideração, calculou-se o custo nivelado para as várias alternativas, para diversos valores de consumo de energia.

Para difusão gasosa, considerou-se a variação do consumo específico de eletricidade para os valores 2.000, 2.400, 2.700 e 3.000 kWh/UTS, e para ultracentrífugas 300 e 600 kWh/UTS. Os resultados estão dados nas Tabelas 4.16 a 4.19.

TABELA 4.16

Variação do custo nivelado da UTS para a alternativa de construção de usina de difusão gasosa em 1990, em função do consumo de energia.

Taxa de juros %	10	7	10	7	10	7	10	7
Consumo de Energia kWh/UTS	2.000		2.400		2.700		3.000	
Custo da energia mills/kWh	5,8		5,8		5,8		5,8	
Custo da UTS \$/UTS	36,39	31,53	38,71	33,85	40,45	35,59	42,19	37,33

TABELA 4.17

Variação do custo nivelado da UTS para a alternativa de construção de uma usina de difusão gasosa em 1995, em função do consumo de energia.

Taxa de juros %	10	7	10	7	10	7	10	7
Consumo de energia kWh/UTS	2.000		2.400		2.700		3.000	
Custo de energia mills/kWh	5,8		5,8		5,8		5,8	
Custo UTS \$/UTS	31,24	27,96	33,56	30,28	35,30	32,02	37,04	33,76

TABELA 4.18

Variação do custo nivelado da UTS para a alternativa de construção de duas usinas de difusão gasosa a partir de 1990, em função do consumo de energia

Taxa de juros %	10	7	10	7	10	7	10	7
Consumo de Energia kWh/UTS	2.000		2.400		2.700		3.000	
Custo de Energia mills/kWh	5,8		5,8		5,8		5,8	
Custo da UTS \$/UTS	35,03	31,18	37,35	33,50	39,09	35,24	40,83	36,98

TABELA 4.19

Variação do custo nivelado da UTS para a alternativa de construção de usinas de ultracentrifugação

Taxa de juros %	10	7	10	7
Consumo de energia kWh/UTS	300		600	
Custo da energia mills/kWh	5,8		5,8	
Custo UTS \$/UTS,	28,35	22,11	30,09	23,85

Na tecnologia de difusão gasosa, uma redução do consumo de energia de 2.300 kWh/UTS para 2.000 kWh/UTS, provoca uma diminuição no custo nivelado da UTS de aproximadamente 5%. No caso de ultracentrífugas há uma redução de aproximadamente 3%, quando se diminui de 400 kWh/UTS para 300 kWh/UTS.

4.6 - CONCLUSÃO

Os dispêndios, no período, para atender à demanda de serviços de enriquecimento são bem altos. Atingem valores da ordem de 1,3 bilhões de dólares. Isto acarretará enorme perda de divisas, além de uma dependência externa de uma importante etapa do ciclo.

Os cálculos efetuados mostraram que, a longo prazo, é de interesse, para o Brasil a construção de usinas de enriquecimento. Na década dos 90 as usinas de difusão gasosa já poderão ser econômicas, principalmente se for utilizada energia elétrica de baixo custo (4mills/kWh). As usinas a ultracentrífugas são bastante econômicas, tendo em vista as características da demanda brasileira, que exige a construção de usinas menores, já sendo econômicas na década de 80.

O resumo dos dados e resultados econômicos estão indicados na figura 4.13. Os custos da UTS, no caso de referência (5,8 mills/kWh), atingiram valores da ordem de \$22/UTS no caso de ultracentrifugação gasosa até \$38/UTS no caso de difusão gasosa (O custo americano é de \$32/UTS). Com custos de energia mais baixos, da ordem de 4 mills/kWh, a faixa de variação diminui, os custos atingindo \$22/UTS até \$34/UTS.

Comparado com a compra de serviços de enriquecimento no exterior, a instalação no País de usinas de difusão gasosa, a partir de 1990, acarreta um custo de 10% a 15% mais alto, enquanto a instalação de uma usina em 1995 é somente 2,5% mais cara. A alternativa de construção de usinas de ultracentrifugação é sempre mais econômica.*

Sendo assim, parece bastante viável, no futuro, a instalação desta etapa do ciclo no Brasil.

* Trata-se de custos globais das alternativas, ao longo de 20 anos.

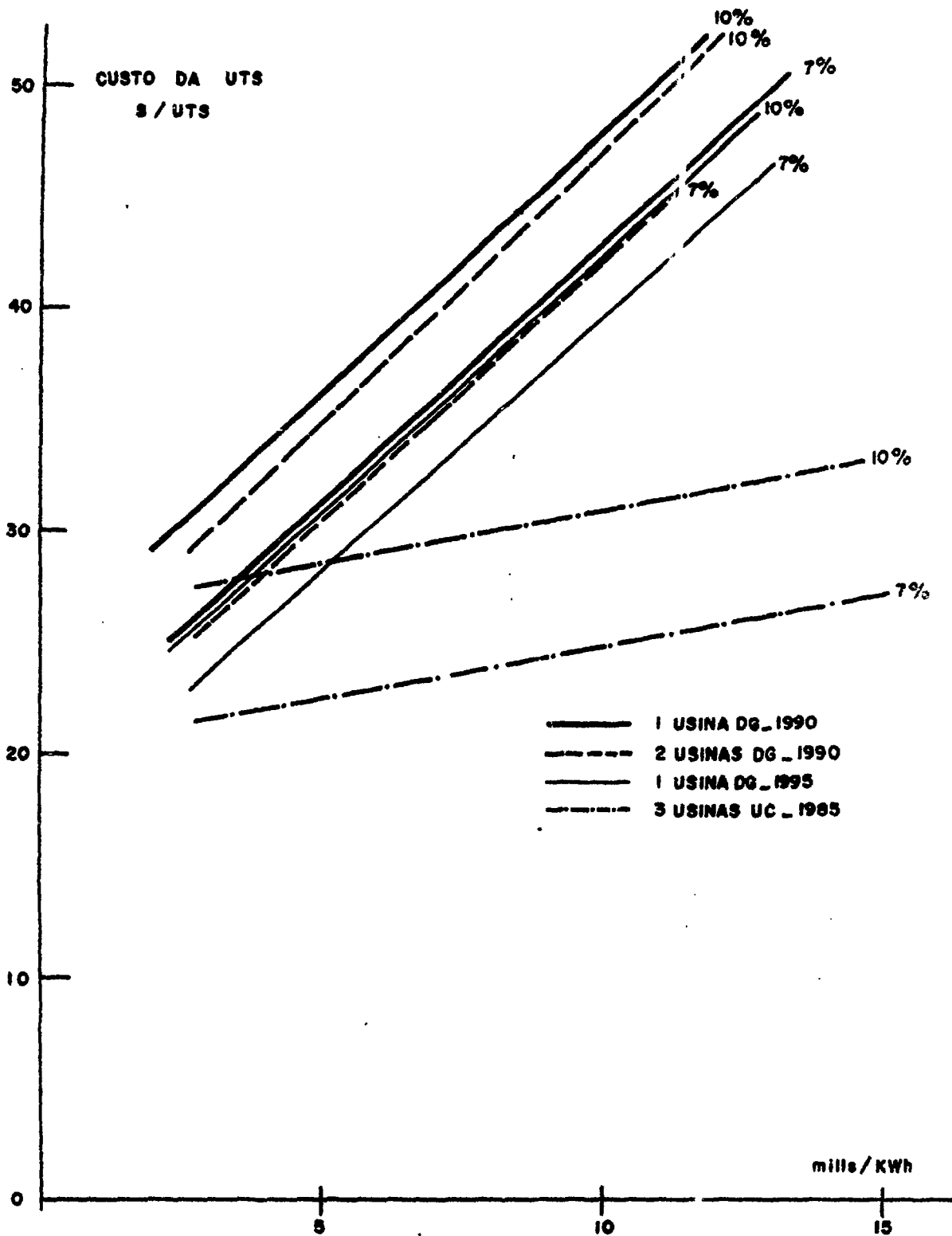


FIGURA. 4 .13. CUSTO DA UTS EM FUNÇÃO DO CUSTO DA ENERGIA E DA TAXA DE JUROS PARA DIVERSAS ALTERNATIVAS

CONCLUSÕES

O estudo teve um caráter preliminar com o intuito de selecionar algumas informações de interesse do Brasil, e determinar em primeira aproximação as datas para introdução de usinas de enriquecimento no Brasil.

Pode-se notar que existe uma grande expectativa em todo o mundo com relação a esta etapa do ciclo, o que faz com que seja necessário o acompanhamento dos principais programas em desenvolvimento.

Dos métodos utilizados para o enriquecimento do urânio, a difusão gasosa é o único provado, sendo, portanto, o mais confiável. A tecnologia de ultracentrífugas espera uma comprovação prática até os meados desta década (74/75), sendo de grande interesse para o Brasil os resultados destes programas.

Por outro lado, iniciaram-se, em 1971, as conversações entre os EUA e diversos países relativas à liberação da tecnologia americana de difusão gasosa para países estrangeiros, bem como a efetivação dos programas, para que as novas usinas, a serem construídas nos EUA, sejam de propriedade de firmas particulares dos EUA. Isto confirma a passagem progressiva desta etapa do ciclo para propriedade privada, e indica a possibilidade de, no futuro, ser utilizada a tecnologia americana em usinas multinacionais.

O mercado futuro é cheio de incertezas. Atualmente, o custo da UTS (Unidade de Trabalho de Separação) é estabelecido pela AEC americana. A tendência dos programas em desenvolvimento nos outros países é atingir o preço da AEC, para poder concorrer no mercado internacional.

A demanda de serviços de enriquecimento tem crescido com a aplicação, em escala cada vez maior, de reatores a urânio enriquecido. Grandes capacidades deverão ser construídas para atender à demanda mundial. O mercado do serviço de enriquecimento pode ser considerado inelástico, isto é, um pequeno aumento do custo da UTS não provocará uma redução da demanda de serviços de enriquecimento, impondo-se, portanto, no futuro um número cada vez maior de usinas de enriquecimento...

Para as alternativas brasileiras, considerando o caso de referência (custo de energia 5,8 mills/kWh), a introdução de usinas de difusão gasosa é mais provável nos meados da década dos 90. Isto, levando em consideração as características desta tecnologia, que exige a construção de usinas com grandes capacidades. Entretanto, para a tecnologia de ultracentrífugas, a data de introdução de usinas de enriquecimento é mais próxima, podendo-se, a partir de 1985, começar a instalação de usinas de ultracentrífugas. No caso de ultracentrífugas, foi admitida essa data, como sendo a em que essa tecnologia já esteja completamente provada e disponível para construção de usinas. Embora as incertezas sejam, ainda, muito grandes quanto à tecnologia de ultracentrífugas e, talvez, os dados utilizados tenham sido um pouco otimistas, parece razoável que os programas de ultracentrífugas sejam acompanhados de perto.

Considerando um prazo de 10 anos entre a tomada de decisão e a entrada em operação da usina, vê-se que para a difusão gasosa ainda tem-se bastante tempo, visto que a data da decisão seria 1985, mas no caso de ultracentrífugas esta decisão deveria ser tomada ainda nesta década, até 1975.

Entretanto, para a difusão gasosa, a possibilidade de obtenção de energia a mais baixo custo, da ordem de 4 mills/kWh, já torna econômicas as usinas de difusão gasosa até mesmo em 1990. Os custos atingem valores próximos e mesmos inferiores aos

do enriquecimento tarifado oferecido pelos EUA, indicando o interesse de estudos de viabilidade para obtenção de um potencial hidráulico para fornecimento de energia à usina de difusão gasosa de custo mais baixo que os mais baixos preços de venda atuais (6 mills/kWh).

Tendo em vista todas as incertezas existentes, os estudos de acompanhamento de programas e viabilidade econômica de vem continuar a ser feitos e de maneira mais profunda, no sentido de determinar a melhor política a ser adotada no Brasil. Por outro lado, seria aconselhável que, para conhecimento da tecnologia, pequenos problemas técnicos sejam desde já atacados, não no sentido de desenvolvimento de uma tecnologia própria, mas no sentido de propiciar aos técnicos brasileiros o "know-how" indispensável que seria necessário na época da tomada de uma decisão.

APÊNDICE I

Método de enriquecimento por jato de separação /8,14,15,147/

Não se pode deixar de mencionar o processo atualmente em estágio semi-industrial de desenvolvimento na Alemanha, o método de enriquecimento por jato de separação. É um dos três métodos escolhidos, na Europa, para desenvolvimento. O processo foi desenvolvido por E.W.Becker e seus colaboradores em Karlshure e se baseia no princípio da difusão por pressão em jatos de gás escoando a velocidades supersônicas. O esquema é mostrado na figura I.1.

O gás, composto de uma mistura de 5% de UF_6 e 95% de He, é expandido através de um tubo de Laval e mantido a uma pressão reduzida de um fator de aproximadamente 4. A deflexão do jato, pela parede curva, causa uma separação espacial dos isótopos de urânio fazendo com que os componentes mais pesados se acumulem na superfície externa do canal de desvio, devido às forças centrífugas das massas. A lâmina separadora divide o fluxo em uma fração mais pesada e outra mais leve que vão sendo exauridas separadamente. O desvio do fluxo pela parede curva dá origem a uma separação dos componentes. O gás que flutua bem junto à parede está enriquecido em isótopo de U^{235} , enquanto no centro há um enriquecimento dos isótopos em U^{238} . Utiliza-se o Hélio, na mistura, para aumentar a velocidade do fluxo, melhorando assim o coeficiente de separação dos isótopos.

O rendimento do processo depende dos dados de projeto, sendo de 3 a 4 vezes superior ao da difusão gasosa. O rendimento depende da razão de difusão do fluxo, da pressão de entrada e da relação de pressões. Do mesmo modo que a difusão gasosa e ultracentrífugas, é necessário o acoplamento de vários estágios em série. Para fins de demonstração experimental e verificação da estabilidade dinâmica do gás, o centro de Karlshure colocou em serviço, em novembro de 1967, um conjunto de dez estágios. Baseados no sucesso da operação do piloto, um estágio em maior escala, com uma capacidade de 1.700 UTS/ano foi construído e está sendo testado. O estágio opera com uma mistura de He/ UF_6 sendo a divisão do fluxo igual a 0,5. O fator total de enriquecimento do fluxo foi de

$\alpha = 1,082$, atingindo valores como eram esperados. As experiências de operação indicam que, mesmo no caso de aplicação industrial, não surgirão problemas sérios de regulação. Uma característica desse processo é não ser economicamente utilizado para enriquecimento superior a 5%. Sendo assim ele não é secreto.

No projeto de uma usina de enriquecimento pelo método de jato de separação, leva-se em conta a pressão de entrada do gás, que deverá ser tanto maior quanto menor for a largura da ranhura da entrada.

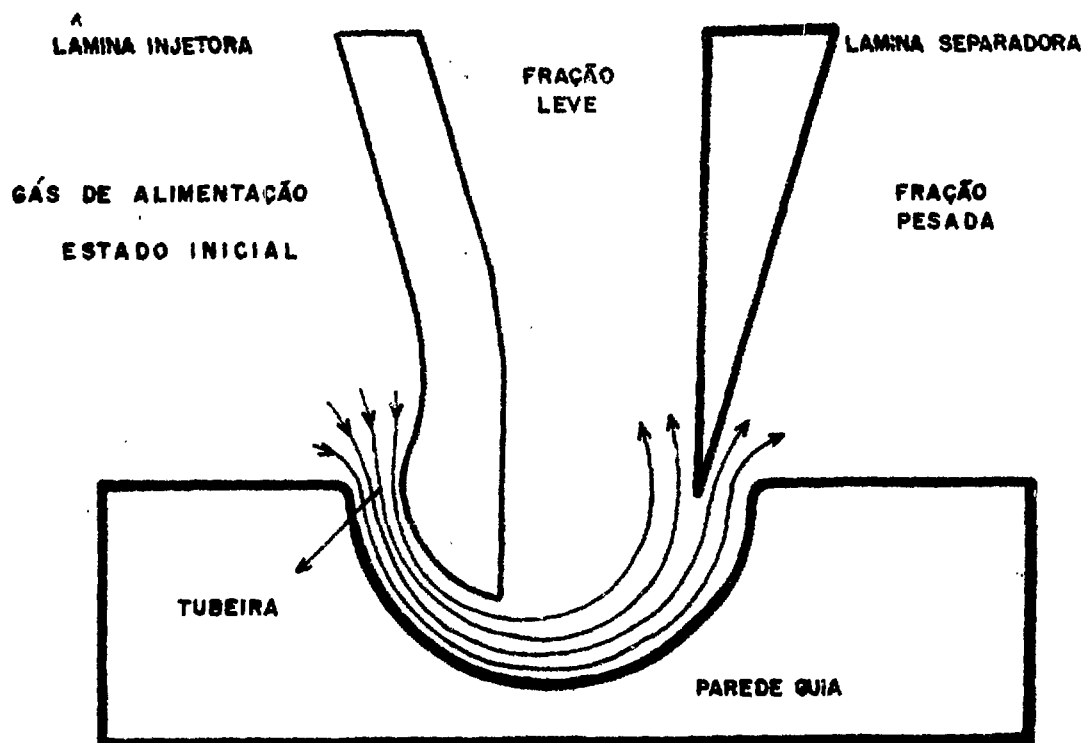


FIGURA.I.1. SEÇÃO TRANSVERSAL DE UMA TUBEIRA COM UMA REPRESENTAÇÃO ESQUEMÁTICA DAS LINHAS DE FLUXO

Para conseguir-se altas pressões é, então, necessária a utilização de tubeiras da menor dimensão possível e capazes de serem construídas em escala industrial. Na tabela I.1 estão indicadas as dimensões críticas e os dados de operação calculados para o processo. A redução da proporção divisora do UF_6 de $1/2$ para $1/3$ melhora os rendimentos específicos em cerca de 30%.

Tabela I-1

Condições de operação e resultados de um estágio do processo de jato de separação

Diâmetro da ranhura defletora (mm)	0,2
Largura da garganta da tubeira (mm)	0,03
Pressão de entrada (mm Hg)	600
Razão de expansão interna (P_0/P_1)	4
Razão de corte UF_6	$1/3$
Coefficiente de separação $\times 10^2$	1,18
Saída de UF_6 ($\frac{Mcl\ g\ de\ UF_6/h}{m\ comp.\ da\ ranhura}$)	27

Com os resultados obtidos, o Instituto Karlsruhe, juntamente com a indústria, está planejando a construção de um conjunto de demonstração, com o objetivo de examinar mais precisamente as características econômicas do processo.

A capacidade do conjunto será de $6,0 \times 10^5$ UTS/ano, produzindo urânio enriquecido a 3% com teor de rejeito de 0,3%. O conjunto industrial consistirá de trezentos e trinta e cinco (335) estágios grandes e duzentos e trinta e cinco (235) pequenos.

O custo do estágio separador maior foi calculado em \$95.000. O estágio menor, cujo tamanho é igual a 1/3 do estágio maior tem o custo estimado na metade. Desta forma o investimento total para o conjunto será da ordem dos valores indicados na tabela I.2.

Tabela I.2

Custo e capacidade instalada do conjunto de demonstração do processo de jato de separação

335 estágios grandes	\$ 32 milhões	408 MWe
235 estágios pequenos	\$ 11 milhões	97 MWe
Instrumentação, acessórios e edificações	\$ 31 milhões	15 MWe
T O T A L	\$ 74 milhões	520 MWe

Como a capacidade de separação é calculada em 600.000 UTS/ano, o investimento específico é de:

$$I \text{ esp} = 123 \text{ \$/UTS}$$

Embora os conjuntos de difusão sejam dez(10) vezes superiores, o investimento específico é da mesma ordem. Num conjunto de difusão gasosa com estas capacidades, o investimento específico deveria atingir valores três(3) vezes superiores.

O consumo específico de energia será, então, igual a:

$$E \text{ esp} = 6.850 \text{ kWh/UTS}$$

O consumo de energia é muito alto mas, futuramente, espera-se a redução destes valores para 50%.

O processo do jato de separação e difusão gasosa tem várias partes em comum. O projeto geral e a função

dos estágios são similares nos dois processos. Em ambos os casos, o tamanho e o custo do equipamento, bem como o consumo de energia, são dependentes da pressão anterior P1 (pressão antes da difusão ou expansão na tubeira) e pressão posterior P2 (pressão após a difusão ou expansão). Na difusão gasosa os valores de P1 e P2 são determinados pelo valor do poro médio. As condições ótimas do processo da tubeira dependem por sua vez do diâmetro do orifício da tubeira que pode ser industrialmente construído.

As vantagens possíveis deste método são:

- 1) possibilidade de formação da cascata num tempo cem(100) vezes inferior ao da difusão gasosa, e possibilidade de paralisação momentânea;
- 2) menor número de estágios;
- 3) menor gasto de pessoal e manutenção;
- 4) menor investimento inicial, conseguido já em pequena usina.

No entanto, dois pontos primordiais são contrários a este processo: o alto consumo de energia elétrica, e o estado atual de desenvolvimento que não permite a sua aplicação industrial presentemente.

APÊNDICE II

Modelo de otimização de usinas de enriquecimento de urânio /21,22,23/

A Suécia vem realizando estudos sobre economia das usinas de enriquecimento de urânio. O estudo pode ser considerado como ilustrativo das possíveis tendências. Os programas calculam cascatas de usinas de enriquecimento tanto utilizando a tecnologia de difusão gasosa como a de ultracentrífugas. Os programas têm alguns pontos em comum e combinam a teoria da cascata, com a teoria de separação elementar aplicada em cada caso.

A caracterização do problema é realizada por:

- 1) definição das variáveis do problema
- 2) equação total do custo, isto é, uma função que inclui todos os custos que devem ser levados em consideração. Os custos devem ser expressos em função das variáveis independentes.

A partir da definição das variáveis independentes e da função do custo total, a otimização é realizada. Selecionam-se os valores iniciais das variáveis independentes e calcula-se o custo total. A partir daí o programa altera sistematicamente os valores dessas variáveis até que o custo mínimo seja atingido.

Para se ter uma idéia do problema vamos ver o esquema utilizado para otimização de uma usina de difusão gasosa.

Difusão Gasosa

Na difusão gasosa a teoria da cascata é combinada com a teoria da barreira. Inicialmente deve-se estabelecer:

- 1) Quais são as variáveis independentes ?
- 2) Como deve ser formulada a função total do custo ?

1) variáveis independentes:

São dezesseis (16) o número de variáveis independentes e são divididas em dois grupos. O primeiro grupo determina o comportamento da barreira e, o segundo, a forma da cascata, estando, então, relacionadas com a teoria da barreira e da cascata. Na teoria da barreira cinco são as variáveis independentes:

- o raio médio do poro da barreira - r ;
- a espessura da barreira - e ;
- a pressão anterior à difusão - P_1 ;
- a pressão posterior à difusão - P_2 ;
- a temperatura - T

Estas cinco (5) variáveis determinam o comportamento da barreira, obtendo-se, a partir delas, coeficiente de enriquecimento e a permeabilidade da barreira.

O segundo grupo, que determina a forma da cascata, é composto de onze (11) variáveis. São vários os tipos de cascatas utilizadas, conforme a quantidade de estágios diferentes considerados. O programa pode utilizar uma cascata 4×4 , que utiliza 4 estágios diferentes, tanto na seção de enriquecimento como na de esgotamento. O programa, no entanto, pode utilizar menos número de estágios diferentes (3×3) ou (2×2).

Para onze (11) variáveis independentes tem-se o caso mais geral, que utiliza uma cascata 4×4 . Neste caso as variáveis independentes são:

- quatro (4) definem a vazão em cada um dos estágios;
- seis (6) definem o teor de enriquecimento nos locais de mudança do tamanho do estágio;
- uma (1) define o teor de rejeito da usina.

Cálculo da função do custo

As usinas de difusão têm uma enorme influência de economia de escala. Levando isto em consideração os custos de construção são descritos matematicamente numa função experimental da forma:

$$C_1 = K_1 (DP_1)^{K_1}$$

Estas equações são estabelecidas para exprimir o custo de fabricação de todos os equipamentos que compõem uma usina. K_1 é um número adimensional entre 0 e 1 que determina a variação em tamanho do custo do componente. Estes valores são tomados empiricamente. D_p são as variáveis de projeto que são utilizadas para determinação da economia de escala. São parâmetros específicos para cada componente. Como exemplo pode-se citar que DP é o volume de entrada para o difusor, área de superfície para a barreira, calor de compressão para trocador de calor e etc.

Assim, qualquer componente é expresso deste modo como função exponencial de um parâmetro de projeto conveniente. O custo total é a soma de todos os custos em função da variável independente.

A partir da definição dos custos fixos é necessário estabelecer-se o custo do produto. O custo do produto é composto de três parcelas:

- custo do urânio de alimentação;
- custos fixos;
- custos de eletricidade.

Os custos fixos vão depender dos encargos fixos que dependem das taxas de financiamento, juros e tempo de depreciação. As taxas de manutenção e operação podem ser consideradas como encargos fixos proporcionais ao investimento da usina. O custo final do produto é dado então por:

$$C_{\Delta} = aI + eW$$

a = encargos fixos

I = investimento da usina

e = custo na energia

W = consumo de eletricidade

Na tabela II.1, é mostrado o resultado de uma otimização de uma cascata de difusão gasosa, comparando-se dois resultados em função do raio mínimo de poro da barreira. A redução do raio de poro, com conseqüente aumento do coeficiente enriquecido, vai acarretar uma redução apreciável nos custos da UTS.

Tabela II.1

Comparação de duas cascatas diferentes de difusão gasosa otimizada considerando-se diferentes raios mínimos de poro.

Hipóteses	Caso I	Caso II
Capacidade t U/ano	2000	2000
Enriquecimento % U ²³⁵	3	3
Tipo de cascata	3 x 3	3 x 3
Encargos fixos (a)	0,15	0,15
Custo da eletricidade \$/kWh	0,005	0,005
Raio mínimo do poro μ	10	5
Resultados		
Pressão anterior, P1 mm Hg	585	650
Pressão posterior, P2 mm Hg	160	221
Temperatura, T °C	79	85
Coefficiente de enriquecimento	0,00169	0,00179
Teor de rejeito % U ²³⁵	0,286	0,269
Número de estágios	1.191	1.174
Quantidade de trabalho de Separação p/ano(ideal) UTS/ano	$7,05 \times 10^6$	$7,3 \times 10^6$
Rendimento da cascata	0,94	0,93
Custo total de construção (incluindo custos indiretos) \$	1.134×10^6	967×10^6
Investimento específico \$/UTS	161	132
Consumo de eletricidade Total kWh/ano	$19,4 \times 10^9$	$19,5 \times 10^9$
Consumo específico de eletricidade kWh/UTS	2.750	2.640
Custo do trabalho de Separação \$/UTS	37,9	33,0

Vê-se, então, que um programa de pesquisa deve ser desenvolvido para a determinação das características técnicas das usinas, que darão as características econômicas ótimas, e, portanto, um custo mínimo do produto.

APÊNDICE III

Entrada de uma nova Usina no Mercado Americano/153,155/.

No caso americano, o problema de construção de uma nova usina para atender à demanda de urânio enriquecido é muito delicado. A decisão de construir uma usina deve ser acompanhada de um estudo detalhado de qual o nível de operação ótimo de suas usinas, e até que nível de potência deve ser aumentada a capacidade das usinas.

A variação da produção das usinas em função da potência, requerida para o seu funcionamento, foi obtida e pode ser vista na figura III.1.

A figura mostra a curva de demanda de energia em função da capacidade da usina. A equação ajustada a esta curva é:

$$\pi = 5.138 + 0,275 \Delta - 540 \log (18.232 - \Delta)$$

onde, π = é o consumo de energia e Δ a quantidade de UTS produzida pelas usinas.

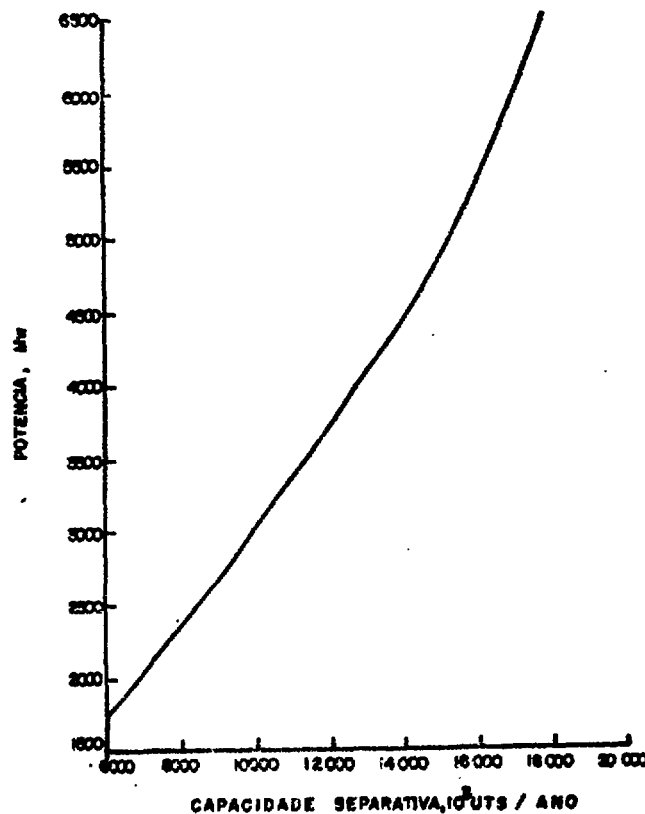


FIGURA III.1 DEMANDA DE ENERGIA VERSUS CAPACIDADE DAS USINAS EXISTENTE /148/

O consumo da energia não aumenta linearmente com a capacidade da usina. Isto é evidenciado na figura III-2 que indica a demanda marginal de energia em função da capacidade de separação da usina. Com o aumento da capacidade de produção, maior é a quantidade de energia que deve ser fornecida à usina. Levando isto em consideração, seria econômico operar uma usina antiga até os níveis em que o custo marginal do trabalho de separação, que depende do custo da energia, exceda o custo da unidade de trabalho de separação obtido em uma nova usina.

Para o estabelecimento da capacidade de operação das usinas atuais deve-se admitir o custo operacional de uma nova usina a ser construída. Supondo-se como sendo $\$25.000/10^3$ UTS o custo que possa ser obtido em uma nova usina, tem-se:

Diferenciando a curva da capacidade da usina versus potência requerida, encontra-se a demanda incremental de potência para uma mudança incremental na capacidade de separação da usina.

$$\frac{d\pi}{d\Delta} = 0,275 + \frac{540}{18.232 - \Delta}$$

a quantidade $\frac{d\pi}{d\Delta}$ como função de Δ é mostrada na figura III-2.

Para um dado custo de energia $C\pi$, o custo incremental do trabalho de separação é $\frac{dC}{d\Delta} = C\pi \frac{d\pi}{d\Delta}$ e, levando-se em consideração o custo de operação de $\$25.000/10^3$ UTS da usina, a capacidade correspondente a este custo operacional é dado por:

$$\frac{dC}{d\Delta} = C\pi \left(0,275 + \frac{540}{18.232 - \Delta} \right) = \$25.000$$

Admitindo-se o custo da energia como sendo $C\pi = 35.040/\text{MW ano}$ e resolvendo a equação encontra-se $\Delta_{\text{max}} = 17,0 \times 10^6$ UTS/ano.

Neste exemplo a capacidade máxima de separação da usina é de $17,0 \times 10^6$ UTS/ano. Este critério está incluído na simulação como se segue. Para um dado custo de energia $C\pi$ o nível máximo de capacidade de separação é calculado pelo método acima. A demanda de trabalho de separação é calculada pelas equações de balanço da usina. Se Δ é maior que a capacidade

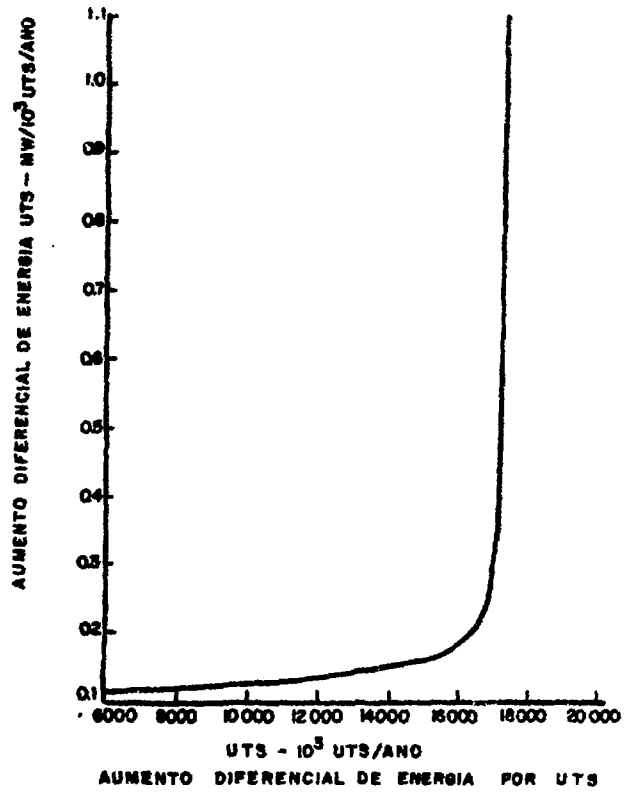


FIGURA III. 3- DEMANDA MARGINAL DE ENERGIA /48/

existente, o excesso é atribuído à nova usina, e os custos aproximados são ajustados. Por exemplo, supondo-se que a demanda em função de um certo teor de rejeito tenha sido estabelecida como sendo de $20,0 \times 10^6$ UTS/ano. Uma capacidade de $3,0 \times 10^6$ UTS / ano deverá ser fornecida por uma nova usina.

O nível de potência exigido pela usina antiga é, neste caso, de 5.970 MWe. A demanda de energia para a nova usina depende dos detalhes técnicos. A potência requerida é proporcional à quantidade de trabalho de separação a ser produzida e do consumo específico por UTS. Esta potência é dada por:

$$\pi \text{ nova} = 0,28 \Delta \text{ nova},$$

no caso de 0,28 MWe por unidade de trabalho de separação fornecido à usina.

AFÊNDICE IV

Otimização do Teor de Rejeito de Uma Usina /149/

Numa usina de enriquecimento de urânio, o balanço de massa da cascata é dado pelas equações de produtividade que consideram tanto o balanço total de urânio que circula na cascata como o balanço de U-235.

$$A = P + R \quad (1)$$

$$AX_a = PX_p + RX_r \quad (2)$$

A quantidade de trabalho de separação, realizado na usina para produzir uma quantidade P de urânio enriquecido ao teor X_p , é dada por:

$$\Delta = Pv(X_p) + Rv(X_r) - Av(X_a) \quad (3)$$

onde $v(X)$ é a função valor, dada por:

$$v(X) = (2X-1) \ln [X/1-X]$$

A quantidade de produto P pode ser estabelecida com diferentes combinações e quantidades de urânio de alimentação A e quantidade de trabalho de separação Δ .

Considerando que nenhum crédito é dado ao teor de rejeito da usina, o custo do urânio enriquecido é dado por:

$$C_p = A.C_A + \Delta.C_\Delta \quad (4)$$

Com o aumento do teor de rejeito, há um aumento do consumo do urânio de alimentação e uma redução da quantidade de UTS efetuada pela usina. Do mesmo modo, uma redução do teor de rejeito provoca uma diminuição da demanda de urânio natural e um aumento da quantidade de UTS efetuada pela usina.

A menor quantidade de urânio de alimentação é utilizada quando todo U-235 é removido pela realização de trabalho de separação, isto é: $A X_A = P X_p$. Quando isto acontece, vê-se pela equação (2) que o teor de rejeito se aproxima de zero. A quantidade de trabalho de separação cresce sem limite e conseqüentemente

o custo do produto P. No outro extremo, a quantidade de urânio de ali mentação usada aumenta sem limite, e, conseqüentemente, o custo do pro duto P. Verifica-se, então, que a quantidade de rejeito cresce sem li mite e que o teor de rejeito X_r se aproxima do teor do urânio de ali mentação. A operação da cascata pode variar entre estes dois extre mos, pela variação da combinação do urânio de alimentação e do traba lho de separação. O teor de rejeito X_r varia de perto de zero até per to de X_a e o custo do urânio enriquecido será, então, da forma da fi gura IV-I.

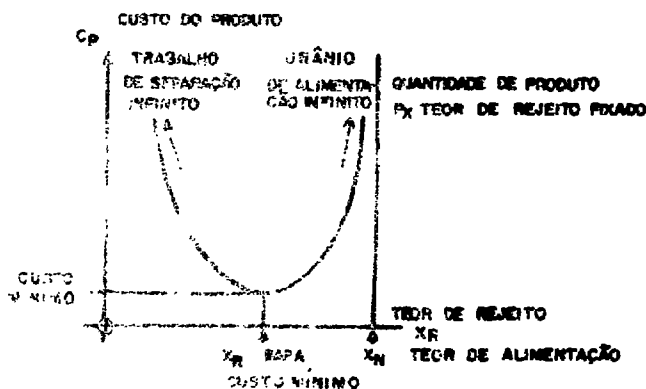


FIGURA IV - I. CUSTO DO PRODUTO EM FUNÇÃO DO TEOR DE REJEITO

A condição de custo mínimo do produto em função do teor de rejeito da usina é dado por:

$$\frac{dC_p}{dx_r} = 0 \quad (5)$$

onde C_p é o custo do produto e X_r é o teor de rejeito da usina. Das equações (4) e (5) segue-se que para o teor de rejeito de custo míni mo tem-se:

$$dC_A + dC_{\Delta} = 0 \quad (6)$$

onde C_A é o custo total de alimentação e C_{Δ} o custo total do trabalho de separação efetuado pela usina.

Como o produto P é constante, a equação (6) mostra que para custo mínimo do produto C_p , uma redução δC_{Δ} da quantidade de trabalho de separação pode ser feita com uma compensação δC_A do urânio de alimentação, e vice-versa. Se, então, d_{Δ} é a quantidade de UTS associada aos custos dC_{Δ} e d_A é a quantidade de U associada com os custos dC_A , e são ambas não nulas, tem-se:

$$\left(\frac{dC_A}{d_A} \right) d_A + \left(\frac{dC_{\Delta}}{d_{\Delta}} \right) d_{\Delta} = 0 \quad (7)$$

onde:

$\frac{dC_A}{d_A}$ é o custo unitário incremental do urânio de alimentação, D_{Ai} , e

$\frac{dC_{\Delta}}{d_{\Delta}}$ é o custo unitário incremental da quantidade de UTS, K_i

Portanto, a equação (7) torna-se:

$$D_{Ai} = - K_i \frac{d_{\Delta}}{d_A}$$

Relembrando que as mudanças de d_{Δ} e d_A são feitas mantendo-se o produto P constante, encontra-se pela análise diferencial das equações (1), (2) e (3) que:

$$- (d_{\Delta} / d_A) = v(X_a) - v(X_r) - (X_a - X_r) v'(X_r)$$

onde $v(X)$ é a função valor e $v'(X)$ é sua derivada. Pode-se, então, escrever a equação:

$$\frac{D_{Ai}}{K_i} = v(X_a) - v(X_r) - (X_a - X_r) v'(X_r) \quad (8)$$

Esta equação é fundamental na determinação econômica do custo do urânio enriquecido. Dá a relação econômica entre a quantidade de urânio de alimentação e a unidade de trabalho de separação para o custo mínimo do produto. O teor de rejeito V_r é determinado pela razão dos custos incrementais do urânio de alimentação e da unidade de trabalho de separação. A Figura IV-2 mostra a variação deste custo incremental em função do teor de rejeito V_r .

A equação (2) dá o teor do rejeito ótimo da usina, em função do custo do urânio de alimentação e do custo da UES.

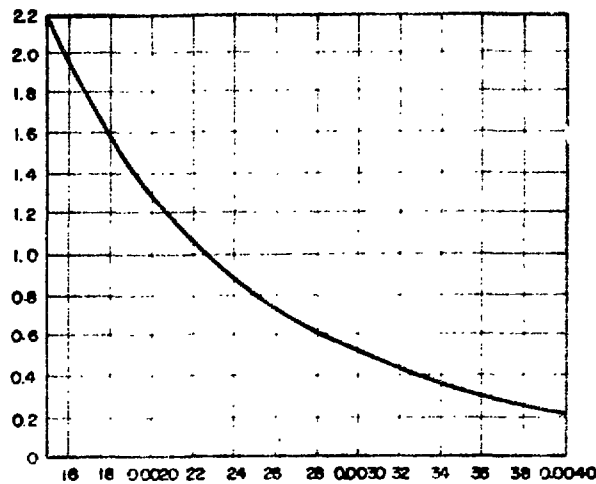


Figura IV-2 - Razão de custo unitário incremental do urânio de alimentação para o trabalho de separação versus taxa de rejeito ótimo.

APÊNDICE V

POLÍTICA DE LIBERAÇÃO DA TECNOLOGIA AMERICANA
PARA COMPANHIAS PARTICULARES AMERICANAS/110,111,112/

Dentro do programa de terminar com o monopólio do governo americano de produção de urânio enriquecido, foi anunciado, em julho, o início das negociações com as empresas particulares americanas, para transferência de "know-how", tanto da tecnologia de difusão gasosa como de ultracentrífugas.

Inicialmente cerca de vinte e cinco(25) companhias seriam convidadas a apresentar propostas, tendo um acesso parcial à tecnologia. A partir daí, oito a dez companhias seriam selecionadas e só estas teriam acesso integral a demais in formações e condições para uso das patentes.

Em fevereiro deste ano, foi realizado, em Oak Ridge, um primeiro encontro com vinte e uma (21) companhias americanas, para acesso da tecnologia de enriquecimento.

As vinte e uma (21) companhias que participaram do encontro são:

- Allied Chemical Corporation
- Allis-Chalmers Corporation *
- Babcock & Wilcox *
- Beckman Instruments, Inc.*
- The Boeing Company*
- Electro-Nucleonics, Inc. *
- General Electric Corporation *
- Goodyear Tire & Rubber Co. *
- W.R. Grace & Company
- Gulf Oil Corporation (GGA)*
- ITE Imperial Enterprises *
- Jersey Enterprises (Standard Oil of New Jersey)*
- Mobil Research and Development Corporation (Mobil Oil Corporation)
- North American Rockwell Corporation (Atomics International Division) *
- Nuclear Fuel Services, Inc. (Getty & Skelly Companies) *
- Pennwalt Corporation (Sharples Division)

- Reynolds Metals Company *
- Studebaker-Worthington, Inc. *
- Union Carbide Corporation *
- United Aircraft Corporation *
- Westinghouse Electric Corporation *

Destas vinte e uma (21) companhias, dezessete (17) notificaram à AEC que têm intenção de enviar propostas para participarem da segunda fase de liberação da tecnologia americana.

Destas companhias, dez (10) deverão ser selecionadas, e estas poderão realizar estudos e trabalhos de desenvolvimento visando a construção de novas usinas de enriquecimento. As propostas deverão ser entregues até 30/11/72. Durante estes meses serão realizadas visitas às usinas de enriquecimento e serão fornecidas outras informações para dar assistência às companhias na elaboração de suas propostas.

As dezessete (17) companhias selecionadas estão marcadas com um asterisco.

Além disso, a AEC anunciou, em 19/4/72 que recebeu uma proposta da companhia "Reynolds Metals Company", como participante de um consórcio de firmas particulares, para construir e operar uma usina de enriquecimento de sua propriedade. O local proposto fica situado perto de Buffalo, Wyoming.

Embora a AEC não tenha solicitado propostas para construir usinas de enriquecimento de urânio, ela planeja encontrar-se com representantes desta companhia para discutir a proposta. A AEC está preparada para explorar de maneira similar qualquer outra proposta de companhias americanas.

APENDICE VI

Cálculos Efetuados

Estratégia - 1 Usina de difusão gasosa em 1990

Resultados do cálculo do custo da UTS para a estratégia de uma usina de difusão gasosa em 1990.

Dados:

Capacidade da usina - $4,0 \times 10^6$ UTS/ano
Entrada da usina em operação - 1990
Investimento inicial - 480×10^6 \$
Investimento específico inicial - \$120/UTS
Custo de operação e manutenção - $14,0 \times 10^6$ \$/ano
Consumo de energia - 2.300 kWh/UTS
Tempo de amortização - 20 anos
Taxa de juros - 10%

Na tabela VI-1 são mostrados os dados de cálculo do custo nivelado da UTS para esta estratégia. Estes cálculos foram efetuados tal que:

- Até o ano 2000 a usina opera cobrindo a demanda brasileira. A partir de 2000 até 2009, fim da vida útil da usina, a operação é a plena carga.
- O consumo de energia é proporcional ao da quantidade de UTS produzida.
- Os contratos para fornecimento de energia, são feitos de maneira a atender a demanda do ano.
- O custo de operação e manutenção da usina foi considerado constante.
- O custo da energia é de 5,8 mills/kWh.

Valor obtido para o custo da UTS nesta estratégia foi de 38,13 \$/UTS (Custo Nivelado).

Tabela VI-1

DADOS PARA CÁLCULO DA UTS PARA A ESTRATÉGIA:

I USINA DE DIFUSÃO GASOSA EM 1990

Ano	Demanda 10 ⁶ UTS	Custo de O.P. MAN.+ Custo de INV. ATUAL. 10 ⁶ \$	Custo de Energia ATUALIZADO 10 ⁶ \$	Demanda Atual.
1990	1,835	63,98	22,27	1,67
1991	1,534	58,16	16,80	1,26
1992	2,091	52,88	20,94	1,57
1993	2,176	48,07	19,87	1,49
1994	2,451	43,70	20,27	1,52
1995	2,471	39,72	18,54	1,39
1996	2,825	36,11	19,34	1,45
1997	3,135	32,83	19,47	1,46
1998	3,466	29,84	19,60	1,47
1999	3,815	27,13	19,60	1,47
2000	3,982	24,66	18,54	1,39
2001	4,00	22,42	16,94	1,27
2002	4,00	20,38	15,47	1,16
2003	4,00	18,53	14,00	1,05
2004	4,00	16,84	12,80	0,96
2005	4,00	15,31	11,60	0,87
2006	4,00	13,92	10,53	0,79
2007	4,00	12,65	9,60	0,72
2008	4,00	11,50	8,67	0,65
2009	4,00	10,46	7,87	0,59
TOTAL		599,09	322,72	24,17

Custo Nivelado 38, 13 \$/UTS

REFERÊNCIAS

- /1/ GAUSSENS, J., Données et Calculs Économiques de l'Énergie Nucléaire, Presses Universitaires de France, Paris (1968).
- /2/ SEPARATION ISOTOPIQUE DE L'URANIUM ET SON ECONOMIE (Proc. Journée Paris, 1970) Société de Chimie Industrielle/ATEN , Paris (1971).
- /3/ Problemi de la Separazione Isotópica dell'Uranio, (Proc. Symp. Torino, 1968), CNEN, Roma (1968).
- /4/ HOSMER, C., New Enrichment Capacity, Speech in the house of representatives on January, 2, 1971.
- /5/ SCURICINI, G.G., CALORI, F., "Variations du Coût Cycle du Combustible en Fonction des Conditions Locales" (Proc. Symp. London, 1967), IAEA, Vienna (1968).
- /6/ ZIZZA, M., DAVIS, J.P., "Nuclear Fuel Costs Calculations" (Proc. Symp. London, 1967), IAEA, Vienna (1968).
- /7/ ALLDAY, C., "Prevision of nuclear fuel services in Europe", Nuclear Engineering 12 130 (1967)194.
- /8/ WAGEMAN, K., "Die Wichtigsten Zur Trenning der Uranisotope" (Alemanha).
- /9/ "Rapport du groupe du travail de FORATOM sur l'enrichissement de l'uranium en Europe (EUE)", Bulletin D'Information ATEN 75 (1969)94.
- /10/ MARTENSON, M., "Industrial Aspects of the Nuclear fuel Cycle in Europe - Enriched Uranium", Fourth FORATOM Con gress, Stockholm (1970).

- /11/ "Isotopic separation de uranium and related economics" ,
Nuclear Engineering International 16 175/176 (1971) 74.
- /12/ "Enrichement of uranium", Nuclear Engineering 15 (1968)
335.
- /13/ BRITO, S.S. et alii, Introdução a Geração Núcleo Elétrica,
IPR/UFGM, Belo Horizonte (1968).
- /14/ Energie Nucleaire 13 4 (1971) 310.
- /15/ BECKER, E. W., "The separation nozzle process for enri
chment of U-235", Int. Conf. peaceful Uses atom Energy
(Proc. Conf. Geneva, 1971), UN/IAEA, Vienna (1972).
- /16/ PIERRELATTE - "URANIUM ISOTOPE SEPARATION PLANT", French
Atomic Energy Commission (1971).
- /17/ COHEN, K., The Theory of Isotope Separation Process as
Applied to the Large Scale Production of U-235, McGraw-
Hill, New York (1951).
- /18/ CALDIROLA P., FIOCCHI, R., Separazione Isotopica Dell'
Uranio, CNEN, Roma (1967).
- /19/ LE GASSIE, W. R., TOSINI, D.C. "Economics of Existing and
Improve US Gaseous Diffusion Plants", American Nuclear
Society, Winter meeting (1971).
- /20/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, AEC Gaseous Diffu
sion Plant Operations, USAEC Rep. ORO-684 (1972).
- /21/ MÅRTENSSON, M., "Determination of the Separation Properties
of Gaseous Diffusion Barriers Using Nonisotopic Gas Mixtu-
res" (Proc. Symp. Torino, 1968) CNEN (1968).
- /22/ MÅRTENSSON, M., "Economics of Uranium Enrichment by Gaseous
Diffusion" (Proc. Symp. Gottwaldov, 1968) IAEA, Vienna
(1968).

- /23/ MARTENSSON, M., "Swedish studies on the economics of uranium enrichment" Journal of the British Nuclear Energy Society, 10 3 (1971) 191.
- /24/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, " International Exploratory Discussions on Enrichment by Gaseous Diffusion", USAEC, Washington (1971).
- /25/ Energie Nucleaire 9 8 (1967) 479.
- /26/ "Technical and economic aspects of uranium enrichment in Europe", Nuclear Engineering International 14 158 (1969) 580.
- /27/ ROUBEIX, G. et alii .Applications of conventional techniques to the construction of a pilot plant for isotopic separation of uranium", Int. Conf. peaceful Uses atom. Energy (Proc. Conf. Geneva, 1958) UN, Geneva (1958).
- /28/ LEDUC, C. et alii , "Acquis français en matière de separation Isotopique" Int. Conf. peaceful Uses atom. Energy. (Proc. Conf. Geneva, 1971), UN / IAEA Vienna (1972).
- /29/ AVERY, D.G., KEHOE, R.B., "The Uranium enrichment industry", BNFL-13 (1970).

- /30/ JORDAN, I., "Separação dos Isótopos de Urânio pelo Processo de centrifugação gasosa", Tese de concurso à catedra nº 27, Física Química e Eletroquímica, da Escola Politécnica da Universidade de São Paulo (1966).
- /31/ AVERY, D. G. et alii, "Centrifuge plants in Europe", Int. Conf. peaceful Uses atom. Energy (Proc. Conf. Geneva , 1971) UN/IAEA, Vienna (1972).
- /32/ BOGGARDT, M. et alii , "Objectives and progress in centrifuge enrichment plant industry", Int. Conf. peaceful Uses atom. Energy (Proc. Conf. Geneva, 1971) UN/IAEA, Vienna (1972).
- /33/ Energie Nucleaire 11 6 (1969) 181.
- /34/ Bulletin D'Information ATEN 77 (1969) 48.
- /35/ "Aspects techniques et économiques de l'enrichissement de l'Uranium en Europe", Energie Nucleaire 11 6 (1969) 377.
- /36/ GEOGHEGAN, G. R. H., KEHOE, R. B. Uranium enrichment in the UK, Production Group UKAEA 14, (1970).
- /37/ Bulletin D'Information ATEN 82 (1970) 58.
- /38/ Bulletin D'Information ATEN 90 (1971) 5.
- /39/ STWART, H. B. et alii, "Gas cooled Reactor Technology", GGA Rep. GA 6766 (1966),.

- /40/ FUBER, B.N., LOWTHIAN, C.S. "The Relationship of THTR with Earlier Gas Cooled Reactors" (Proc. Inf. Meet. Oak Ridge, 1970) USAEC, Washington (1970).
- /41/ SYRRELT, J. J., Nuclear Reactor Theory, Tample Press (1958).
- /42/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION (Proc. Seminar Oak Ridge, 1968) USAEC Rep ORO 665, Washington (1969).
- /43/ FORUM ATOMIQUE EUROPEEN, "The Future of Reprocessing in Europe" (1970).
- /44/ Energie Nucleaire 13 3 (1971) 231.
- /45/ JOHNSON, W.E. "Enrichment Services Briefing for Foreign Executives" (Proc. Seminar Oak Ridge, 1968) USAEC Rep. ORO 665, Washington (1969).
- /46/ SAUTERON, J., "Les Combustibles Nucleaires", Hermann, Paris (1965).
- /47/ GOMES, A.A. et alii, Desempenho Operativo - Reatores a água leve, Nota GT-INF. Nº 15, IPR, Belo Horizonte (1970).
- /48/ "Potenza elettronucleare Situação al fine 1971 e previsioni a medio termine" NOTIZIARIO, 18 2 (1972) 37.
- /49/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, "Forecast of Growth of Nuclear Power - Reactors", USAEC Rep. WASH 1139 (1971).
- /50/ SHERMAN, J.T., "Uranium 1971", Engineering and Mining Journal 173 3 (1972) 140.
- /51/ KUHN, D. W., "Uranium Feed and Separative Work Requirements for Nuclear Power Plants" (Proc. Symp. Vienna (1970) IAEA VIENNA (1971).
- /52/ MORAES FILHO, J.E., CASTRO, J.C., Tabela de Parâmetros de Reatores de Potência, Nota Interna, ASPED (1971).
- /53/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Current Status & Future Technical Economic Potential of LWR, Reactors, USAEC Rep. WASH 1082 (1968).
- /54/ EUROPEAN NUCLEAR ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Uranium Resources Production and Demand, ENEA-IAEA (1970).

- /55/ COMPARISON of HTGR and LWR Requirements for U_3O_8 and Separative Work, (comunicação particular da GGA).
- /56/ CASTRO, J.C., "Perspectivas de Emprego de Urânio Enriquecido no Programa Nuclear Brasileiro" Relatório ASPED-24(1971).
- /57/ SCURICINI, G. B. et alii "Availability of Pu on Long Term Reactores Programs Economics" (proc. Symp. Gottwaldov, 1968) IAEA, Vienna (1968).
- /58/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, The Nuclear Industry, USAEC, Washington, (1970).
- /59/ AEC News Release 3 15 (1972)
- /60/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, The Nuclear Industry, USAEC, Washington (1971).
- /61/ BRENNAN, K. A., "The Nuclear Fuel Cycle in the United Kingdom", Technical and Economic Aspects of Nuclear Power (Int. Survey Course Vienna 1969) IAEA, Vienna (1969).
- /62/ MINISTERE DU DEVELOPPEMENT INDUSTRIEL ET SCIENTIFIQUE, "Rapporte Présenté par la Commission Consultative pour la Production D'Electricité D'Origine Nucleaire sur le Choix du Programme Centrales Nucléo-Életriques pour le VI^e Plan (1970).
- /63/ "Approvigionamento A lungo termine di uranio arricchito", Notiziario 15 5 (1969).
- /64/ SCURICINI, G. B., "La situazione dell'uranio in Europa", Notiziario 15 4 (1969).
- /65/ DONATO, M. et alii, "Considerations sur les Beasoins de la Communaute en Uranium et Unités de Travail de Separation", Rapport EUR 4453 F (1970).
- /66/ ATOMIC ENERGY COMMISSION OF JAPAN, "Prospects for atomic energy development in Japan", Int.Conf.peaceful Uses atom. Energy (Proc. Conf. Geneva, 1971) UN, IAEA, Vieanna (1972).
- /67/ YAMANO, M., TSUZUKI T., "Economics of Nuclear Fuel Cycle (Proc. Symp. Gottwaldov, 1968) IAEA, Viena (1968) 229.

- /68/ OOMACHI, S. et alii "Nuclear Energy Cost in Japan at Present and in Near Future, (Proc.Symp.Stambul 1970) IAEA, Vienna (1970) 239.
- /69/ "Pianificazione dell'energia nucleare fino al 2000 in Giappone", Notiziario 17 7 (1971) 63.
- /70/ Wall street journal 13/3/71 Washington (1971).
- /71/ Nuclear Industry 17 3 (1970) 66.
- /72/ Industry Research and Technology 150 (1972).
- /73/ Nuclear Industry 17 9 (1970) 34.
- /74/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, AEC Gaseous Diffusion Plant Operations, USAEC Rep.ORO 658 (1968).
- /75/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, "US Gaseous Diffusion Plant Capabilities", Selected Materials Concerning future Ownership of the AEC'S Gaseous Diffusion Plants, Joint Committee on Atomic Energy (1969).
- /76/ SAPIRIE, S. R. "Uranium Enrichment in U.S." (Proc. Japan Atomic Industrial Forum) (1971).
- /77/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION "Operation Planning in Uranium Enrichment", Selected Materials Concerning Future Ownership of AEC Gaseous Diffusion Plants, Joint Committee on Atomic Energy (1969).
- /78/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION "Data for Financial Analysis", Selected Materials Concerning Future Ownership of AEC Gaseous Diffusion Plants, Joint Committee Atomic Energy (1969).
- /79/ Energy Nucleaire 10 1 (1968) 39.
- /80/ BIONDI, L, et alii, "Étude des Avantages que Représente le Mélanges de Composés D'Uranium D'Enrichissements Différentes", EURATOM Rep. EUR 6. F, (1962).

- /81/ SHLESINGER, J. R., "Speech Before The Joint Committee on Atomic Energy on Nuclear fuel Supply", AEC News Release 5 10 (1972).
- /82/ JOHNSON, W. E., "Uranium isotope enrichment", Int. Conf. peaceful Uses Atom. Energy (Proc. Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /83/ CASA, F. A., VENDITTI, P., IV Congresso FORATOM - "L'industria del combustibile nuclear in Europa", Notiziario 16 12 (1970) 68.
- /84/ SOCIETE POUR LA CONSTRUCTION D'USINES DE SEPARATION ISOTOPIQUE, "Engineering enrichissement de L'Uranium", USSI, LE PLESSIS ROBINSON, (1971).
- /85/ FREJAQUES, C. et alif'Developpements prevus par la France dans le domaine de la separation isotopique de l'uranium", Int. Conf. Geneva, (1971) UN-IAEA, Vienna (1972).
- /86/ COMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE, Rapport Annuelle, CEA, PARIS (1969).
- /87/ COMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE, Rapport Annuelle, CEA, PARIS (1970).
- /88/ PECQUEUR, M. M., "La separation des isotopes de l'uranium", Bulletin D'information ATEN 84 (1970) (12).
- /89/ FREJAQUES, C., GALLEY ROBERT "Enseignements Tirés des Etudes et Realisations Françaises Relatives a la Separation des Isotopes de L'uranium" Rap. CEA R-2648 (1964)
- /90/ PECQUEUR, M. A., "Nuclear Power Program in France", (Proc. Japan Atomic Industrial Forum, Tokio, 1971) (1971).
- /91/ Industry Research and Technology 92 (1971).
- /92/ Industry Research and Technology 97 (1971).
- /93/ LEDUC, C., "The enrichment of Uranium", Kerntechnik 13 11
- /94/ Nuclear Engineering 17 191 (1972) 269.
- /95/ VICHNEY, N., "Un projet d'usine européenne", Le Monde 2/8, Mars (1972).

- /96/ BAINBRIDGE G.R., "Nuclear Fuel Supply By UKAEA", Problems and Prospects of Nuclear Power Applications in Developing Countries (Reg. Survey Course, Santiago, 1967) IAEA, VIENNA (1968).
- /97/ AVERY, D.G. et alii, "Centrifuge plants in Europe", Int. Conf. peaceful Uses atom. Energy (Proc. Conf. Geneva, 1971) UN-IAEA VIENNA (1972).
- /98/ AVERY, D.G., GUNTON, R.R., STEELE G.E. "Optomisation of Diffusion Plant Opperation" Rep. 14 BNFL (1968).
- /99/ Nuclear Engineering 13 143 (1968) 335.
- /100/ ALLDAY, C. et alii, "Planning for Future Enrichment Plants" (Proc. Symp. Milan, 1968) (1968).
- /101/ BRÜCHNER, H.J., "Zur Europäischen Uran-Anreicherungsanlage-Vergleich des FORATOM-Und EURATOM-Berichtes" (Instalação Européia de Enriquecimento do Urânio - Comparação dos Relatórios do Foratom e da Euratom), Atom und Strom 15 9 (1969) 151.
- /102/ Energie Nucleaire 12 1 (1970) 69.
- /103/ Energie Nucleaire 10 1 (1968) 39.
- /104/ Nuclear Engineering International 15 164 (1970) 8.
- /105/ Industry Research and Technology 103 (1971).
- /106/ Nuclear Engineering International 16 184 (1971) 684.
- /107/ Notiziario CNEN 16 6 (1970) 106.
- /108/ AEC News Release 3 32 (1972).
- /109/ OIL, B.S. et alii, "Markets Aspects of Future Ownership and Management of the Uranium Enrichment Facilities" Arthur D. Little, (1969).
- /110/ Nuclear Engineering International 16 184 (1971) 685/687.
- /111/ Nuclear News, 14 12 (1971) 47.

- /112/ AEC News Release 3 24 (1972).
- /113/ AEC News Release 3 8, 13 (1972).
- /114/ AEC News Release 2 48 (1971).
- /115/ Wall Street Journal, Washington DC (6, March 1971).
- /116/ AUSTRALIAN ATOMIC ENERGY COMMISSION, Nineteenth annual Report for year 1970-1971, The Parliament of the Commonwealth of Australia, Canberra(1972).
- /117/ "Seeking optimum solution to uranium enrichment in Japan" Atoms in Japan 15 12 (1971).
- /118/ "Internationalization of uranium enrichment and Japan's Policy", Atoms in Japan, 15 10 (1971).
- /119/ O'TOOLE, T., "Japan weighs building a plant in U.S.", The Washington Post, 5/12/72.
- /120/ Energie Nucleaire 11 9 (1969) 572.
- /121/ Nuclear Engineering International 10 185 (1971) 821.
- /122/ IPPONMTSU, T., "Uranium Enrichment in Japan" (Japan Atomic Industrial Forum TOKIO 1971) (1971).
- /123/ "La separation isotopique de l'uranium", Energie Nucleaire 13 6 (1971) 402.
- /124/ ELKOUBY, A., BUSSAC, J. "Economie d'enrichissement de l'uranium" CEA Rep., SPM-868 (1966).
- /125/ AEC News Release 2 46 (1971).
- /126/ DEONIGI, D.E. et alii, "UCOST-A Computer Code for calculating the cost of Enriched Uranium", USAEC Rep. BNWL 189 (1966).
- /127/ FRANKLIN, N.L., "Technical and commercial policy aspects of the U.K. Nuclear fuel Cycle", Journal of the British Nuclear Energy Society 11 1 (1972) 17.
- /128/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, "Uranium Enrichment Pricing Criteria" (Hearings before the Joint Committee on Atomic Energy Congress of the United States), US Government Printing Office, Washington (1971).

- /129/ "Hausen du prix de l'enrichissement aux Etats-Unis: 26 dollars, 28,70 dollars e 32 dollars par UTS", Energie Nucleaire 13 3 (1971) 232.
- /130/ "Key enrichment decisions Near" Nuclear Industry 18 1(1971)6.
- /131/ UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Uranium Enrichment Pricing Criteria (Hearings before the Joint Committee on Atomic Energy Congress of the United States), US Government Printing Office, Washington (1970).
- /132/ AEC News Release 2 43 (1971).
- /133/ DUTHEIL, Fr., Termes et conditions des transactions d'enrichissement a facon proposes par l'USAEC, Energie Nucleaire 8 (1966) 48.
- /134/ STOOBS, J. J., "Enriched fuel supply and costs" Nuclear Fuel Management course, Zurich (1968).
- /135/ KRATZER, M. B., "US Fuel Supply Policy (Proc. Seminar Oak Ridge 1968) USAEC Rep. ORO 665, Washington (1969).
- /136/ "Proceedings of the Symposium on Toll Enrichment and Private Ownership" (CONF. 670550) Frankfurt (1967).
- /137/ DUTHEIL, F., "Possibilités offertes par les services d'enrichissement a facon de l'USAEC" Energie Nucleaire 8 6 (1966) 422.
- /138/ BRADLEY, R. G., "United States fuel Supply Policies", Problems and Prospects of Nuclear Power Applications in Developing Countries, (Regional Survey Course Santiago, 1967) IAEA, Vienna (1968).
- /139/ BRADLEY, R. G., "US Fuel Supply Policies", Technical and Economic Aspects of Nuclear Power, (Int. Survey Course Vienna, 1969), IAEA, Vienna (1969).
- /140/ 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.Conf.Geneva 1971) UN/IAEA VIENNA (1972).

- /141/ ELETROBRÁS, Power Market Study and Forecast, Rio de Janeiro (1969).
- /142/ MARQUES DE SOUZA, J.A., Estudos de Estratégias para a Região Centro Sul do Brasil, Relatório CNEN/ASPED/23 (1971).
- /143/ VOSS, A., MARQUES DE SOUZA, J.A., Descrição do Programa para Otimização de Sistemas Elétricos desenvolvidos no centro nuclear de Jülich, Relatório CNEN/ASPED/22 (1971).
- /144/ SCURICINI, B.G., "Arricchimento dell'uranio in Europa. Confronto Tra i Rapporti dei Gruppi di Studio EURATOM e FORATOM," Notiziario 16 3 (1970) 33.
- /145/ Nuclear News 15 4 (1972) 40.
- /146/ Boletim Estatístico 4 14 (1971) 52.
- /147/ DNAEE, Portaria nº 132 (18/5/72).
- /148/ Diário Oficial (29/5/72).
- /149/ Diário Oficial (25/5/72).
- /150/ PUCCINI, A., et alii, "Engenharia Econômica e análise de investimentos", Forum, Rio de Janeiro (1969).
- /151/ HOMAN, F.I., WASHBURN, T.N., Capacity Expansion in a Growing Nuclear fuel fabrication industry, Nuclear applications & Technology 8 (1970).
- /152/ BECHER, E.W. et alii, "Enrichment of U-235 by Nozzle Process" (Proc. Journée Paris, 1970) ATEN, Paris (1971).
- /153/ STONE, H., "A Long Range Planning Model of the USAEC Gasous Diffusion Plants", Nuclear Applications & Technology 9 3 (1970) 336.
- /154/ LA GARZA, A., LEVIN, S.A., "Incremental Cost Considerations Related to Productions of Enriched Uranium", Nuclear Applications & Technology 7 5 (1968) 756.
- /155/ HATCH, D.E., LEVIN, G.A., "Enriched Uranium Production Planning", Nuclear Applications & Technology 7 1 (1969) 44.