

pr. 7.6.

BR7801419

IMS-uf--4284

CHIGUERU TIBA

RAZÃO DE CONVERSÃO E CONSUMO DE MATERIAL FÍSSIL EM REATORES P W R

Dissertação apresentada à Escola Politécnica da Universidade de São Paulo ,
para obtenção do Título de Mestre em
Ciências e Tecnologia Nucleares.

São Paulo, 1977

CHIGUERU TIBA

RAZÃO DE CONVERSÃO E CONSUMO DE MATERIAL FÍSSIL EM REATORES P W R

Orientador: Prof. Dr. Willem Jan Oosterkamp

Dissertação apresentada à Escola Politécnica da Universidade de São Paulo, para obtenção do título de Mestre em Ciências e Tecnologia Nucleares.

São Paulo, 1977

AGRADECIMENTOS

Expresso aqui a minha gratidão à todas as pessoas que de diferentes maneiras contribuíram para a execução deste trabalho, e em particular:

- Ao Prof. Dr. Willem Jan Costerkamp , pela segura orientação na realização deste trabalho.

- Ao Prof. Dr. Roberto Yoshiyuti Hukai, pelo importante papel que tem desempenhado em minha formação.

- Aos colegas do CEN, pelas discussões e sugestões.

- À Srta. Creusa Moreira Diniz e ao Sr. Arnaldo Takeda , pelos trabalhos de datilografia e pela execução dos desenhos e gráficos.

- Ao Instituto de Energia Atômica, pela oportunidade que me foi dada para a realização deste trabalho.

ABSTRACT

The current world resources of uranium and projected uranium requirements have been studied. It has been shown that the uranium resources will be insufficient for future projected demand. The many solutions to his problem are considered and a detailed study is here made of the optimum use of uranium. In particular the effect of enrichment on the conversion ratio and hence total uranium consumption is studied.

The developed computational method employs the one-group neutron diffusion theory. The model is verified by calculating typical burn-up, conversion ratio, U-235 consumption and Plutonium production values in PWR's, and comparing results with those in the published literatures.

are The associated costs of the U and U-Pu fuel cycles were also studied for various enrichment values. Using the following criteria: low cost energy and economy of fissile material, it was concluded that moderated increases in the enrichment level - (3.3% up to 5.4%) result in up to 40% economy in the fissile material consumption and electricity generation cost increase is less than 20% (compared with a typical PWR).

RESUMO

Foi feito um estudo das reservas mundiais de urânio, bem como da projeção da sua demanda, detectando-se que a médio-prazo, a demanda não poderá ser suprida. Dentre as diversas alternativas possíveis para solucionar o problema, o presente trabalho, enfoca a questão sob o ponto de vista da obtenção de uma maior eficiência na utilização do combustível físsil. Isto é feito, estudando-se o efeito do enriquecimento na razão de conversão, e como consequência o seu efeito no consumo líquido de material físsil.

O método de cálculo aqui desenvolvido, utiliza a teoria de difusão de nêutrons a um grupo de energia. O modelo de cálculo é testado para valores típicos do PWR, comparando-se os resultados com outros autores /4,9,18/.

Foram estudados também, os custos associados aos ciclos de combustível de U e U-Pu, para diversos níveis de enriquecimento. Utilizando-se dos critérios: energia a baixo custo e poupança de material físsil, no ciclo de U com reciclagem do Pu, concluiu-se que aumentos moderados no nível de enriquecimento (de 3,3% até 5,4%), provocarão aumentos inferiores a 20% no custo de geração de energia elétrica (em relação ao PWR típico), e uma economia da ordem de até 40% no consumo líquido de material físsil.

ÍNDICE

pg.

1. INTRODUÇÃO	1
1.1- Justificativas deste Trabalho.....	1
1.1.1- Considerações Gerais	1
1.1.2- Reservas de Urânio no Mundo e no Brasil.....	1
1.1.3- Demanda Projetada de Urânio no Mundo e no Brasil.....	3
1.1.4- Algumas Diretrizes a serem tomadas	6
1.2- Histórico	12
1.3- Objetivos	13
2. FUNDAMENTOS TEÓRICOS	15
2.1- Considerações Gerais	15
2.2- Razão de Conversão.....	16
2.2.1- Cadeias de Nuclídeos originários do U-238 e Th-232	16
2.2.2- Razão de Conversão Teórica	18
2.2.3- Efeitos dos Isótopos Pesados e Produtos de Fissão.....	20
2.3- Cálculo da Razão de Conversão.....	24
2.3.1- Definição Explícita da Razão de Conversão.....	24
2.3.2- Cálculo das Concentrações dos Nuclídeos	26
2.3.3- Efeito da Queima e Controle na Razão de Conversão.....	34
2.4- Custo do Enriquecimento e Suprimento de Urânio	36
2.4.1- Número de Unidade de Trabalho Separativo.....	36
2.4.2- Custo do Urânio Enriquecido.....	38
3. ASPECTOS COMPUTACIONAIS	39
3.1- Introdução.....	39
3.2- Cálculo da Razão de Conversão em Reatores Térmicos.....	39
3.2.1- Comentários Gerais e o Diagrama de Bloco.....	39
3.2.2- Dados de Entrada e Outros Comentários - Secções de Choque	41

	pg.
3.3- Cálculo das Massas Físseis Consumidas e Produzidas.....	46
3.3.1- Comentários Gerais.....	46
3.3.2- Esquema de Administração do Combustível.....	46
3.3.3- Diagrama de Bloco e Explicações das Expressões Calculacio- nais.....	47
3.4- Cálculo do Custo Comparativo do Ciclo de Combustível com e sem Reciclo de Plutônio.....	51
3.4.1- Comentários Gerais e o Diagrama de Bloco.....	51
3.4.2- Cálculo do Custo do Ciclo de Urânio.....	52
3.4.3- Cálculo do Custo do Ciclo U-Pu	53
3.4.4- Valor do Plutônio.....	55
3.4.5- Conjunto de Custos Iniciais e Outros Parâmetros	56
 4. RESULTADOS	 57
4.1- Considerações Gerais	57
4.2- "Teste" do Método Calculacional	57
4.2.1- Comentários Gerais	57
4.2.2- Efeito dos Produtos de Fissão na Razão de Conversão.....	58
4.2.3- Consumo e Produção de Massa Físsil no PWR Angra 1	60
4.2.4- A Relação entre o Custo do Ciclo de U-Pu e do Ciclo de U. O Valor do Pu	61
4.3- Resultados no Nível Neutrônico	62
4.3.1- Efeito dos Produtos de Fissão na Razão de Conversão.....	62
4.3.2- Economia de Massa Físsil	65
4.4- Economia do Ciclo U-Pu	67

5. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES 71

APÊNDICE A - Listagem do programa digital elaborado para: CÁLCULO
DA RAZÃO DE CONVERSÃO EM REATORES TÉRMICOS, escrito em
linguagem FORTRAN-IV-G.....73

APÊNDICE B - Listagem do programa digital elaborado para: CÁLCULO
DAS MASSAS FÍSSEIS CONSUMIDAS E PRODUZIDAS, escrito
em linguagem BASIC e processado no computador
HP-2116 77

APÊNDICE C - Listagem do programa digital elaborado para: CÁLCULO
DO CUSTO COMPARATIVO DO CICLO DE COMBUSTÍVEL COM E
SEM RECICLO DO PLUTÔNIO PRODUZIDO, escrito em lingua-
gem BASIC e processado no computador HP-2116 80

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS 83

1. INTRODUÇÃO

1.1- Justificativas deste Trabalho

1.1.1- Considerações Gerais

A disponibilidade de recursos minerais de urânio é um importante fator na determinação de opções e estratégias energéticas. Das respostas às questões ligadas às extensões de prováveis jazidas de urânio, bem como ao tempo e investimentos necessários para a sua exploração, dependerão as decisões políticas a respeito da taxa de incremento do desenvolvimento de reatores rápidos, e outros programas correlatos, tais como: reciclagem do plutônio, ciclo de combustível de tório, etc. Existem diferentes pontos de vistas a respeito destas questões, mas, um primeiro passo é um estudo cuidadoso das reservas asseguradas e reservas adicionais potenciais do mundo.

1.1.2- Reservas de Urânio no Mundo e no Brasil

Os recursos minerais de urânio são definidos através de dois conceitos: (1) em termos de mineração e, (2) em termos de custos de extração. Sob o ponto de vista de mineração são considerados dois tipos: recursos razoavelmente assegurados (RRA) e recursos adicionais estimados (RAE). Os RRA são depósitos de minérios cujas extensões, amostras e processos de extração são conhecidas; os RAE são fontes potenciais que podem existir, ou como extensões dos campos conhecidos, ou como locais onde se sabe que existem minerais de urânio, mas, os trabalhos de pesquisas ainda não foram feitos. A diferença entre eles se resume na confiabilidade das estimativas. Quanto aos custos de extração,

os minérios são classificados em três categorias: aqueles cujos custos de extração são inferiores a \$ 33/kg.U₃O₈, os que se situam entre \$33 - 66/kg.U₃O₈ e os de custos superiores a \$66/kg.U₃O₈.

Estimativas sobre recursos minerais de urânio no mundo, utilizando-se dos conceitos definidos acima são dados na Tabela 1 e 2.

Tabela 1.-Estimativas de U no mundo - Custos de extração menor que \$33/kg.U ₃ O ₈					
RRA (10 ³ ton de U)			RAE (10 ³ ton de U)		
Nininger /14/	Poole /19/	Referência /15/	Nininger /14/	Poole /19/	Referência /15/
1100	995	890	1040	832	1020
OBS:- Nininger Poole Australia 300 150			OBS:- Nininger Poole EUA 530 500 Canadá 320 190		

Tabela 2.- Estimativas de U no mundo - Custo de extração entre \$33 - 66/kg.U ₃ O ₈	
RRA (10 ³ ton de U)	RAE (10 ³ ton de U)
645	660

Na Tabela 1 vê-se que para as RRA, a menos da incerteza no valor da estimativa para Austrália, os dados de Nininger estão de acordo com os de Poole. Quanto às RAE, a menos das incertezas nas estimativas referentes ao Canadá e EUA, as três fontes estão de acordo. Um dos motivos das discrepâncias observadas é a inflação. (As referências foram publicadas com intervalos de tempo de até 1 ano e 8 meses).

As reservas brasileiras cujas informações são razoavelmente antigas (1973), são mostradas na Tabela 3.

Tabela 3.- Estimativas de U no Brasil - Custo de extração menor que \$33/kg.U ₃ O ₈		
Local	RRA(10 ³ ton de U ₃ O ₈)	RAE (10 ³ ton de U ₃ O ₈)
Poços de Caldas (MG)	3,94	5,10
Figueira (PR)	2,00	6,00
Campos Belos e Amorinópolis (GO) /21/	0,46	0,32

1.1.3- Demanda Projetada de Urânio no Mundo e no Brasil

As projeções a longo termo da necessidade de potência nuclear têm sido reduzidas devido às dificuldades econômicas e de licenciamento. Estimativas recentes /15/, são apresentados na Fig. 1. As respectivas demandas de urânio/ano, e a demanda acumulada são apresentadas nas Figuras 2 e 3.

A primeira conclusão geral que se pode tirar é de que as RRA e os RAE atualmente conhecidos, correspondem a uma demanda acumulada dos próximos 18 anos (1993) para minérios de U₃O₈ com custos de extração inferiores a \$33/kg.U₃O₈ e, se adicionarmos os recursos de urânio na faixa de \$33-66/kg.U₃O₈, então teremos uma reserva correspondente à demanda acumulada dos próximos 22 anos (1997). Mas, um sistema energético, numa dada época, exige uma reserva da ordem da demanda acumulada futura dos próximos 10 anos. Isto se deve tanto por necessidade técnica como comerciais. (O tempo de maturação de uma jazida é aproximadamente de 8 anos).

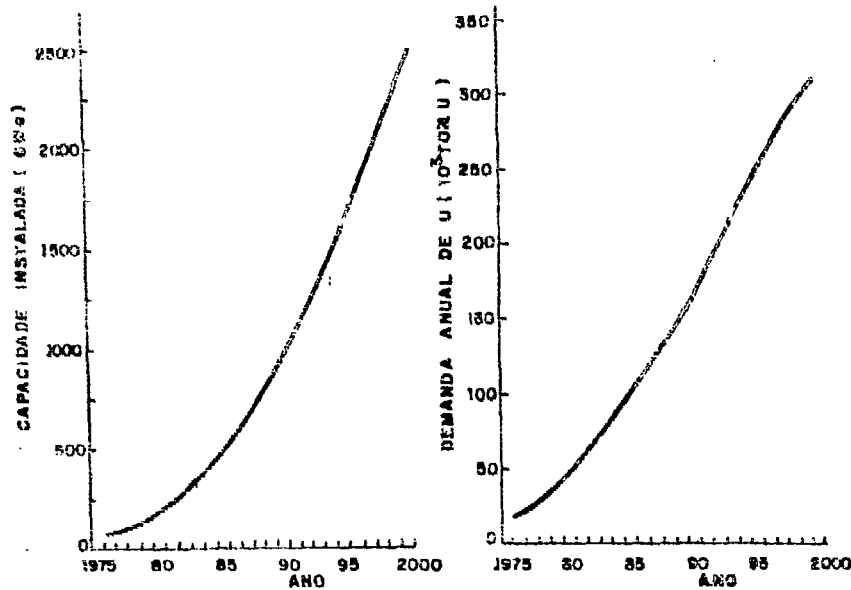


Fig. 2 e 3 - Crescimento da potência nuclear instalada no mundo e sua respectiva demanda anual de urânio

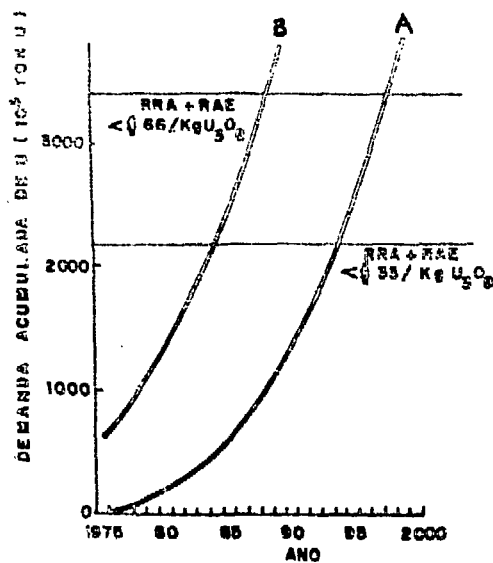
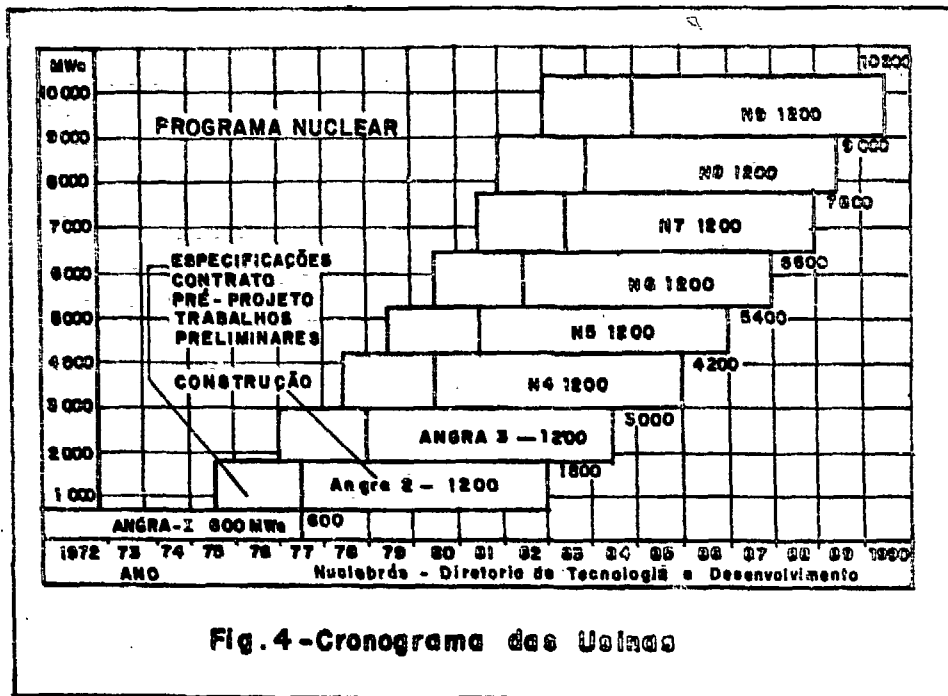


Fig. 3 - Demanda acumulada de U no mundo, (A) conceito normal, (B) conceito para 10 anos adiante

A curva B da Fig. 3 nos dá a demanda acumulada, levando-se este fato em conta. Podemos verificar que, as RRA e as RAE com custos de extração inferiores a \$ 33/kg.U₃O₈ estarão "esgotados" em 10 anos (1985), e se, considerarmos as reservas com custos de extração entre \$ 33 - 66/kg.U₃O₈, a data limite será 1989. Deve-se levar em conta ainda que os RAE, estão ainda em 80% para serem confirmadas. /14/.

Considerando o caso brasileiro, estudos feitos por técnicos da CNEN e ELETROBRÁS, estimam uma demanda de 150 GWe de energia elétrica para o Brasil no ano 2000 /13/. As previsões consideram, ainda que, naquele ano, a energia nuclear participaria com 35 GWe de potência instalada, a fim de suprir o déficit causado pelo esgotamento dos recursos hidráulicos da região centro sul do País. Em termos de combustível, a implantação destas centrais nucleares, das quais a primeira deverá estar em operação em meados de 1977, conforme a Figura 4, irá exigir uma demanda acumulada de cerca de 90000 toneladas de U₃O₈ até o ano 2000. Na Fig. 5 as curvas A e B, mostram respectivamente a demanda acumulada projetada de U₃O₈ e, a projeção quando se considera o conceito de reservas para 10 anos adiante. Nota-se que, utilizando-se este último conceito, poder-se-á dizer que as nossas reservas esgotar-se-ão em 1981.



1.1.4- Algumas Diretrizes a serem tomadas

As reservas a baixo preço conhecidas atualmente (custos de extração menor que \$66/kg.U₃O₈), em confronto com as demandas projetadas a longo termo, sugerem a incapacidade das satisfações das necessidades - futuras. Neste contexto, sugere-se um máximo esforço em três frentes :(1) uma intensificação da exploração e desenvolvimento de novos campos uraníferos, (2) um incremento do desenvolvimento tecnológico e comercial dos reatores regeneradores tanto rápidos como térmicos e, (3) intensificação de programas

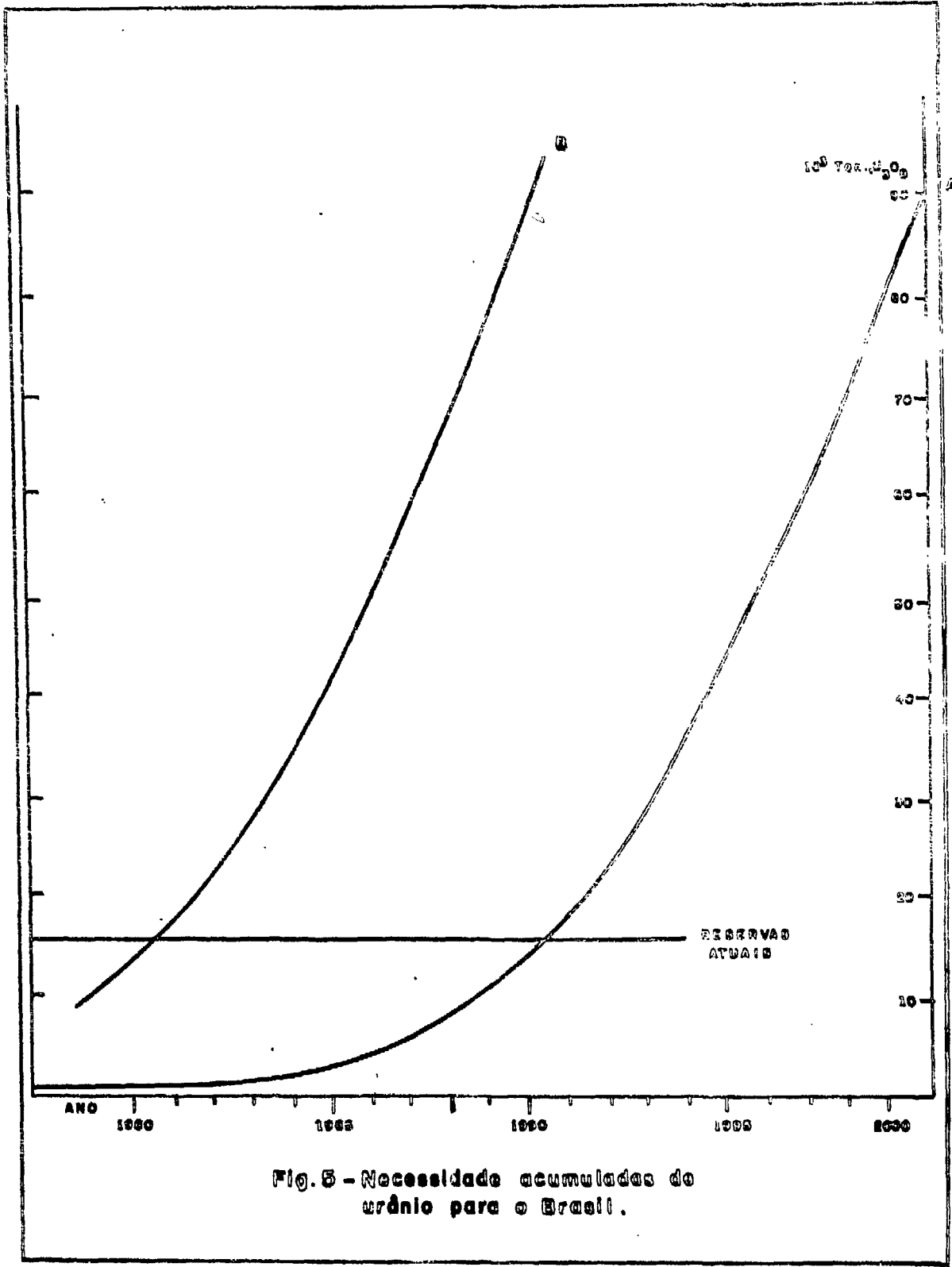


Fig. 5 - Necessidade acumuladas de urânio para o Brasil.

correlatos, isto é, uma maior eficiência na utilização de urânio em reatores convertedores e, em ciclos de combustível em geral.

Far-se-á agora um pequeno comentário a respeito da viabilidade de cada um dos itens sugeridos acima :

1- Potencial de novos campos uraníferos:

Para melhorarmos a posição das reservas de urânio no mundo, existem três possibilidades: (1) a identificação de reservas adicionais de baixo custo, (2) o uso de recursos de alto custo e, (3) o desenvolvimento de novas tecnologias de processamentos de minérios de urânio altamente refratários ou, a obtenção de urânio como sub-produtos da extração de fosfatos, do óleo de xisto, do ouro, etc. A satisfação da demanda mundial, na década a iniciar-se em 1985, deverá implicar numa taxa média de descobertas de 110000 toneladas de urânio por ano. Isto representa aproximadamente 3 vezes a taxa de descobertas de recursos a baixo custo feito nos últimos 10 anos /15/.. A Tabela 4 que nos dá a adição de novas reservas de urânio com custos de extração menor que \$ 33/kg.U₃O₈, obtidas nos últimos 10 anos, exemplifica este fato.

Tabela 4.- Adição de reservas nos últimos 10 anos, com custos de extração menor que \$ 33/kg.U ₃ O ₈		
Data	Reservas acumuladas (10 ³ ton de U)	Taxa anual média
1965	494	39,6/ano
Outubro 1967	538	
Abril 1970	645	
Janeiro 1973	866	
Janeiro 1975	890	

Se considerarmos as reservas com custos de extração até \$66/kg. U_3O_8 , a taxa de descobertas deverá ser da ordem de duas vezes a atual /15/.

Outro fato a ser considerado é que o mito de que as expansões dos recursos minerais são consequências dos esforços comerciais e técnicos despendidos, está sendo parcialmente negado. Largos esforços em explorações, têm resultado em pequenas adições de reservas. A Fig. 6 mostra esse fato para os EUA, e poderá ser tomado como uma tendência geral em países onde já se efetuaram pesquisas exploratórias de razoáveis intensidades e expansões. Observe-se o decréscimo da taxa de adição de novas reservas, a queda de produção por unidade de perfuração e, o conseqüente aumento na profundidade média dos buracos.

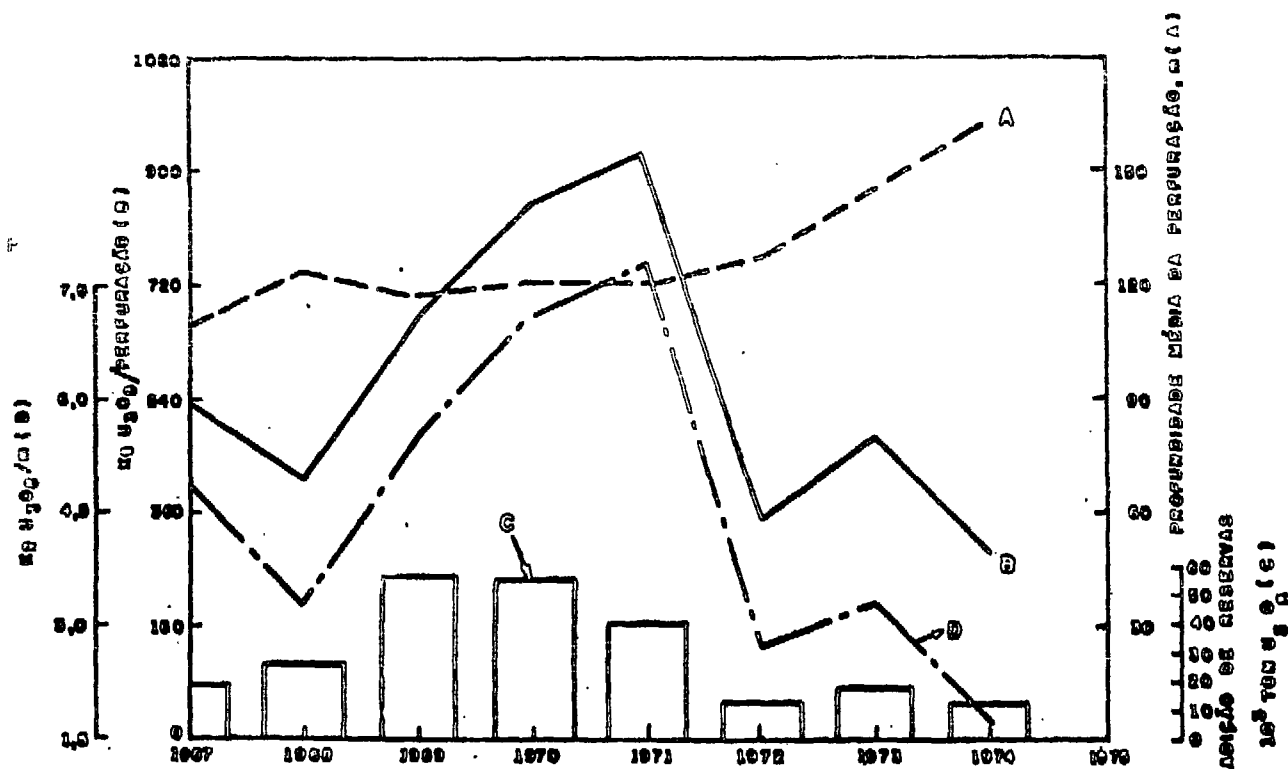


Fig. 6 - Atividade de exploração para EUA - adição de reservas

Então, para preencher o aparente "gap", entre demanda a longo termo-suprimento, devemos levar em conta, minérios com conteúdos intermediários de urânio, isto é, contendo 100-700 ppm de urânio. Estas reservas estão relacionadas com custos no intervalo de \$56-220/kg.U₃O₈. Explorações através do mundo ainda não têm identificado reservas substanciais nesta categoria de custos /14/.

A produção de grande quantidade de urânio provenientes de minérios com baixa concentração de urânio, tais como o xisto betuminoso, a um custo maior que \$220/kg.U₃O₈ ainda não é possível por dois motivos: (1) economicamente a extração do óleo de xisto, e por sua vez, a sua transformação em energia elétrica através da sua queima é mais competitiva e, (2) oposições ecológicas /14, 15/. A recuperação do urânio da água do mar esbarra na proibitividade do preço (\$675/kg.U₃O₈) /14/.

2 - Reatores Regeneradores:

Os reatores regeneradores, parecem ser, o fator que eliminará o problema do suprimento de urânio. Porém, duas considerações de ordem geral devem ser feitas: (1) qual é o "status" dos reatores regeneradores? e, (2) qual será a composição do sistema energético nuclear, na data da sua entrada em operação ?

Em relação a primeira questão, podemos dizer que os reatores regeneradores rápidos (LMFBR), já tem a sua viabilidade técnica assegurada - por numerosos protótipos em operação: o EBR-2 (EUA), o Phenix (França), o PFR (Inglaterra) e o BN-600 (URSS). Porém, a sua viabilidade econômica (comercial) não foi demonstrada ainda. Espera-se que o custo do seu ciclo de

combustível seja muito baixo, mas, há consideráveis preocupações de que, o seu custo de capital seja tão alto, de maneira que, será incapaz de produzir energia elétrica de forma econômica no decorrer deste século /12/.

Quanto aos reatores regeneradores térmicos do tipo MSBR, existem numerosos problemas técnicos, e acredita-se que o seu desenvolvimento está atrasado de 10 anos em relação aos reatores rápidos /17/.

A composição de reatores no sistema energético nuclear pode ser vista na Tabela 5. /15/.

Tabela 5 - Distribuição de tipos de reatores no mundo (GWe)				
Ano	LWR*	Outros **	Reatores Rápidos	Total
1975	60,5	10,2	0,5	71,2
1980	168,0	22,3	1,4	191,7
1985	485,0	50,3	4,5	526,3
1990	855,0	127,0	16,0	999,1
2000	1842,0	402,5	244,0	2488,5

* Relação PWR : BWR 2:1

** Outros: HWR, HTR, AGR, PTR

Nota-se que os reatores rápidos corresponderão a 2% e 13% respectivamente nos anos de 1990 e 2000 em relação aos LWR. Desta forma, na década a iniciar-se em 2000 os LWR estarão ainda amplamente instalados no sistema energético e, assim o problema do suprimento de urânio perdurará provavelmente até o ano 2020.

3 - Programas Correlatos:

Diante do contexto apresentado nos itens acima, a implementação de programas paralelos, visando o binômio: poupança de recursos minerais de urânio e energia a preço competitivo, tornam-se imperiosos. Numerosas pesquisas neste sentido têm sido desenvolvidas: a utilização de tório em reatores tipo PWR / 4 /, o desenvolvimento do LWBR /18/, o estudo sobre o super-aquecimento de vapor (aumento do rendimento térmico) etc:

Insera-se neste quadro conjuntural este trabalho.

1.2 - Histórico

Há vinte anos atrás, as decisões sobre a energia nuclear foram feitas ^{sobre} sob bases predominantemente econômicas /20/. ^{Pouca} Pequenas ^{ão} atenções fo-ram dadas ^ã opinião pública, análises de custos e benefícios de grandes amplitudes, impactos ecológicos ou a conservação de recursos minerais não renováveis .(Urânio, tório, etc.). Assim, os reatores nucleares foram projetados para a minimização do custo de geração da energia elétrica. Para os LWR, tal otimização resultou num avanço de grandes sistemas, e esquemas para diminuir a carga de combustível. Este último aspecto por seu lado, implicou numa não obtenção da máxima conversão do U-238 em Plutônio, ou numa minimização da utilização do urânio.

Sob a luz de significativas mudanças no panorama energético mundial,- sobretudo , a partir de 1973 com a "crise do petróleo " - incrementaram-se, as pesquisas visando uma melhor utilização do combustível. Inú-

meros trabalhos propondo a utilização de tório e plutônio em reatores foram feitos /1, 3, 4, 8, 9, 11, 16, 17/. Estas pesquisas foram feitas geralmente através de códigos computacionais tais como: CITHAMMER e FUELCOST-IV e, a razão de conversão não foi tratada de forma detalhada.

Weinberg/18/, em 1972, aborda de maneira sistemática e por menorizada os efeitos dos produtos de fissão de saturação lenta, do Xenônio, do Samário, e do Protactínio (no ciclo do tório) na razão de conversão. Mas, um estudo relacionando a razão de conversão com o consumo e produção de massas físseis não foi feito.

Em 1975, foi realizada por Oosterkamp /8/ uma correlação entre a razão de conversão e o consumo líquido de combustível físsil.

1.3 - Objetivos

Neste trabalho, pretendemos atingir dois objetivos simultaneamente:

1- Realizar um estudo qualitativo e quantitativo da influência do enriquecimento na razão de conversão dos reatores térmicos tipo PWR, visando uma utilização mais eficiente do combustível (poupança de recursos minerais, físséis, a longo termo) e, como consequência disto, sugerir uma mudança na estratégia de carregamento de combustível como efetuados hoje em dia.

2- Desenvolver e testar um modelo de cálculo analítico computacional simples, como um instrumento alternativo para os cálculos dos parâmetros necessários (razão de conversão, consumo e produção de materiais físs-

seis, custos dos ciclos de urânio e urânio-plutônio) para se atingir o objetivo (1), que geralmente são realizados por sofisticados códigos computacionais tais como: CITHAMMER e FUELCOST-IV.

Os "testes" deste modelo serão feitos em confronto com 3 fontes distintas:

a- Os efeitos dos produtos de fissão de saturação lenta e do Xenônio, serão comparados com os resultados obtidos por Weinberg /18/ ;

b- O consumo e a produção de massas físseis para o reator PWR Angra 1 serão comparados com os resultados obtidos através do código CITHAMMER por Corrêa /4/;

c- Os custos do ciclo de urânio e urânio-plutônio para um PWR típico (por exemplo: Angra 1) serão comparados com os resultados obtidos através do código FUELCOST-IV por Hnilica / 9 /.

2. FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1- Considerações Gerais

O estudo da economia do ciclo de combustível envolve um grande número de parâmetros. Existe uma grande e variada quantidade de trabalhos que os relacionam. Dentre eles podemos citar /5/, onde são apontados na da menos que 17 parâmetros , agrupados em 4 conjuntos:

Parâmetros principais: Razão moderador-combustível

Razão de conversão
 Tempo de residência do combustível
 Densidade de potência
 Frequência de recarregamento
 "Power Peaking Factor"

Parâmetros derivados: Inventário de U-235, U-238 ou Th

"Burn-up" U-233 + U-235 ou U-235 + Pu-239 + Pu-241
 Massa de U-233 ou Pu-239 convertido e recuperado.

Parâmetros econômicos

e de custos : Custo do U-235 ou U-233 ou Th
 Custo do ciclo
 Custo da energia.

Parâmetros opicio -

nais : Ciclo a ser usado
 Reciclagem
 Reprocessamento (quando e onde ?)
 Custo de transporte.

A complexidade (impossibilidade?) de um estudo global destas grandezas, nos levou a eleição de duas das características que consideramos ser uma boa medida de méritos numa economia a longo termo. São elas:

1- A razão de conversão do combustível - É um parâmetro associado ao consumo de combustível físsil.

2- A massa crítica - Relaciona-se com o inventário de combustível, isto é, a quantidade de combustível no reator e plantas de reprocessamento, necessárias para o fornecimento de uma determinada capacidade elétrica.

2.2 - Razão de Conversão

2.2.1- Cadeias de Nuclídeos originários do U-238 e Th-232

O isótopo 235 do urânio é o único nuclídeo físsil presente em quantidades significativas na natureza. A transformação de elementos férteis em físsis através da absorção de 1 nêutron, num processo de conversão, nos fornece mais dois elementos físsis : o U-233 e o Pu-239.

As sequências mais importantes das cadeias de nuclídeos associados aos materiais férteis U-238 e Th-232 estão esquematizados na Figura 7a e 7b .

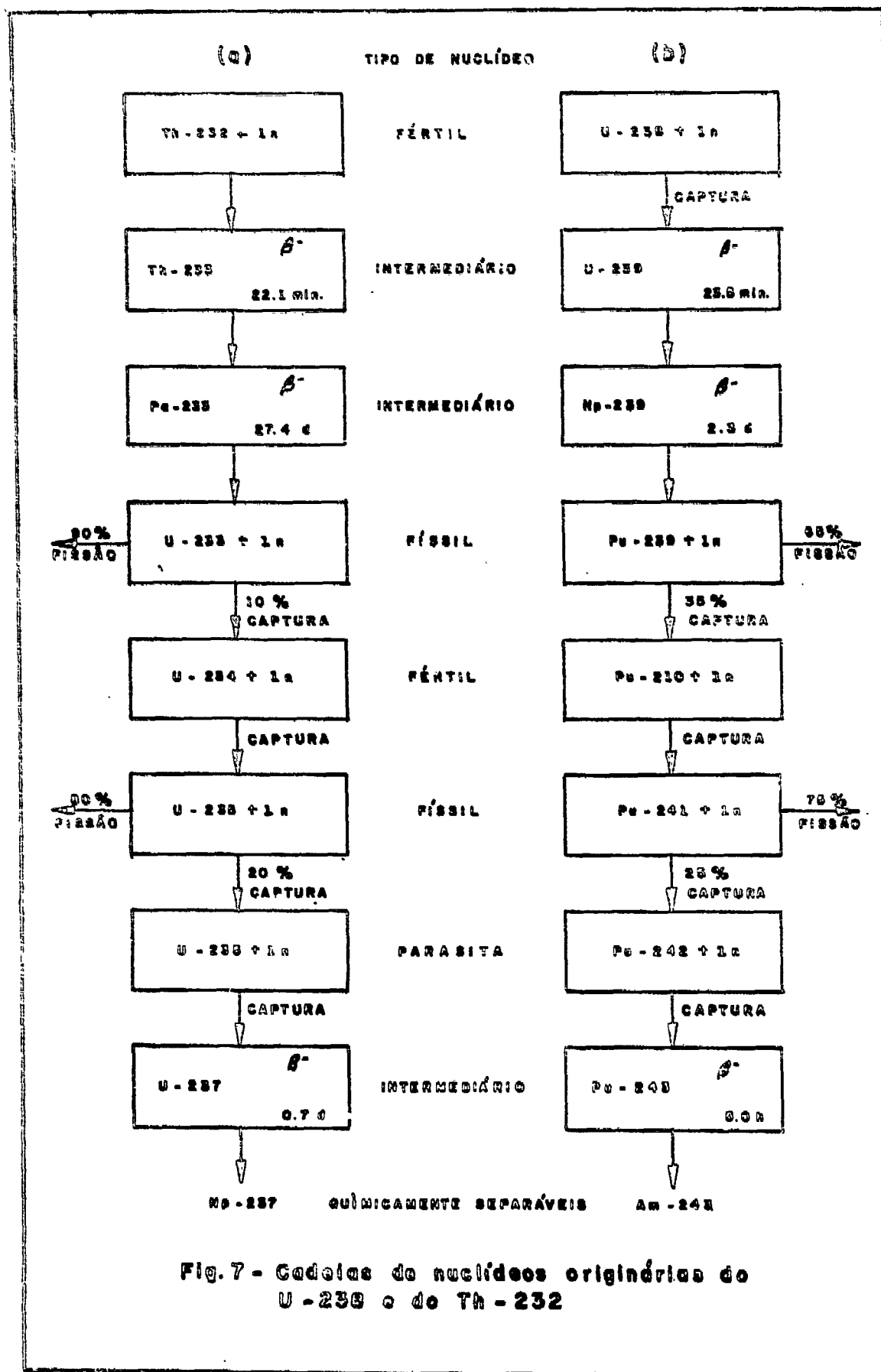


Fig.7 - Cadeias de nuclídeos originárias do U-238 e do Th-232

Os números dos decaimentos β são as constantes de meias vidas dos decaimentos radioativos. Os tipos de núclídeos ditos "parasitas" são aqueles que irão "roubar" nêutrons do sistema, sem tornar-se físséis, aumentando a reatividade negativa no reator, a medida em que a sua concentração aumenta. No caso são os isótopos Pu-242 e U-236.

2.2.2 - Razão de Conversão Teórica

Define-se a razão de conversão na sua forma mais geral como:

$$RC = \frac{\text{Taxa de massa físsil produzida}}{\text{Taxa de massa físsil consumida}}$$

A razão de conversão teórica (reator ideal, sem fugas e absorções) associada a um determinado combustível, pode ser obtida utilizando-se a equação da continuidade de nêutrons dada por:

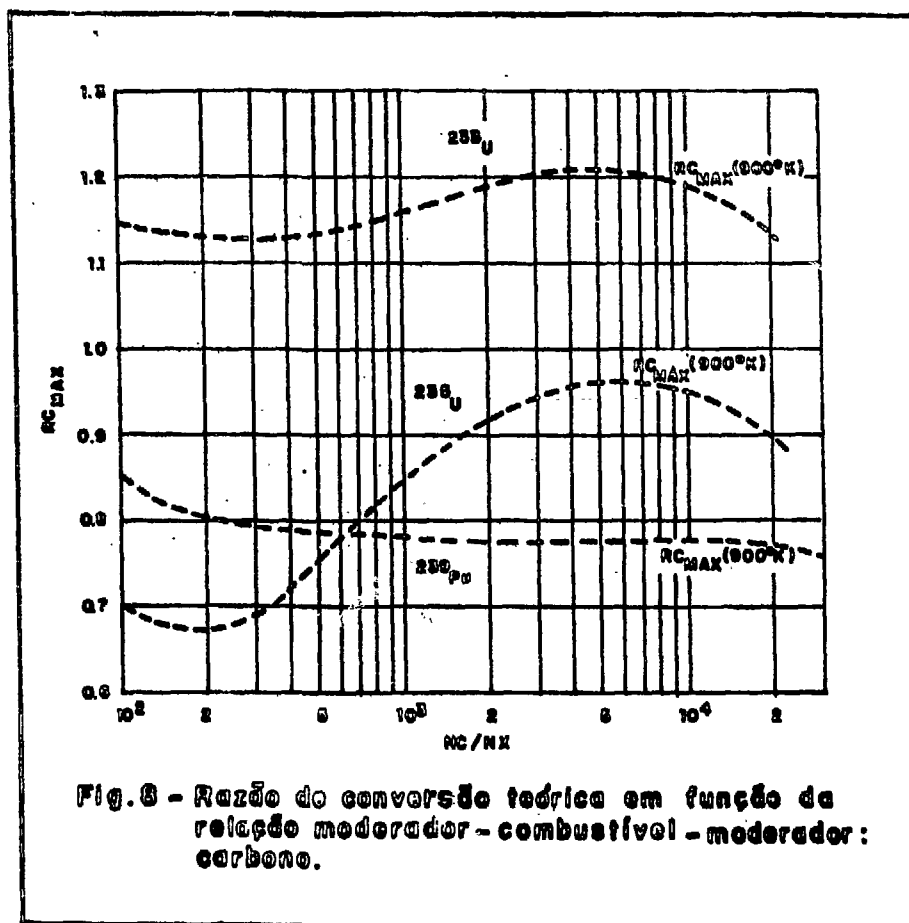
$$\epsilon \eta N \sigma \phi = N \sigma \phi + N_f \sigma_f \phi$$

- onde :
- ϵ é o fator de fissão rápida;
 - η é o número de nêutrons de fissão produzido por absorção unitária no combustível;
 - N é a concentração do núclídeo físsil ;
 - N_f é a concentração do núclídeo fértil ;
 - σ é a secção de choque microscópica de absorção no núclídeo físsil ;
 - σ_f é a secção de choque microscópica de absorção no núclídeo fértil .

Dividindo-se a expressão acima por $N \sigma \phi$ e, utilizando-se a definição da razão de conversão temos:

$$RC_{\text{Teórico}} = \eta \epsilon - 1$$

No gráfico dado na Figura 8 estão algumas das $RC_{\text{Teóricas}}$ para diferentes núcleos físséis, em função da relação moderador-combustível /18/.



A expressão da razão de conversão teórica é inadequada para aplicações reais. Para torná-la aplicável devemos corrigi-la levando-se em conta: as absorções parasitárias devido aos produtos de fissão, isótopos pesados, fugas, absorções nos encamisamentos e nos materiais estruturais do reator. Então, admitindo-se que seja L a soma destes efeitos, a expressão real ficará:

$$RC = \eta \epsilon - (1 + L)$$

Nos próximos itens serão discutidos particularmente os efeitos de maiores significados, embutidos em L .

2.2.3 - Efeitos dos Isótopos Pesados e Produtos de Fissão

Durante a exposição do combustível nos reatores, ocorrem produções de certos núclídeos que influenciam a performance do reator. Classificamos estes núclídeos em dois grandes grupos, levando-se em conta as suas origens: os isótopos pesados, geralmente oriundos da reação de captura, e, os produtos de fissão.

A origem dos núclídeos pesados tais como: U-236, Np-239, Pu-240, e Pu-242 pode ser vista na Figura 7a e 7b. O efeito do aumento das concentrações destes isótopos, se faz na perda de nêutrons do sistema, através de capturas não produtivas. O Gráfico dado na Fig.9 /11/ nos mostra as secções de choque de captura desses núclídeos em função da energia.

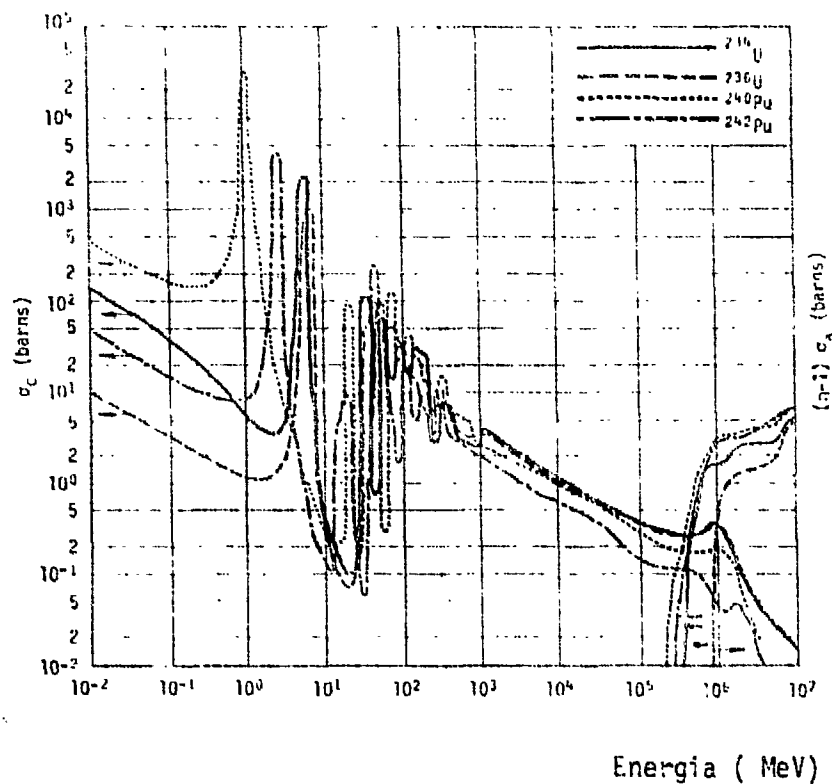
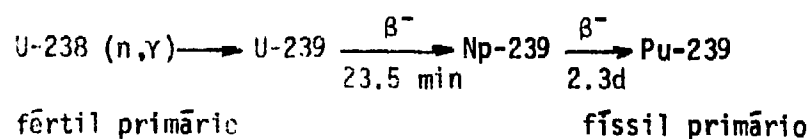


FIG.9 - Secções de choque de captura para U-234, U-236, Pu-240 e Pu-242 em função da energia.

De modo particular nota-se neste gráfico o isótopo Pu-240, com grandes ressonâncias de captura no intervalo de energia de 0.01 a 1000 eV. Este fato terá como consequência o aumento de maneira significativa da massa crítica, no caso do aumento da sua concentração ou, se o espectro de nêutrons sofrer um "endurecimento".

Outro isótopo a merecer uma consideração particular é o Np-239. Como indicado na Figura 7b, este nuclídeo é um produto intermediário entre o material fértil primário e o material fissil primário.



Ele seria importante por que ao absorver um nêutron, não somente retiraria este nêutron do sistema, mas também destruiria um núcleo de material fissil nascente do seu decaimento β^- . Como resultado, uma perda de nêutrons no Np-239 seria duplamente parasitário, do que perdas (captura) em outros núclídeos. Porém, este núclídeo pode ser desprezado, devido a sua curta meia vida. A taxa de decaimento β^- será da ordem de 3×10^3 vezes a de captura (n, γ).

Uma das mais importantes fontes de perdas de nêutrons, do ponto de vista da conversão nuclear em reatores térmicos, são devido às absorções pelos produtos de fissão. Podemos agrupar os produtos de fissão em dois grupos: (1) os de saturação rápida tais como o Xe-135 e o Sm-149 e Sm-151 e, (2) os de saturação lenta (PFSL) ou não saturáveis (PFNS). A Tabela 6a nos dá as secções de choque de absorção para os PFSL e PFNS, bem como os "yields de fissão para Xenônio e Samário.

Tabela 6a.- Secção de choque de absorção dos PFSL e PFNS e "Yield" de fissão para Xe-135 e Sm-149 + Sm-151 /11/.

Material fissil	U-235	Pu-239	Pu-241
(PFSL + PFNS) (2200 m/s)	44 b	52 b	55 b
Yield cumulativo Xe-135 (%)	6,4	7,2	7,1
Yield de fissão (Sm-149+Sm-151) (%)	1,6	2,1	2,5

Os produtos de fissão de rápida saturação, no caso o Xe-135 e

Sm-149 atingem a sua concentração de equilíbrio em poucos dias. A sua secção de choque de absorção é enorme no espectro térmico (Tabela 6b) e quase zero no espectro rápido. Porém, a grande maioria dos produtos de fissão são constituídos de PFSL e PFNS e tem secções de choques de absorção comparáveis ou menores que os combustíveis físséis.

Tabela 6b - Secção de choque de absorção do Xe-135 e Sm -149	
Nuclídeo	Secção de choque de absorção a 2200 m/s (barns)
Xe-135	2.7×10^6
Sm-149	4.08×10^4

O efeito de envenenamento agregado a estes produtos de fissão são grosseiramente proporcionais ao "burn-up" fracional do combustível. Nota-se também na Tabela 6a, que o envenenamento depende não só do espectro de nêutrons, como também com o nuclídeo combustível predominante no reator.

De uma maneira geral, os isótopos pesados e os produtos de fissão trazem como conseqüências, dois efeitos predominantes:

- 1- A razão de conversão tenderá a diminuir, devido as absorções parasitárias destes nuclídeos e,
- 2- pela mesma razão de (1), a reatividade do sistema tenderá a baixar, e portanto será necessário um acréscimo de massa físsil na carga inicial.

2.3- Cálculo da Razão de Conversão

2.3.1- Definição Explícita da Razão de Conversão

A razão de conversão é definida em 2.2.2 na sua forma mais geral como:

$$RC = \frac{\text{Taxa de massa físsil produzida}}{\text{Taxa de massa físsil consumida}}$$

A relação entre a taxa de material físsil produzida e a taxa de material físsil consumida, como já vimos, pode ser obtida através da equação da continuidade de nêutrons. Considere-se num reator crítico, no estado estacionário, um volume unitário contendo N_f átomos de material físsil (U-235, Pu-239, Pu-241) de secção de choque σ_f , N_g átomos de material fértil (U-238 ou Th-232) de secção de choque de absorção σ_g , N_h , N_F , N_{Xe} , N_{Sm} e N_E átomos de materiais absorvedores tais como: isótopos pesados, produtos de fissão de saturação lenta, xenônio-135, samário-149 e elementos estruturais, respectivamente com secções de choque de absorção σ_h , σ_F , σ_{Xe} , σ_{Sm} e σ_E . A taxa de absorção no material físsil é de $N_f \sigma_f \phi$ onde ϕ é o fluxo de nêutrons térmicos, e portanto a taxa de nêutrons de fissão rápida será $\eta_f N_f \sigma_f \phi$. Os nêutrons rápidos com energia maior que 1 MeV podem causar uma quantidade limitada de fissões em materiais férteis. Para levar este fato em conta, introduzimos o fator ϵ (fator de fissão rápida). A fração $\epsilon - 1$ é definida como: a razão entre a taxa de fissão no espectro rápido e a taxa de fissão total, e, em reatores de potência é da ordem de centésimos. A taxa de nêutrons rápidos devido a fissão será então, $\epsilon \eta_f N_f \sigma_f \phi$. Portanto se considerarmos o reator em estado estacionário poderemos escrever que:

$$\text{Produção de nêutrons} = \text{Consumo de nêutrons}$$

ou

$$\sum_f \epsilon_f \eta_f N_f \sigma_f \phi = \sum_f N_f \sigma_f \phi + \sum_g N_g \sigma_g \phi + \sum_h N_h \sigma_h \phi + \sum_F N_F \sigma_F \phi + N_{Xe} \sigma_{Xe} \phi$$

$$N_{Sm} \sigma_{Sm} \phi + N_E \sigma_E \phi + C \phi + L \phi$$

onde:

$\sum_f \epsilon_f \eta_f N_f \sigma_f \phi$: produção de nêutrons por U-235, Pu-239, Pu-241 ou U-233;

$\sum_f N_f \sigma_f \phi$: absorção de nêutrons em materiais físséis;

$\sum_g N_g \sigma_g \phi$: absorção de nêutrons em materiais férteis;

$\sum_h N_h \sigma_h \phi$: absorção de nêutrons em isótopos pesados;

$\sum_F N_F \sigma_F \phi$: absorção de nêutrons em produtos de fissão (SSFP + NSFP);

$N_{Xe} \sigma_{Xe} \phi$: absorção de nêutrons no Xe-135;

$N_{Sm} \sigma_{Sm} \phi$: absorção de nêutrons no Sm-149;

$N_E \sigma_E \phi$: absorção de nêutrons em elementos estruturais;

$C \phi$: requisitos de controle e queima;

$L \phi$: efeitos de fuga de nêutrons.

A taxa de destruição de material físsil é $\sum_f N_f \sigma_f \phi$, portanto dividindo-se a expressão dada acima por este valor teremos:

$$RC = \frac{\sum_g N_g \sigma_g \phi}{\sum_f N_f \sigma_f \phi}$$

ou

$$RC = \frac{\sum_f N_f \sigma_f (\lambda_f - 1) - \left(\sum_h N_h \sigma_h \phi + \sum_F N_F \sigma_F \phi + N_{Xe} \sigma_{Xe} \phi + N_{Sm} \sigma_{Sm} \phi + N_E \sigma_E \phi + (C+L)\phi \right)}{\sum_f N_f \sigma_f \phi}$$

Para o cálculo da RC dada pela expressão acima, necessitamos conhecer as concentrações dos diversos nuclídeos envolvidos.

2.3.2 - Cálculo das Concentrações dos Nuclídeos

Adotar-se-á aqui a seguinte convenção: a concentração de um nuclídeo será representado pela letra N, tendo como índice inferior direito um número formado pelo último algarismo do número atômico, mais o último algarismo da respectiva massa atômica. Por exemplo:

Elemento	nº atômico	Massa atômica	Representação
Urânio	92	235	N_{25}^0
Plutônio	94	239	N_{49}^0
Neptunio	93	237	N_{37}^0

O índice zero no lado superior direito indicará a concentração do nuclídeo no instante $t = 0$.

Considere-se um volume unitário de combustível de urânio, não exposto, contendo N_{25}^0 átomos de U-235 e N_{28}^0 de átomos de U-238. O combustível é exposto a um fluxo térmico médio ϕ . A variação temporal das concentrações dos nuclídeos, bem como a sua média temporal num intervalo t , são obtidas através das equações diferenciais e condições de contornos dados abaixo:

Urânio-235

$$\frac{dN_{25}}{dt} = - N_{25} \sigma_{25} \phi \quad ; \quad N_{25}(0) = N_{25}^0$$

$$N_{25}(t) = N_{25}^0 \exp(-\sigma_{25} \phi t)$$

$$N_{25}(T) = N_{25}^0 (1 - \exp(-\sigma_{25} \phi T)) / \sigma_{25} \phi T$$

Urânio-236

$$dN_{26}/dt = \alpha_{25} N_{25} \sigma_{25} \phi / (1 + \alpha_{25}) - N_{26} \sigma_{26} \phi \quad ; \quad N_{26}(0) = 0$$

$$N_{26}(t) = C_0 (\exp(-\sigma_{25} \phi t) - \exp(-\sigma_{26} \phi t))$$

$$N_{26}(T) = C_0 ((1 - \exp(-\sigma_{25} \phi T)) / \sigma_{25} \phi T - (1 - \exp(-\sigma_{26} \phi T)) / \sigma_{26} \phi T)$$

$$\text{onde: } \alpha_{25} = \frac{\sigma_{25}^{\text{cap.}}}{\sigma_{25}^{\text{fissão}}}$$

$$C_0 = \frac{\alpha_{25}}{1 + \alpha_{25}} \cdot \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{26} - \sigma_{25}} \cdot N_{25}^0$$

Urânio-237

O efeito do urânio-237 ($T_{1/2} = 6.75$ d), e o seu produto de decaimento o Neptúnio-237 serão desprezados, devido as suas baixas concentrações no equilíbrio.

Urânio-238

$$dN_{28}/dt = - N_{28} \sigma_{28} \phi \quad ; \quad N_{28}(0) = N_{28}^0$$

$$N_{28}(t) = N_{28}^0 \exp(-\sigma_{28} \phi t)$$

$$N_{28}(T) = N_{28}^0 (1 - \exp(-\sigma_{28} \phi T)) / \sigma_{28} \phi T$$

Plutônio-239

Aqui nós desprezamos o tempo de decaimento do precursor do Plutônio-239, isto

\bar{e} , o tempo de decaimento do Neptônio-239 que tem uma meia vida de aproximadamente 2.3 dias (β^-).

$$dN_{40}/dt = \alpha_{28}N_{28}\sigma_{28}\phi/(1 + \alpha_{28}) - N_{49}\sigma_{49}\phi \quad ; \quad N_{49}(0) = 0$$

$$N_{49}(t) = C_1(\exp(-\sigma_{28}\phi t) - \exp(-\sigma_{49}\phi t))$$

$$N_{49}(T) = C_1\{(1 - \exp(-\sigma_{28}\phi T))/\sigma_{28}\phi T - (1 - \exp(-\sigma_{49}\phi T))/\sigma_{49}\phi T\}$$

onde:

$$C_1 = \frac{\alpha_{28}}{1 + \alpha_{28}} \cdot \frac{\sigma_{28}}{\sigma_{49} - \sigma_{28}} \cdot N_{28}^0$$

Plutônio-240

$$dN_{40}/dt = \alpha_{49}N_{49}\sigma_{49}\phi/(1 + \alpha_{49}) - N_{40}\sigma_{40}\phi \quad ; \quad N_{40}(0) = 0$$

$$N_{40}(t) = C_2 \exp(-\sigma_{28}\phi t) - C_3 \exp(-\sigma_{49}\phi t) + C_4 \exp(-\sigma_{40}\phi t)$$

$$N_{40}(T) = C_2 (1 - \exp(-\sigma_{28}\phi T))/\sigma_{28}\phi T - C_3(1 - \exp(-\sigma_{49}\phi T))/\sigma_{49}\phi T +$$

$$C_4(1 - \exp(-\sigma_{40}\phi T))/\sigma_{40}\phi T$$

onde:

$$C_2 = C_1 \frac{\alpha_{49}}{1 + \alpha_{49}} \cdot \frac{\sigma_{49}}{\sigma_{40} - \sigma_{28}}$$

$$C_3 = C_1 \frac{\alpha_{49}}{1 + \alpha_{49}} \cdot \frac{\sigma_{49}}{\sigma_{40} - \sigma_{49}}$$

$$C_4 = C_3 - C_2$$

Plutônio-241

$$dN_{41}/dt = N_{40}\sigma_{40}\phi - N_{41}\sigma_{41}\phi \quad ; \quad N_{41}(0) = 0$$

$$N_{41}(t) = C_5 \exp(-\sigma_{28}\phi t) - C_6 \exp(-\sigma_{49}\phi t) + C_7 \exp(-\sigma_{40}\phi t) + C_8 \exp(-\sigma_{41}\phi t)$$

$$N_{41}(T) = C_5(1 - \exp(-\sigma_{28}\phi T))/\sigma_{28}\phi T - C_6(1 - \exp(-\sigma_{49}\phi T))/\sigma_{49}\phi T + \\ + C_7(1 - \exp(-\sigma_{40}\phi T))/\sigma_{40}\phi T + C_8(1 - \exp(-\sigma_{41}\phi T))/\sigma_{41}\phi T$$

$$\text{onde:} \quad C_5 = C_2\sigma_{40}/(\sigma_{41} - \sigma_{28}) \quad ; \quad C_6 = C_3\sigma_{40}/(\sigma_{41} - \sigma_{49})$$

$$C_7 = C_4\sigma_{40}/(\sigma_{41} - \sigma_{40}) \quad ; \quad C_8 = C_6 - C_5 - C_7$$

Plutônio-242

$$dN_{42}/dt = \alpha_{41}N_{41}\sigma_{41}\phi/(1 + \alpha_{41}) - N_{42}\sigma_{42}\phi \quad ; \quad N_{42}(0) = 0$$

$$N_{42}(t) = C_9 \exp(-\sigma_{28}\phi t) - C_{10} \exp(-\sigma_{49}\phi t) + C_{11} \exp(-\sigma_{40}\phi t) + C_{12} \exp(-\sigma_{41}\phi t) + \\ + C_{13} \exp(-\sigma_{42}\phi t)$$

$$N_{42}(T) = C_9(1 - \exp(-\sigma_{28}\phi T))/\sigma_{28}\phi T - C_{10}(1 - \exp(-\sigma_{49}\phi T))/\sigma_{49}\phi T + \\ C_{11}(1 - \exp(-\sigma_{40}\phi T))/\sigma_{40}\phi T + C_{12}(1 - \exp(-\sigma_{41}\phi T))/\sigma_{41}\phi T + \\ C_{13}(1 - \exp(-\sigma_{42}\phi T))/\sigma_{42}\phi T$$

onde:

$$C_9 = C_5 \frac{\alpha_{41}}{1 + \alpha_{41}} \cdot \frac{\sigma_{41}}{\sigma_{42} - \sigma_{28}}$$

$$C_{10} = C_6 \frac{\alpha_{41}}{1 + \alpha_{41}} \cdot \frac{\sigma_{41}}{\sigma_{42} - \sigma_{49}}$$

$$C_{11} = C_7 \frac{\alpha_{41}}{1 + \alpha_{41}} \cdot \frac{\sigma_{41}}{\sigma_{42} - \sigma_{40}}$$

$$C_{12} = C_8 \frac{\alpha_{41}}{1 + \alpha_{41}} \cdot \frac{\sigma_{41}}{\sigma_{42} - \sigma_{41}}$$

$$C_{13} = C_{10} - C_9 - C_{11} - C_{12}$$

Concentrações dos Produtos de Fissão

Adotar-se-á aqui a seguinte convenção: N, representa a concentração, as letras no lado direito abaixo (PF) indica que é um produto de fissão e, no lado direito superior o número que representa o núcleo físsil de origem. Assume-se por hipótese que as fissões são binárias.

Concentração dos PF devido ao U-235

$$dN_{PF}^{25}/dt = N_{25} \sigma_{25} \phi / (1 + \alpha_{25}) \quad ; \quad N_{PF}^{25}(0) = 0$$

$$N_{PF}^{25}(t) = N_{25}^0 (1 - \exp(-\sigma_{25} \phi t)) / (1 + \alpha_{25})$$

$$N_{PF}^{25}(T) = N_{25}^0 (1 - (1 - \exp(-\sigma_{25} \phi T)) / \sigma_{25} \phi T) / (1 + \alpha_{25})$$

Concentração dos PF devido ao Pu-239

$$dN_{PF}^{49}/dt = N_{49} \sigma_{49} \phi / (1 + \alpha_{49}) \quad ; \quad N_{PF}^{49}(0) = 0$$

$$N_{PF}^{49}(t) = C_1 \sigma_{49} (1 - \exp(-\sigma_{28} \phi t)) / \sigma_{28} (1 + \alpha_{49}) - \\ - C_1 (1 - \exp(-\sigma_{49} \phi t)) / (1 + \alpha_{49})$$

$$N_{PF}^{49}(T) = C_1 \sigma_{49} (1 - (1 - \exp(-\sigma_{28} \phi T)) / \sigma_{28} \phi T) / \sigma_{28} (1 + \alpha_{49}) - \\ - C_1 (1 - (1 - \exp(-\sigma_{49} \phi T)) / \sigma_{49} \phi T) / (1 + \alpha_{49})$$

Concentração dos PF devido ao Pu-241

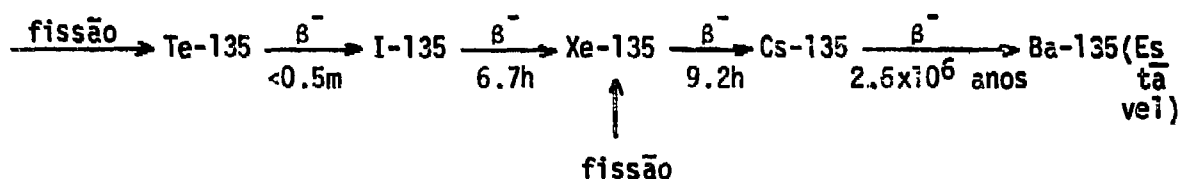
$$dN_{PF}^{41}/dt = N_{41} \sigma_{41} \phi / (1 + \alpha_{41}) \quad ; \quad N_{PF}^{41}(0) = 0$$

$$N_{PF}^{41}(t) = C_5 \sigma_{41} (1 - \exp(-\sigma_{28} \phi t)) / (1 + \alpha_{41}) \sigma_{28} - \\ - C_6 \sigma_{41} (1 - \exp(-\sigma_{49} \phi t)) / (1 + \alpha_{41}) \sigma_{49} +$$

$$\begin{aligned}
& + C_7 \sigma_{41} (1 - \exp(-\sigma_{40} \phi t)) / (1 + \alpha_{41}) \sigma_{40} + \\
& + C_8 (1 - \exp(-\sigma_{41} \phi t)) / (1 + \alpha_{41}) \\
N_{PF}^{41}(T) = & (C_5 / \sigma_{28}) (\sigma_{41} / (1 + \alpha_{41})) (1 - (1 - \exp(-\sigma_{28} \phi T)) / \sigma_{28} \phi T) - \\
& - (C_6 / \sigma_{49}) (\sigma_{41} / (1 + \alpha_{41})) (1 - (1 - \exp(-\sigma_{41} \phi T)) / \sigma_{41} \phi T) + \\
& + (C_7 / \sigma_{40}) (\sigma_{41} / (1 + \alpha_{41})) (1 - (1 - \exp(-\sigma_{40} \phi T)) / \sigma_{40} \phi T) + \\
& + (C_8 / (1 + \alpha_{41})) (1 - (1 - \exp(-\sigma_{41} \phi T)) / \sigma_{41} \phi T
\end{aligned}$$

Concentração do Xe-135 devido a Fissão do U-235, Pu-239 e Pu-241

O Xe-135 é formado através de dois processos: (1) decaimento do I-135 e, (2) diretamente através da fissão do nuclídeo fissil. O I-135 é um produto do decaimento do Te-135. O processo é indicado abaixo:



Seja: Y_I = Yield de fissão do I-135

Y_{Xe} = Yield de fissão do Xe-135

λ_I = Constante de decaimento do I-135

λ_{Xe} = Constante de decaimento do Xe-135

As equações que regem as concentrações do I-135 e Xe-135 são:

$$dN_I/dt = Y_I \phi \Sigma_f - \lambda_I N_I$$

$$dN_{Xe}/dt = \lambda_I N_I + Y_{Xe} \phi \Sigma_f - \sigma_{Xe} N_{Xe} \phi - \lambda_{Xe} N_{Xe}$$

Na concentração de saturação : $dN_I/dt = dN_{Xe}/dt = 0$ logo :

$$N_I^{sat.} = Y_I \bar{\phi} \bar{\Sigma}_f / \lambda_I$$

$$N_{Xe}^{sat.} = (\lambda_I N_I^{sat.} + Y_{Xe} \bar{\phi} \bar{\Sigma}_f) / (\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \bar{\phi})$$

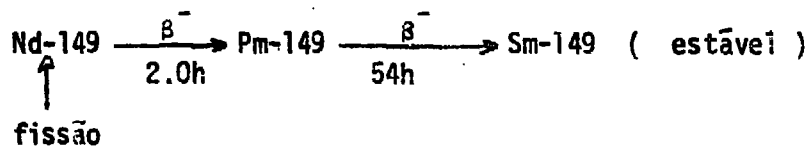
ou

$$N_{Xe}^{sat.} = \bar{\phi} (Y_{ac}^{25} N_{25}^{25} \sigma_{25}^f + Y_{ac}^{49} N_{49}^{49} \sigma_{49}^f + Y_{ac}^{41} N_{41}^{41} \sigma_{41}^f) / (\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe} \bar{\phi})$$

onde: $Y_I + Y_{Xe} = Y_{ac.}$

Concentração do Sm-149 devido a Fissão do U-235, Pu-239 e Pu-241

O Sm-149 não é produzido diretamente da fissão, mas, é o resultado do decaimento do Neodímio 149, que é produzido diretamente pela fissão de um nuclídeo.



As equações que regem as concentrações são:

$$dN_{Pm}/dt = Y_{Pm} \bar{\phi} \bar{\Sigma}_f - \lambda_{Pm} N_{Pm}$$

$$dN_{Sm}/dt = \lambda_{Pm} N_{Pm} - \sigma_{Sm} \bar{\phi} N_{Sm}$$

Na concentração de equilíbrio : $dN_{Pm}/dt = dN_{Sm}/dt = 0$ logo.

$$N_{Pm}^{sat.} = Y_{Pm} \phi \bar{\Sigma}_f / \lambda_{Pm}$$

$$N_{Sm}^{sat.} = Y_{Pm} \bar{\Sigma}_f / \sigma_{Sm}$$

ou

$$N_{Sm}^{sat.} = (Y_{25}^{25} N_{25} \sigma_{25}^f + Y_{49}^{49} N_{49} \sigma_{49}^f + Y_{41}^{41} N_{41} \sigma_{41}^f) / \sigma_{Sm}$$

Concentração dos Nuclídeos no Moderador, Encamisamento e Elementos Estruturais

Seja a relação volumétrica moderador-combustível dada por R1, a densidade da pastilha de combustível igual a ρ , a massa atômica do Urânio M_U , o enriquecimento igual a R, N_A o número de Avogadro e M_{H2O} a massa molecular da água.

$$\begin{aligned} \text{Então: } N_{25} &= R \rho N_A / (M_U (1 + R)) \\ N_{28} &= (1 - R) \rho N_A / (M_{H2O} (1 + R)) \\ N_{H2O} &= R1 \cdot N_A / (M_{H2O} (1 + R)) \end{aligned}$$

Considerando-se a mistura moderador-combustível, as concentrações dos nuclídeos oxigênio e hidrogênio serão:

$$\begin{aligned} N_{Ox} &= N_A \rho / (M_U (1 + R)) + R1 \cdot N_A / (M_{H2O} (1 + R)) \\ N_H &= 2R1 \cdot N_A / (M_{H2O} (1 + R)) \end{aligned}$$

A concentração no encamisamento, foi assumida ser a mesma do PWR ANGRA-1, constituído de zircônio e ferro . /4/.

$$N_{Zr} = 3,693 \times 10^{22} \text{ átomos / cm}^3$$

$$N_{Fe} = 3,058 \times 10^{21} \text{ átomos / cm}^3$$

2.3.3 - Efeito da Queima e Controle na Razão de Conversão

Os efeitos da queima (burn-up) e, dos requisitos de controle serão estudados globalmente, isto é, serão estudados como um único efeito. A razão para este enfoque é que, em reatores PWR típicos o efeito da queima é "controlado" em grande parte por barras de venenos queimáveis e boro solúvel na água. Assim, o reator é projetado para no início da vida ser supercrítico. Esta reatividade positiva é compensada pelos venenos queimáveis, cujas concentrações decrescem com o tempo. Antes do estudo quantitativo deste efeito, algumas definições serão necessárias:

Consumo Líquido de Material Físsil

Seja M_C a massa físsil consumida (por absorção ou captura), M_G a massa de combustível físsil produzido, (por conversão do material fértil) RC a razão de conversão e, M_L o consumo líquido de material físsil. Então:

$$M_G = M_C \Sigma_c / \Sigma_a = M_C \times RC$$

$$M_L = M_C - M_G \times RC = M_C (1 - RC)$$

onde Σ_a e Σ_c representam as seções de choque macroscópicas de absorção no material físsil e, de captura no material fértil.

Queima (burn-up)

A queima (burn-up) é uma medida da exposição do combustível físsil. O "burn-up" fracional (B) é definido como a fração do combustível convertido em produtos de fissão.

$$B = N_{PF} / (N_{25}^0 + N_{28}^0)$$

onde: N_{PF} = número de pares de produtos de fissão

N_{25}^0 = concentração inicial do U-235

N_{28}^0 = concentração inicial do U-238

Uma forma mais usual desta grandeza, é dada em unidades de MWd/MT. A conversão é dada por:

$E(\text{MWd/MT}) = 9 \times 10^5 B$ (para reatores a U-natural ou levemente enriquecido) .

Define-se também uma outra unidade de "burn-up" (β) que é dado em fífa, isto é, número de fissões por número de átomos físséis no combustível não exposto.

$$\beta = N_{PF} / N_{25}^0$$

Voltando ao nosso problema original, isto é, o efeito da queima na RC, seja N_0 a concentração do nuclídeo físsil no instante $t = 0$, e seja β (fífa) a queima fracional no instante T .

Assim, o número de átomos fissionados no intervalo de tempo T será dado por:

$$N_0 \beta(T) = \text{número de átomos fissionados num intervalo de tempo T}$$

e,

$N_0(1-RC)\beta(T)\sigma_a/\sigma_f$ será o consumo líquido de átomos físeis, logo, até o instante T, perdemos uma quantidade potencial de nêutrons igual a:

$$N_0\beta(T)(1-RC)\epsilon\sigma_a/\sigma_f$$

No instante $t = 0$ o reator está justo crítico ($k = 1$) e portanto teríamos uma quantidade potencial de nêutrons igual a $N_0\epsilon\eta$. Assim após um tempo igual a T teremos uma variação na reatividade devido a queima de:

$$(\Delta k/k)_{\text{queima}} = (N_0\beta(T)(1-RC)\epsilon\sigma_a/\sigma_f)/(N_0\epsilon\eta)$$

Embora o reator no instante $t = 0$, esteja justo crítico, tem excesso de massa crítica compensadas por barras de venenos queimáveis e boro solúveis na água. Considerando este fato, a nossa reatividade negativa por queima obtida acima, deve ser corrigida, somando uma reatividade positiva ρ_{Vq} (acrescida ao longo do tempo pelos venenos queimáveis).

Assim:

$$(\Delta k/k)_{\text{queima}}^{\text{efetivo}} = \beta(T)(1-RC)\sigma_a/\sigma_f - \rho_{Vq}$$

e portanto:

$$\Delta RC_{\text{queima}} = (\Delta k/k)_{\text{queima}}^{\text{efetivo}} \epsilon\eta$$

2.4 - Custo do Enriquecimento e Suprimento de Urânio

2.4.1- Número de Unidade de Trabalho Separativo

No enriquecimento por difusão gasosa, as seguintes equações de balanço de massas devem ser satisfeitas:

$$S = P + R \text{ (relativo ao Urânio)}$$

$$Sx_s = Px_p + Rx_r \text{ (relativo ao Urânio 235)}$$

onde:

S = quantidade de suprimento de urânio na forma de UF_6 ;

P = quantidade de produto de urânio na forma de UF_6 ;

R = quantidade de resíduo de urânio (empobrecido) na forma de UF_6 ;

x_s = enriquecimento do suprimento;

x_p = enriquecimento do produto;

x_r = enriquecimento do resíduo (urânio empobrecido).

Resolvendo-se o sistema acima:

$$R/P = (x_p - x_s)/(x_s - x_r)$$

$$S/P = (x_p - x_r)/(x_s - x_r)$$

O trabalho separativo E é definido /2 / como :

$$E = R(2x_r - 1)\ln(x_r/(1-x_r)) + P(2x_p - 1)\ln(x_p/(1-x_p)) - S(2x_s - 1)\ln(x_s/(1-x_s))$$

Substituindo-se na equação acima R e S, obtemos o trabalho separativo E gasto para obter P kilogramas de urânio com enriquecimento x_p , a partir de um suprimento com enriquecimento x_s , tendo como enriquecimento de resíduo x_r .

$$\begin{aligned} \text{NUTS} = E/P = & (2x_p - 1)\ln(x_p/(1-x_p)) + (x_p - x_s) \cdot (2x_r - 1)\ln(x_r/(1-x_r)) / (x_s - x_r) \\ & - (x_p - x_r) \cdot (2x_s - 1)\ln(x_s/(1-x_s)) / (x_s - x_r) \end{aligned}$$

2.4.2 - Custo do Urânio Enriquecido

O custo do urânio enriquecido é constituído de duas partes : sendo a primeira referente ao custo do suprimento na forma de UF_6 e, a segunda o custo relativo ao número de trabalhos separativos necessários para se obter um determinado enriquecimento.

Assim:

$$C_U = C_S \cdot S/P + C_E \cdot E/P$$

onde:

C_U = custo unitário do urânio enriquecido, na forma de UF_6 , em \$/kg.U ;

C_S = custo unitário do urânio natural, na forma de UF_6 , em \$/kg.U ;

C_E = custo unitário do trabalho separativo, em \$/kg. SWU

S/P e E/P são definidos em 2.4.1.

3. ASPECTOS COMPUTACIONAIS

3.1- Introdução

Este capítulo sumariza as descrições dos algoritmos computacionais desenvolvidos para os cálculos da razão de conversão, das massas físseis consumidas e produzidas, e dos custos associados a ciclos de combustível com ou sem reciclagem do Pu. Utilizando-se das equações diferenciais e definições realizadas no capítulo II, constroem-se três programas: 1) CÁLCULO DA RC EM REATORES TÉRMICOS, escrito em linguagem Fortran IV e processado no computador IBM/370, 2) CÁLCULO DAS MASSAS FÍSSEIS CONSUMIDAS E PRODUZIDAS, escrito em linguagem BASIC e processado no computador HP-2116, 3) CÁLCULO DO CUSTO COMPARATIVO DO CICLO DE COMBUSTÍVEL COM OU SEM RECICLO DE Pu, também em linguagem BASIC e processado no computador HP-2116.

3.2 - Cálculo da Razão de Conversão em Reatores Térmicos

3.2.1- Comentários Gerais e o Diagrama de Bloco

Este programa, calcula para uma região simples (uma única região homogênea) e, a um grupo de energia, os seguintes parâmetros médios: a razão de conversão, o burn-up fracional, o enriquecimento final e, os efeitos dos produtos de fissão e isótopos pesados na razão de conversão. - Utiliza como dados de entrada as grandezas: densidade de potência, a relação moderador-combustível, o tempo de recarga do combustível, as seções de choque microscópicas e o enriquecimento inicial. O diagrama de bloco do programa pode ser visto na Fig.10.

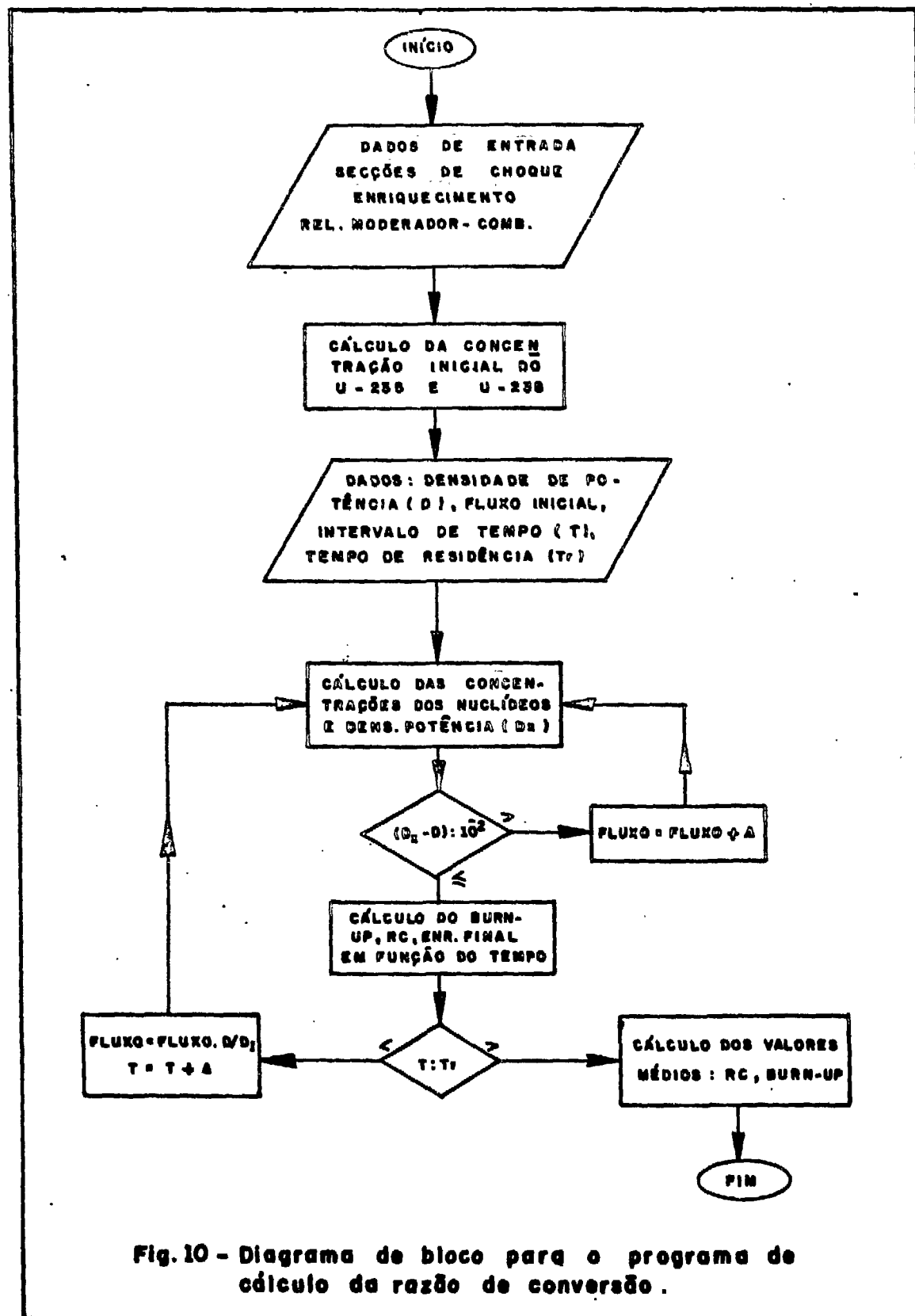


Fig. 10 - Diagrama de bloco para o programa de cálculo da razão de conversão.

De uma forma resumida o programa faz o seguinte : dadas as secções de choque, a relação moderador-combustível, a densidade de potência e o enriquecimento inicial, por cálculo iterativo ajusta-se um determinado fluxo médio de nêutrons, de maneira a obter-se uma taxa de fissões compatível com a densidade de potência. A seguir obtêm-se os diversos parâmetros de saída puntualmente em tempos de queima. Obtidos estes pontos, faz-se uma média temporal destes, no intervalo dado pelo tempo de recarga do combustível.

3.2.2- Dados de Entrada e Outros Comentários

Secções de Choque

As secções de choque utilizadas aqui, foram obtidas do programa COLLAPSE /6/. A Tabela 7 abaixo, é a saída em dois grupos de energias, do referido programa.

Tabela 7- Secções de choque microscópicas obtidas do Collapse /6/(barns)						
MATERIAL	GRUPO 1			GRUPO 2		
	σ_a	σ_f	ν	σ_a	σ_f	ν
U-235	1,268E01	8,435E00	2,472	3,089E02	2,635E02	2,430
U-236	6,851E00	2,393E-01	2,771	2,986E00	0,0	0,0
U-238	9,492E-01	1,179E-01	2,680	1,348E00	0,0	0,0
Pu-239	1,603E01	9,698E00	2,927	1,043E03	6,709E02	2,880
Pu-240	9,018E01	5,953E-01	3,427	1,619E02	0,0	0,0
Pu-241	2,701E01	1,689E01	3,060	9,763E02	6,876E02	3,060
Pu-242	2,456E01	5,706E-01	3,348	1,045E01	0,0	0,0
Xe-135	8,424E01	0,0	0,0	1,890E06	0,0	0,0
Sm-149	7,312E01	0,0	0,0	4,304E04	0,0	0,0
PFSL*	6,039E00	0,0	0,0	3,483E01	0,0	0,0

* Produtos de fissão de saturação lenta.

Para a obtenção das secções de choque microscópicas a um grupo de energia fêz-se as seguintes aproximações, formuladas por Wescott :

A taxa de reação de um determinado tipo e, um dado nuclídeo é dado por :

$$\text{Taxa de reação} = N\sigma_1\phi_1 + N\sigma_2\phi_2 = N\phi_2\left(\sigma_1\frac{\phi_1}{\phi_2} + \sigma_2\right)$$

Conhecendo-se a relação R entre o fluxo de nêutrons rápidos e o fluxo de nêutrons térmicos, podemos escrever a taxa de reação como:

$$\text{Taxa de reação} = N\phi_2(\sigma_1 R + \sigma_2)$$

E assim, podemos considerar a expressão entre parêntese, como uma secção de choque térmica efetiva, isto é:

$$\sigma_2^{\text{efetiva}} = \sigma_1 R + \sigma_2$$

A relação R é obtida através do programa COLLAPSE. Segundo o referido programa : $\phi_1 = 33,4$ e $\phi_2 = 6,1$ e portanto:

$$\sigma_2^{\text{efetivo}} = 5,475 \sigma_1 + \sigma_2$$

A Tabela 8 nos dá as secções de choque microscópicas a 1 grupo de energia assim obtidas:

Tabela 8 - Secções de choque microscópicas obtidas pela formulação de Wescott

ELEMENTO	σ_a	σ_f	ν
U-235	3,783E02	3,096E02	2,437
U-236	4,046E01	2,393E-01	0,0
U-238	6,540E00	6,449E-01	0,0
Pu-239	1,131E03	7,239E02	2,884
Pu-240	2,112E02	3,256E00	0,0
Pu-241	1,124E03	7,800E02	3,060
Pu-242	1,448E02	3,121E00	0,0
Xe-135	1,890E06	0,0	0,0
Sm-149	4,344E04	0,0	0,0
PFSL	6,786E01	0,0	0,0

A Relação Moderador-Combustível e o Tempo de Residência do Combustível

A relação volumétrica moderador-combustível foi obtida utilizando-se os dados do reator Angra 1 /4/, apresentados abaixo :

"Caroço "ativo : h(altura) = 365,76 cm

R(Raio) = 122,55 cm

Barra de combustível: R_e (Raio externo) = 0,4750 cm

R_i (Raio interno) = 0,4096 cm

e_e (espessura encamisamento) = 0,0571 cm

e_g (espessura "gap") = 0,0082 cm

N (número de conjuntos combustíveis) = 121

n (número de elementos combustíveis/conjunto com combustível) = 256 .

A célula da Fig. 11 foi construída segundo estes dados. Utilizando-se dados geométricos da Fig. 11 pode-se escrever a relação moderador-combustível como:

$$V_M/V_P = (p^2 - \pi R_e^2) / \pi R_i^2$$

onde p ("lattice pitch") é dado por: $p = (\pi R^2 / Nn)^{1/2}$. Obtém-se assim que:

$$V_M/V_F = 1,544 .$$

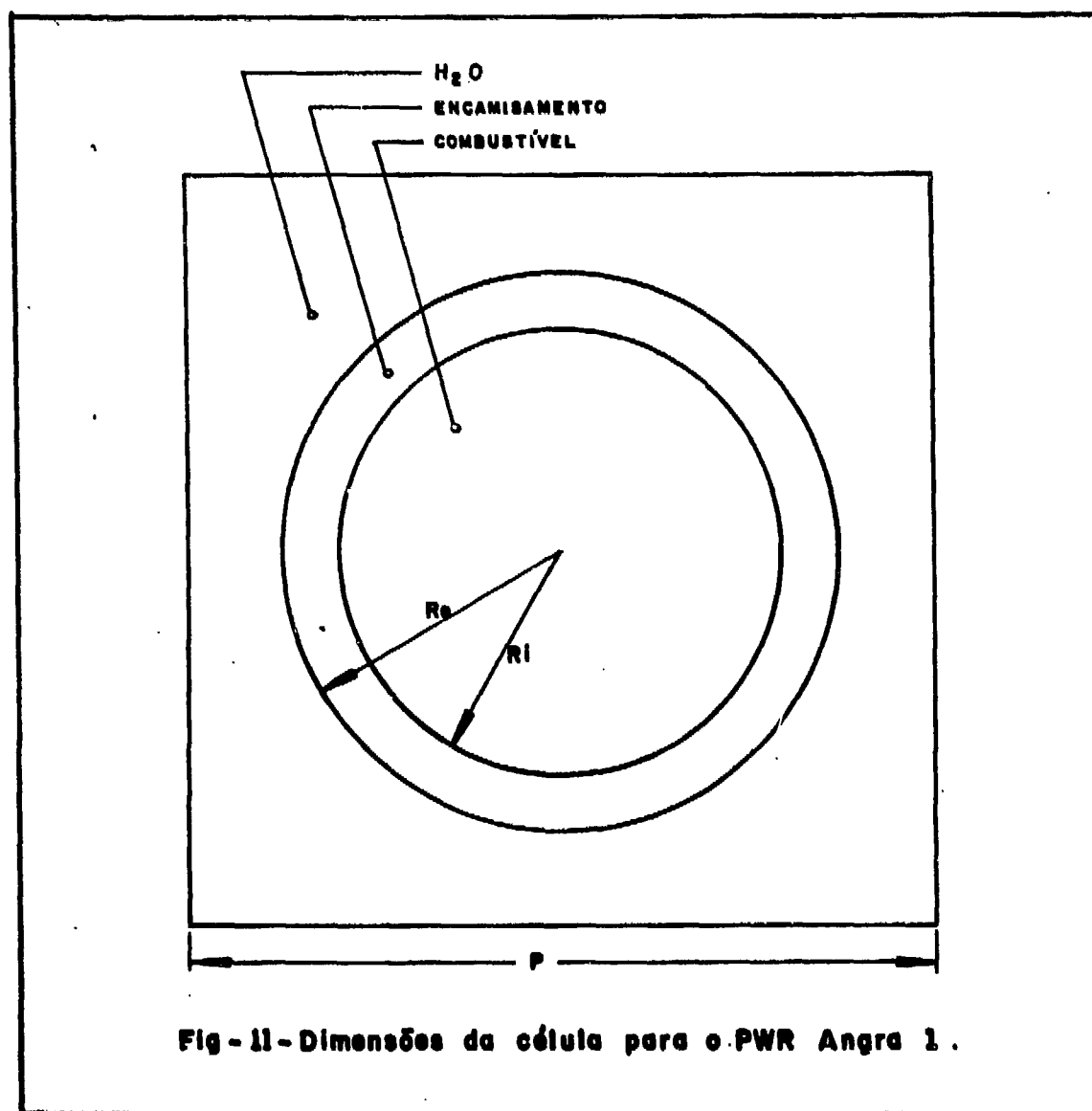


Fig- 11- Dimensões da célula para o PWR Angra 1 .

O tempo de residência do combustível foi assumido ser de 900 dias. A razão desta escolha, deve-se ao fato de que cálculos realizados através de códigos computacionais por outros autores /4/, utilizam este valor e, é conveniente para nós esta coincidência, para efeito de comparações de resultados.

Efeitos da "Queima" e das "Fugas"

O efeito da "queima" na razão de conversão, foi estimado utilizando-se as equações desenvolvidas no capítulo 2, que serão transcritas abaixo:

$$\Delta RC_{\text{queima}} = (\Delta k/k)_{\text{queima}}^{\text{efetivo}} \eta$$

$$\text{onde : } (\Delta k/k) = \beta(T)(1-RC) \frac{\sigma_a}{\sigma_f} - (\Delta k/k)_{\text{v.queimável}} - (\Delta k/k)_{\text{b.contrôle}}$$

Os valores de β e RC, respectivamente 0,35 e 0,60, foram tomados, calculando-se a razão de conversão, desprezando-se o termo devido a "queima". Assume-se desta forma, valores de β e RC, máximo e mínimo respectivamente, no conjunto dos parâmetros de saída. Este procedimento leva-nos, a maximização do efeito da "queima" na razão de conversão, isto é, superestima este termo.

Os valores das reatividades "positivas" inseridas pelos venenos queimáveis e barras de controle foram obtidas do Relatório de Segurança do reator Angra 1 /7/.

$$(\Delta k/k)_{b.\text{controle}} = 0,0661$$

$$(\Delta k/k)_{v.\text{queima}} = 0,075$$

Assim, o efeito da "queima" na razão de conversão pode ser estimado como:

$$\Delta RC_{\text{queima}} \approx 0,03 \text{ ne .}$$

Para reatores refrigerados a água leve (LWR), valores típicos para o efeito da fuga na razão de conversão, estão no intervalo de 0,01 - 0,02 /17/. Assumimos o limite superior, isto é, 0,02 .

3.3 - Cálculo das Massas Físseis Consumidas e Produzidas

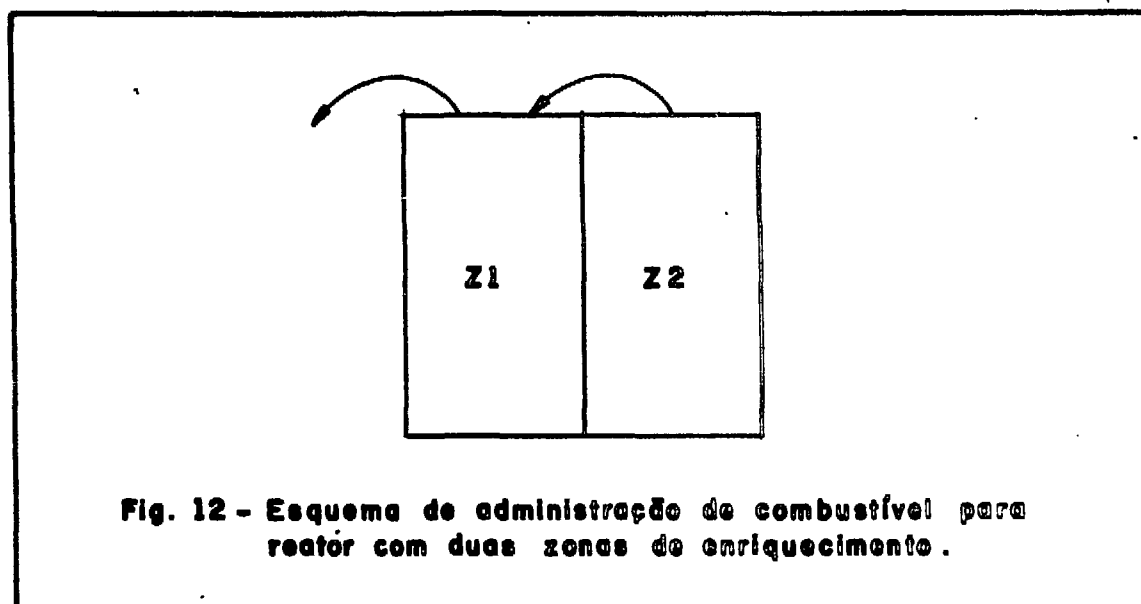
3.3.1 - Comentários Gerais

Esta parte dos cálculos são de pequena monta, e, utilizam dados obtidos do programa anterior. Foi efetuado no computador HP-2116, em linguagem BASIC, principalmente pela disponibilidade em tempo total deste equipamento.

3.3.2 - Esquema de Administração do Combustível

O tipo de ciclo de combustível analisado é dado pela Fig.12. Assume-se um tempo de irradiação de 450 dias, após o que, o combustível da zona 1 é retirado. O combustível parcialmente queimado da zona 2

é transferido para a zona 1, e, um novo combustível é colocado na zona 2. O enriquecimento do urânio da zona 2 é tal que: após a irradiação de 450 dias, o seu enriquecimento corresponde ao enriquecimento inicial do urânio da zona 1. Assume-se aqui, que: o combustível queimado da zona 2 ao ser transferido para a zona 1, tem a concentração de "venenos" igual a zero.



3.3.3- Diagrama de Bloco e Explicações das Expressões Calculacionais

Utilizando-se como dados de entrada os parâmetros de terminados no programa anterior: enriquecimento inicial e final, burn-up fracional definido pela queima somente do U-235, burn-up fracional defi-

nido pela queima de U-235 e Plutônio (Pu-239 + Pu-241) e a carga físsil inicial, os cálculos de massas consumidas e produzidas são efetuados segundo o diagrama de bloco dada na Figura 13.

Os cálculos das massas físseis produzidas e consumidas são realizadas utilizando-se as expressões dadas e detalhadas abaixo:

$$M_{\text{consumida}}^{\text{U}}(I) = M_{\text{inicial}}^{\text{U}}(I) \cdot \beta_{\text{U}}(I) \cdot \frac{\sigma_{\text{a}}^{\text{U}}}{\sigma_{\text{f}}^{\text{U}}}$$

$$M_{\text{consumida}}^{\text{Pu}}(I) = M_{\text{inicial}}^{\text{U}}(I) \cdot [\beta_{\text{U+Pu}}(I) - \beta_{\text{U}}(I)] \cdot \frac{\sigma_{\text{a}}^{\text{Pu}}}{\sigma_{\text{f}}^{\text{Pu}}}$$

Onde:

U e Pu se referem aos isótopos físseis de U-235 e Plutônio (239 + 241) .

I é o índice representativo da zona de combustível.

σ_{a} é a secção de choque de absorção microscópica.

σ_{f} é a secção de choque de fissão microscópica.

$\beta_{\text{U}}(I) = \frac{\text{Nº de fissões de U-235 na zona I}}{M_{\text{inicial}}^{\text{U}}(I)}$

$M_{\text{inicial}}^{\text{U}}(I)$

$\beta_{\text{U+Pu}}(I) = \frac{\text{Nº de fissões do (U-235+Pu-239+Pu-241) na zona I}}{M_{\text{inicial}}^{\text{U}}(I)}$

$M_{\text{inicial}}^{\text{U}}(I)$

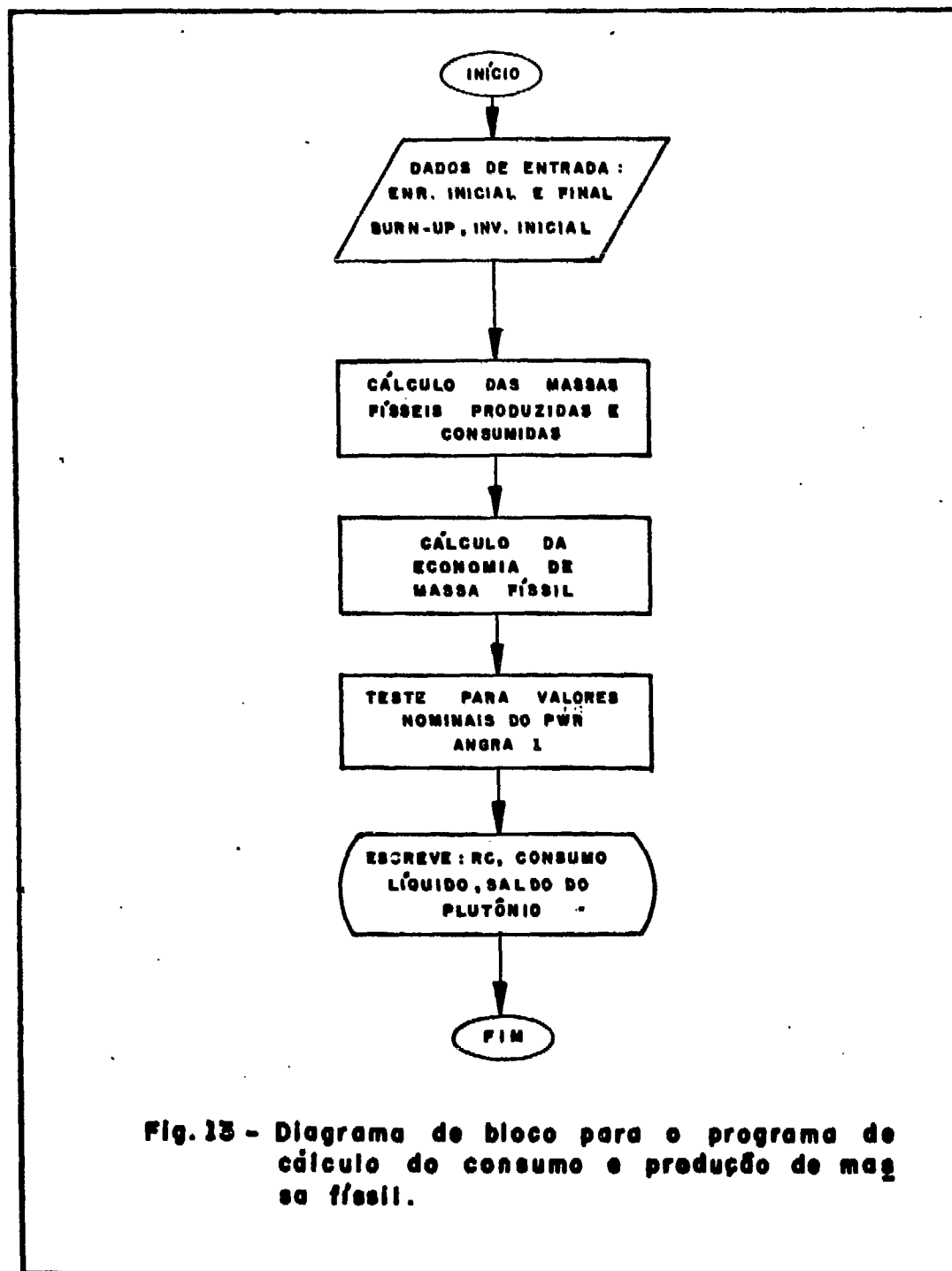


Fig. 13 - Diagrama de bloco para o programa de cálculo do consumo e produção de massa físsil.

Assim, num esquema de administração de combustível, utilizando duas zonas de enriquecimentos diferentes, o consumo médio anual de massa físsil, supondo-se um ano de 300 dias (fator de carga de aproximadamente 0,82), é dado por:

$$\bar{M}_{\text{consumida}}^U = [2 M_{\text{consumida}}^U(1) + M_{\text{consumida}}^U(2)]/3$$

$$\bar{M}_{\text{consumida}}^{Pu} = [2 M_{\text{consumida}}^{Pu}(1) + M_{\text{consumida}}^{Pu}(2)]/3$$

A produção anual média de Pu, a massa anual média recuperável de Pu, o consumo líquido anual médio de massa físsil e a razão de conversão média serão dadas por:

$$\bar{M}_{\text{produzida}}^{Pu} = [2 RC(1)(M_{\text{consumida}}^U(1) + M_{\text{consumida}}^{Pu}(1)) + RC(2)(M_{\text{consumida}}^U(2) + M_{\text{consumida}}^{Pu}(2))]/3$$

$$\bar{M}_{\text{recuperável}}^{Pu} = \bar{M}_{\text{produzida}}^{Pu} - \bar{M}_{\text{consumida}}^{Pu}$$

$$\bar{M}_{\text{consumo líquido}}^{\text{físsil}} = \bar{M}_{\text{consumida}}^U - \bar{M}_{\text{recuperável}}^{Pu}$$

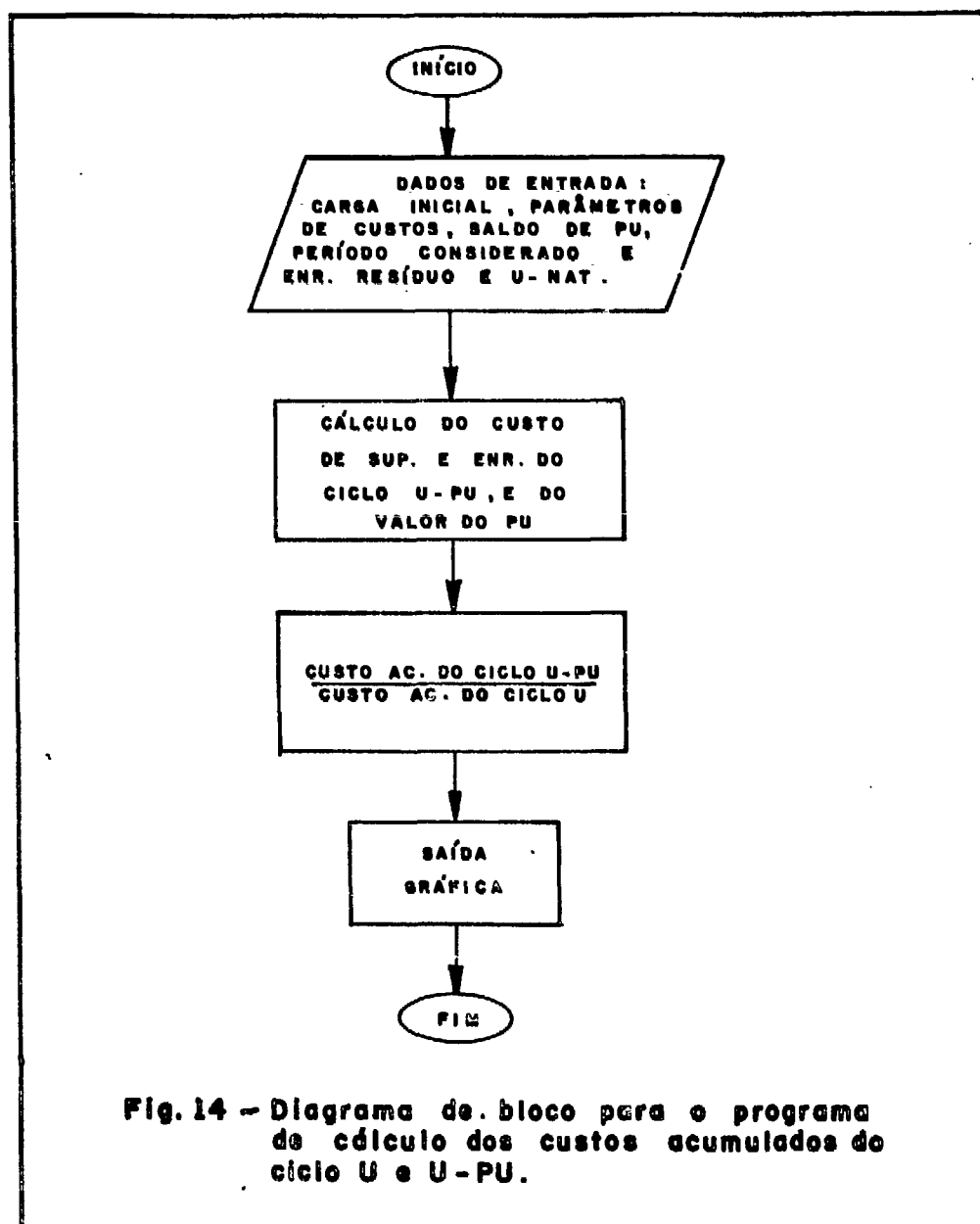
$$\bar{RC} = \frac{\bar{M}_{\text{produzida}}^{Pu}}{\bar{M}_{\text{consumida}}^U + \bar{M}_{\text{consumida}}^{Pu}}$$

3.4 - Cálculo do Custo Comparativo do Ciclo de Combustível com e sem Reciclo de Plutônio

3.4.1- Comentários Gerais e o Diagrama de Bloco

Este programa calcula, numa economia a longo termo, a relação dos custos acumulados nos ciclos de combustível com e sem reciclagem do Plutônio produzido. Baseia-se nos parâmetros iniciais - obtidos do trabalho de Hnilica et al /9/. Neste trabalho através de elaborados códigos computacionais e, de trabalhosas análises sensitivas de custos, determinam-se um valor do plutônio, bem como custos comparativos associados a ciclos de combustíveis de Urânio e Urânio - Plutônio.

Objetivamos aqui, com um modelo matemático simples, reproduzir os resultados obtidos pelo referido autor, nas condições de operação "standard" do PWR (3,3% de enriquecimento)e, es tendê-las para casos de operações a enriquecimentos diferentes. O diagrama de bloco pode ser visto na Figura 14.



3.4.2 - Cálculo do Custo do Ciclo de Urânio

Sejam I_0 a carga inicial de combustível, I, J as taxas anuais de inflação e juros, N o número de anos que se quer considerar e, admite-se que o recarregamento anual corresponda a $1/3$ do "caroço" inicial. Utilizando-se das equações desenvolvidas na secção 2.4.2 onde se

obteve o custo do urânio (por kg de produto), obtem-se os custos C_0 e C_1 , respectivamente, os custos da carga inicial e da recarga anual.

$$C_0 = I_0 \cdot C_U$$

$$C_1 = I_0 \cdot C_U / 3$$

Onde:

C_U é o custo do urânio , definido em 2.4.2 .

O custo acumulado em N anos (valor presente acumulado no enésimo ano) será dado por:

$$C_{\text{acumulado}}^U(N) = C_0 \cdot (1+J+I)^N + C_1 \cdot \left(\frac{1+I}{J} \right) \cdot \left[1 - \left(\frac{1+J}{1+J+I} \right)^{N-1} \right] \cdot (1+J+I)^{N-1}$$

3.4.3- Cálculo do Custo do Ciclo U-Pu

O custo do ciclo U-Pu será determinado pela seguinte equação de balanço:

Custo do Ciclo U-Pu = Custo do ciclo U + custo adicional da fabricação de elementos combustíveis de U-Pu- Valor do U economizado pela substituição por Pu.

Todos os termos acima referem-se a valores acumulados em N anos.

O custo de fabricação dos conjuntos combustíveis de U-Pu é determinado usando-se o parâmetro P(%) "Penalidade de Fabricação", na seguinte relação:

$$F_{U-Pu} = F_U \cdot (0,32 + 0,68 \cdot (P+100)/100)$$

Onde:

F_U é o custo de fabricação do conjunto combustível de U;

F_{U-Pu} é o custo de fabricação dos conjuntos combustíveis de U-Pu.

Assumindo-se que, todo o Plutônio obtido é reciclado, - desprezando as perdas por reprocessamento e fabricação, podemos calcular o custo adicional de fabricação em termos do custo do urânio (suprimento + enriquecimento).

Assim:

$$C_{Ad.Fab.} = (F_{U-Pu} - 1) C_U f \cdot 1,03$$

onde:

f é a fração da recarga constituído de elementos U-Pu;

1,03 é a fração do custo de fabricação relativo ao custo do Urânio (C_U), e foi obtida através da Tabela 9;

C_U é definido no ítem 3.4.2.

O custo acumulado em N anos será dado por:

$$C_{Ad.Fab.}^{acumulado} = C_{Ad.Fab.} \cdot \left(\frac{1+I}{J}\right) \cdot \left[1 - \left(\frac{1+J}{1+J+I}\right)^{N-1}\right] \cdot (1+J+I)^{N-1}$$

3.4.4- Valor do Plutônio

A presente análise começa com a hipótese de que o plutônio não tem mercado na atualidade e, portanto tem um valor comercial igual a zero. Estabelecido isto, duas alternativas se propõem:

1) O Plutônio é estocado, para mais tarde ser vendido e usado nos reatores regeneradores. A data de venda dependerá do início de operação comercial dos reatores regeneradores.

2) O Plutônio pode ser reciclado em reatores do tipo LWR.

Assim, a questão a ser respondida passa a ser a seguinte: qual deverá ser o preço do Plutônio no mercado, após um certo período de armazenamento, de maneira que o seu custo de armazenamento seja economicamente equivalente ao ciclo com reciclagem? Isto significa que a seguinte equação de balanço deverá ser respeitada.

CUSTO DO CICLO U + CUSTO DE ARMAZENAMENTO DO PU - VALOR DO PLUTÔNIO NO FIM DO PERÍODO DE ESTOCAGEM = CUSTO DO CICLO U - Pu .

Colocando esta equação em termos matemáticos:

$$(\text{Preço do Pu})_{\$/\text{Kg.Pu}_{\text{fissil}}} = \frac{(fC_1 + C_{\text{arm.}} S(\text{Pu}) \cdot N) \left(\frac{1+I}{J} \right)}{N \cdot S(\text{Pu})}$$

$$\cdot \left[1 - \left(\frac{1+J}{1+J+I} \right)^{N-1} \right] (1 + J + I)^{N-1}$$

onde: $C_{arm.}$ é o custo de armazenamento e $\$/kg.ano$;
 $S(Pu)$ é o Plutônio obtido em cada recarga (Kg.)
 N é o período de tempo de estocagem (anos).

3.4.5 - Conjunto de Custos Iniciais e Outros Parâmetros

O conjunto dos custos iniciais (1976) são dados na Tabela 9 /9/.

Tabela 9 - Conjunto de Custos Iniciais (1976)		
UF ₆ (incluindo transporte)	$\$/Kg.U$	54,00
Enriquecimento	$\$/Kg.SWT$	80,00
Custo de Fabricação	$\$/Kg.U$	138,00
Reprocessamento	$\$/Kg.U$	280,00

Para todos os preços assumiu-se uma inflação anual de 5%, bem como taxas de juros igual a 8% ao ano. A penalidade de fabricação dos combustíveis de U-Pu foi suposto ser de 100% e, o custo de armazenamento do Plutônio igual a $\$ 2000/Kg.Pu.ano$.

4. RESULTADOS

4.1- Considerações Gerais

Os resultados obtidos neste trabalho, agrupam-se em três conjuntos distintos:

1) Resultados que provam a adequabilidade do método calculacional.

2) Resultados em níveis neutrônicos: efeitos dos diversos fatores na razão de conversão, tais como: produtos de fissão, isótopos pesados, etc. e como consequência a possibilidade de atenuar tais efeitos e, de aumentar a razão de conversão. Isto por seu lado implicará num consumo líquido de material físsil menor.

3) Resultados em níveis econômicos: a possibilidade da utilização de um ciclo de combustível com reciclagem de Plutônio, propiciando numa economia a longo termo, uma diferença no custo do ciclo da ordem de - 5% em relação ao ciclo normal de urânio.

4.2 - "Teste" do Método Calculacional

4.2.1 - Comentários Gerais

Em cada segmento desta análise, procurou-se a comparação constante quanto aos resultados, com outros autores. As comparações são de certa maneira, fragmentárias, devido a não disponibilidade de trabalhos

mais completos, isto é, análises que sintetizam tanto resultados neutrônicos, como econômicos. Assim, no primeiro programa: CÁLCULO DA RAZÃO DE CONVERSÃO EM REATORES TÉRMICOS, o efeito dos produtos de fissão na razão de conversão, é comparado com o resultado obtido por Weinberg /18/ ; no segundo programa: CÁLCULO DAS MASSAS FÍSSEIS PRODUZIDAS E CONSUMIDAS, as massas físeis produzidas e consumidas - para o PWR Angra 1 - são comparadas com cálculos efetuados por Correa /4/ através do código computacional CITHAMMER; e no terceiro programa: CÁLCULO DO CUSTO COMPARATIVO DO CICLO DE COMBUSTÍVEL C/S RECICLO DE PU, os custos do ciclo de combustível de U-Pu, bem como valores de Pu determinados, são confrontados com resultados obtidos por Hnilica et al /9/, através do código - FUELCOST-IV.

4.2.2 - Efeito dos Produtos de Fissão na Razão de Conversão

Utilizando-se o programa: CÁLCULO DA RAZÃO DE CONVERSÃO EM REATORES TÉRMICOS, é construído o gráfico dado na Fig.15, onde se vê os efeitos dos produtos de fissão de saturação lenta (1), e do Xenônio (2), na razão de conversão. Os pontos representados por cruces, são os determinados por Weinberg /18/. Verifica-se que, dentro do nosso intervalo de interesse para o parâmetro β (Burn up em físa: fissões por átomos físeis iniciais), isto é, entre zero e aproximadamente 0,40 físa, a concordância dos nossos resultados com os de Weinberg, é muito boa e, perfeitamente - coerente com as aproximações feitas nas expressões teóricas. A discordância verificada na curva(2), explica-se pelo fato de que na nossa análise, foi desprezada a produção do Xenônio resultante da fissão do Pu-241 (Yield 7,08%).

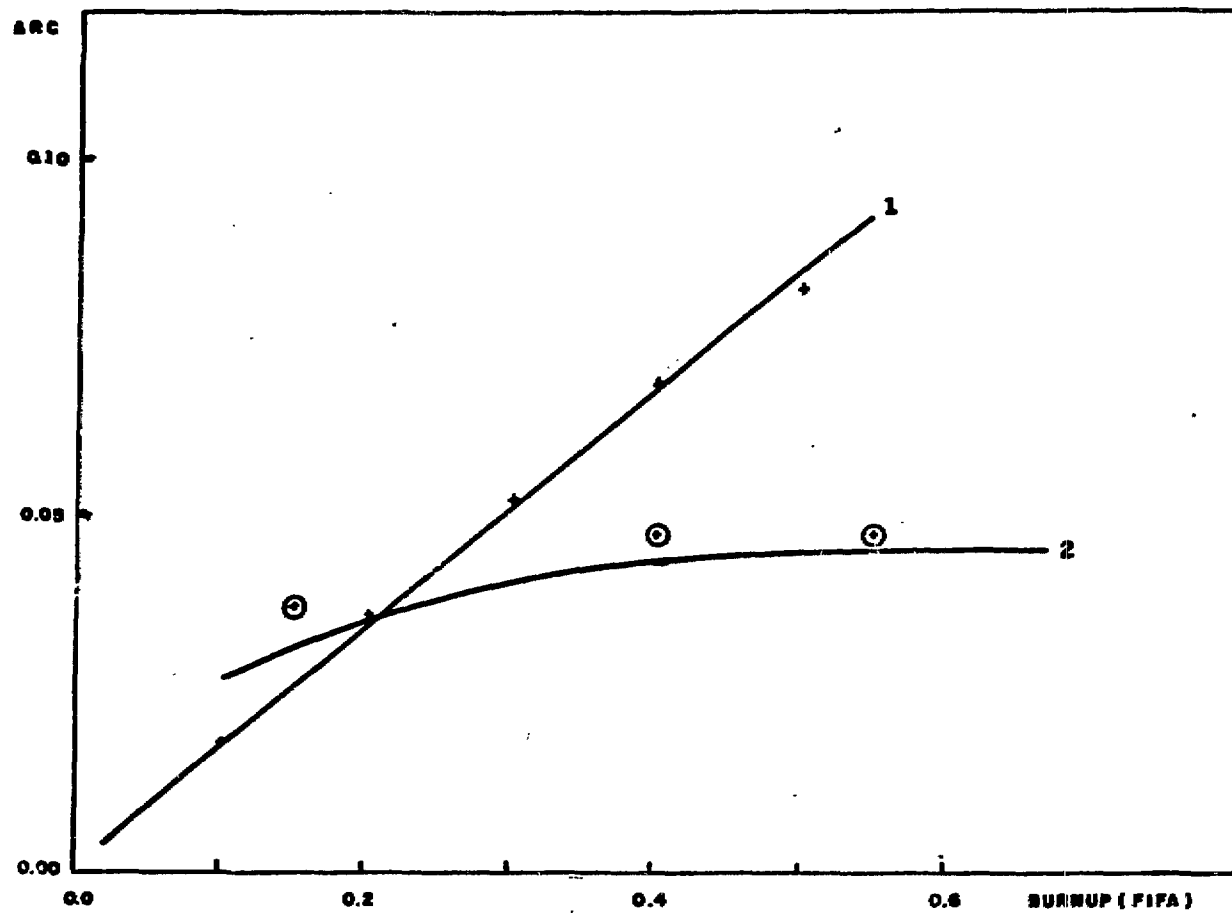


Fig.15 - 1: Produtos de fissão de saturação lenta.
 2: Xenônio.
 +: Pontos obtidos pelo Weinberg (PFSL).
 ⊕: " " " " (Xenônio).

4.2.3- Consumo e Produção de Massa Físsil no PWR Angra 1

Utilizando-se o programa: CÁLCULO DAS MASSAS FÍSSEIS PRODUZIDAS E CONSUMIDAS, calcula-se, para as condições típicas do PWR Angra 1, o balanço das massas físsis consumidas e produzidas. Na Tabela 10 são sumarizados os resultados obtidos. A coluna da direita mostra os resultados obtidos através de códigos computacionais por Correa /4/.

Tabela 10 - Massas físsis produzidas e consumidas no PWR Angra 1		
Parâmetros	Resultados Obtidos	Resultados Obtidos através de códigos/4/
Enriquecimento (%)	3,3	3,3
Dens. Potência (W/cm ³)	105,0	101,6
RC (médio)	0,58	0,61
Consumo de U-235 (kg/ano)	369,1	386,0
Pu recuperação(kg/ano)		
Pu-239	111,5	100,0
Pu-241	(Pu-239 + Pu-241)	22,0
Consumo líquido(kg/ano)	257,5	264,0

Os valores obtidos por Correa /4/, devem ser tomados com uma incerteza da ordem de 5%. Diante desta consideração, e considerando os erros de aproximação dos nossos cálculos, podemos dizer que, os nossos cálculos são uma boa aproximação dos efetuados por códigos computacionais.

4.2.4.-A Relação entre o Custo do Ciclo U-Pu e do Ciclo U. O Valor do Pu

O terceiro programa, calcula o custo do ciclo de combustível de urânio com e sem reciclagem do Plutônio, em função do período de operação do PWR Angra 1. É determinado também, o valor do Plutônio (para ser vendido no fim do período considerado) que torna equivalente os custos do ciclo de urânio mais os custos de armazenamento do Pu, com o ciclo de Urânio-Plutônio. A Tabela 11 resume os resultados obtidos, bem como os resultados obtidos por Hnilica et al /9/.

Justifica-se as discrepâncias observadas , através de dois fatos:

1) a reciclagem é iniciada, no nosso caso, desde o primeiro ano (1976) , e nos cálculos de Hnilica após tres anos (1979) de operação.

2) Na reciclagem feita por Hnilica , a substituição de elementos de U por elementos de U-Pu, é feita continuamente, até atingir 30% dos elementos do "caroço", e no nosso esquema de reciclagem, todo o Plutônio obtido num ciclo é utilizado no ciclo seguinte.

Considerando estas simplificações do modelo de cálculo conclui-se que o nosso programa permite uma boa estimativa dos custos associados aos ciclos de combustíveis.

Tabela 11 - Custos relativos dos ciclo U e ciclo U-Pu				
Periodo de Operação (anos)	Custo do Ciclo U-Pu- Custo do ciclo U		Valor do Pu(\$/g.Pu)	
	Custo do ciclo U		Res. Obtidos	Res. Hn-lica/9/
	Res. Obtidos (%)	Res. Hn-lica/9/ (%)		
10	- 4,1	- 4,6	45,2	40,0
15	- 4,5	- 5,9	73,8	82,0

4.3- Resultados no Nível Neutrônico

4.3.1- Efeito dos Produtos de Fissão na Razão de Conversão

As mais importantes fontes de perdas de nêutrons, do ponto de vista da conversão nuclear, (vide a definição de RC na secção 2.3.1) são as formações de: produtos de fissão de saturação lenta, Xenônio 135, Samário 149, e isótopos pesados (U-236, Pu-242, Pu-240 etc.). Para a obtenção de uma maior razão de conversão, são necessárias medidas que minimizem a formação destes isótopos absorvedores de nêutrons. Isto poderá ser feito de diversas maneiras: 1) retirando-se estes "venenos" continuamente do reator (reator do tipo MSBR), 2) alterando-se o nível médio do fluxo, 3) utilizando ciclos de combustível diferentes (alteração do enriquecimento, do período de operação, etc.), etc.

Neste trabalho pretendemos focar o problema, alterando a composição do combustível, isto é, verificando qual é a influência do enriquecimento na razão de conversão.

No Gráfico dado na Fig. 16, são mostradas nas curvas A, B e C, os efeitos dos produtos de fissão de saturação lenta, do Xenônio e dos isótopos pesados, em função do enriquecimento do combustível. Nas condições nominais de operação do reator Angra 1, os produtos de fissão de saturação lenta, o Xenônio e os isótopos pesados, contribuem percentualmente para a razão de conversão, com 7,9% , 3,6% e 1,4% , respectivamente. De um modo geral estas variações diminuem com o aumento do enriquecimento. Este comportamento é facilmente compreendido, utilizando-se a seguinte equação:

$$\Delta RC = \frac{\sum_a^{\text{veneno}}}{\sum_a^{\text{combustível}}} = \frac{N_V \sigma_a^V}{N_C \sigma_a^C}$$

onde:

$$\sum_a^{\text{veneno}} = \text{absorção de nêutrons nos "venenos"}$$

$$\sum_a^{\text{combustível}} = \text{absorção de nêutrons no combustível.}$$

Aplicando a relação acima para dois reatores que apresentem a mesma densidade de potência, porém com enriquecimentos diferentes, após um tempo t ambos apresentarão a mesma concentração N_V de "venenos" (pois assume-se a mesma densidade de potência), porém a concentração N_C de combustível será maior para o reator que apresentar maior enriquecimento, logo apresentará um ΔRC menor.

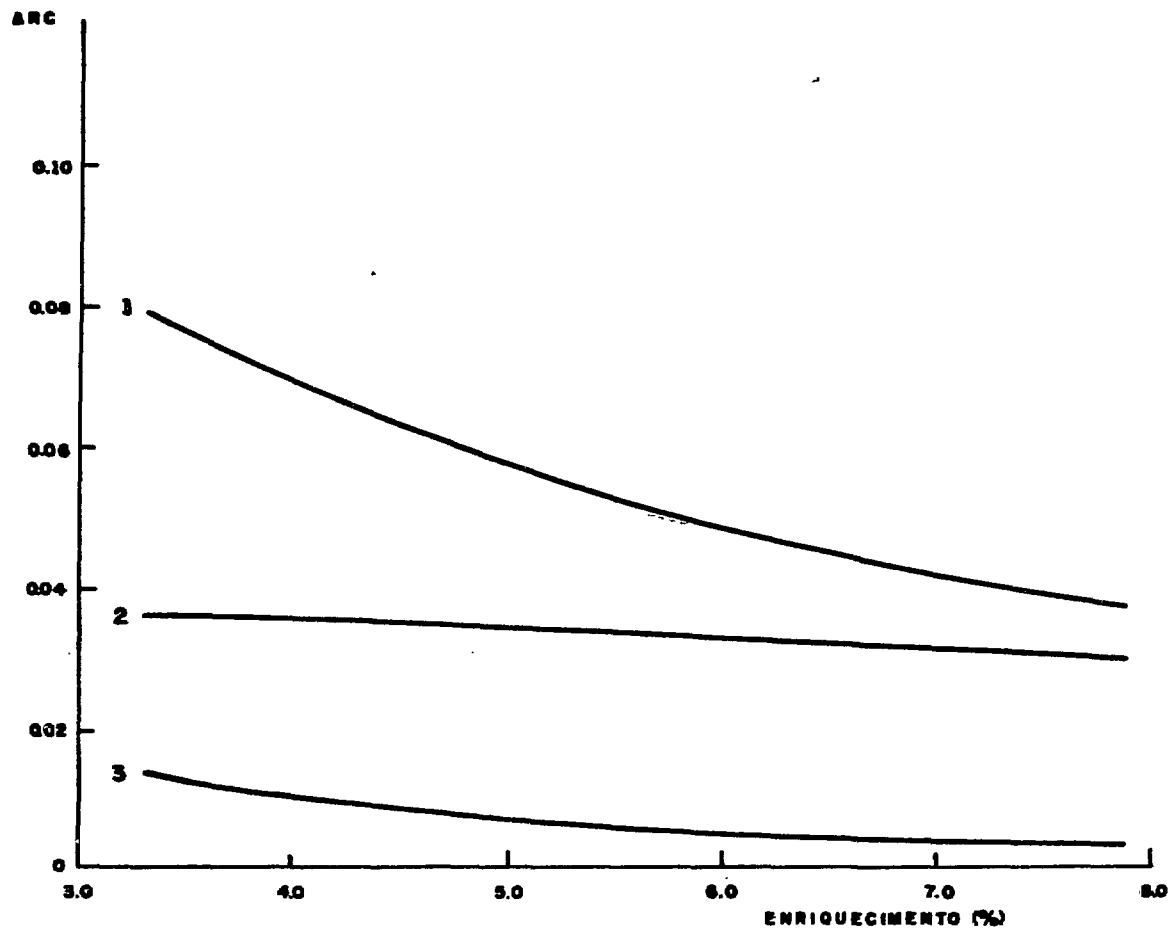


Fig. 16 - Efeitos do produto de fissão (1), xenônio (2) e isótopos pesados (3) na razão de conversão

4.3.2 - Economia de Massa Físsil

Entre os inúmeros critérios desejáveis para um sistema de geração de energia, podemos apontar os seguintes:

- 1) energia a baixo custo;
- 2) mínimo uso de recursos minerais não renováveis;
- 3) mínima dependência externa.

Nenhum destes critérios é dominante, e a sua aplicação dependerá das particularidades específicas de cada nação. No caso de um país como o Brasil (conjunturalmente ?), com recursos minerais de urânio escassos /13/, os critérios 2 e 3 tornam-se muito importantes. Aplicando os critérios 2 e 3 num programa de reotimização do PWR conclui-se que quanto maior a carga inicial de urânio, mais alta é a taxa de conversão. Como consequência obtém-se uma maior eficiência na utilização do combustível , isto é, o consumo líquido de material físsil torna-se menor do que nas condições atuais.

Nos gráficos dados na Fig. 17 são mostrados os comportamentos da razão de conversão e do consumo líquido de material físsil, em função do enriquecimento. A curva B nos dá o consumo líquido de material físsil, relativo ao consumo líquido do PWR nas condições típicas (3,3% de enriquecimento). Podemos verificar que: a razão de conversão atinge valores tais como 0,8 e, uma economia de material físsil da ordem de 55% é alcançada. Analisando o problema unilateralmente, isto é, do ponto de vista de poupança de recursos minerais, conclui-se que é possível uma grande poupança de tais recursos. Resta saber, se tal alternativa pode ser conciliada com baixos preços da energia. Isto será verificado no próximo item.

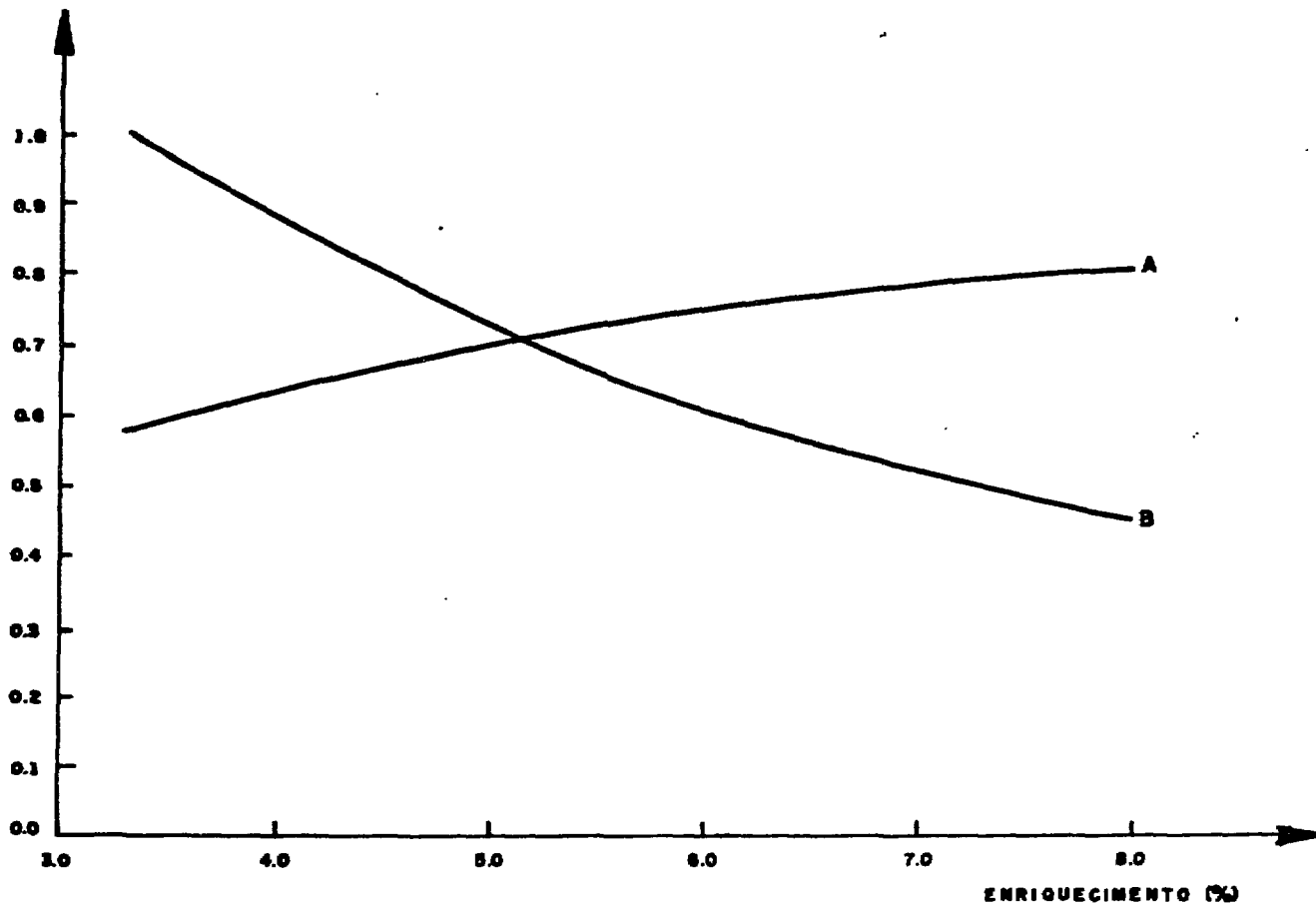


Fig. 17 - A: Razão de conversão em função do enriquecimento, B: Fração do consumo líquido de combustível (em relação ao PWR típico: 3,3 % enriquecimento.)

4.4 - Economia do Ciclo U-Pu

A implementação de uma estratégia energética baseada nos critérios 1, 2 e 3 do item 4.3.2, colocam duas questões importantes:

1) quais os enriquecimentos toleráveis para se atingir o binômio: poupança de material físsil-energia a baixo custo ? E ,

2) Em determinadas conjunturas políticas, quando o critério 2 (poupança de material físsil) torna-se dominante, quais serão os valores dos enriquecimentos que maximizarão esta poupança , com o mínimo de custo relativo ao ciclo de U correspondente ?

Para responder a primeira questão, é estudado o comportamento do custo acumulado do ciclo U-Pu em relação ao custo acumulado do ciclo U típico (3,3% de enriquecimento), em função do enriquecimento. São admitidos também que: 1) o ciclo de combustível contribui com uma fração igual a 0,30 no custo de geração da energia e, 2) o termo "energia a baixo custo" significa um custo de geração da energia moderadamente alto em relação ao custo de geração de um PWR típico. Na Tabela 12 são sumarizados os seguintes resultados: a relação entre o custo do ciclo U-Pu e o custo do ciclo U típico, a relação entre o custo de geração da energia no ciclo U-Pu e no ciclo U típico, o enriquecimento e o consumo líquido dado em fração do consumo líquido do PWR típico.

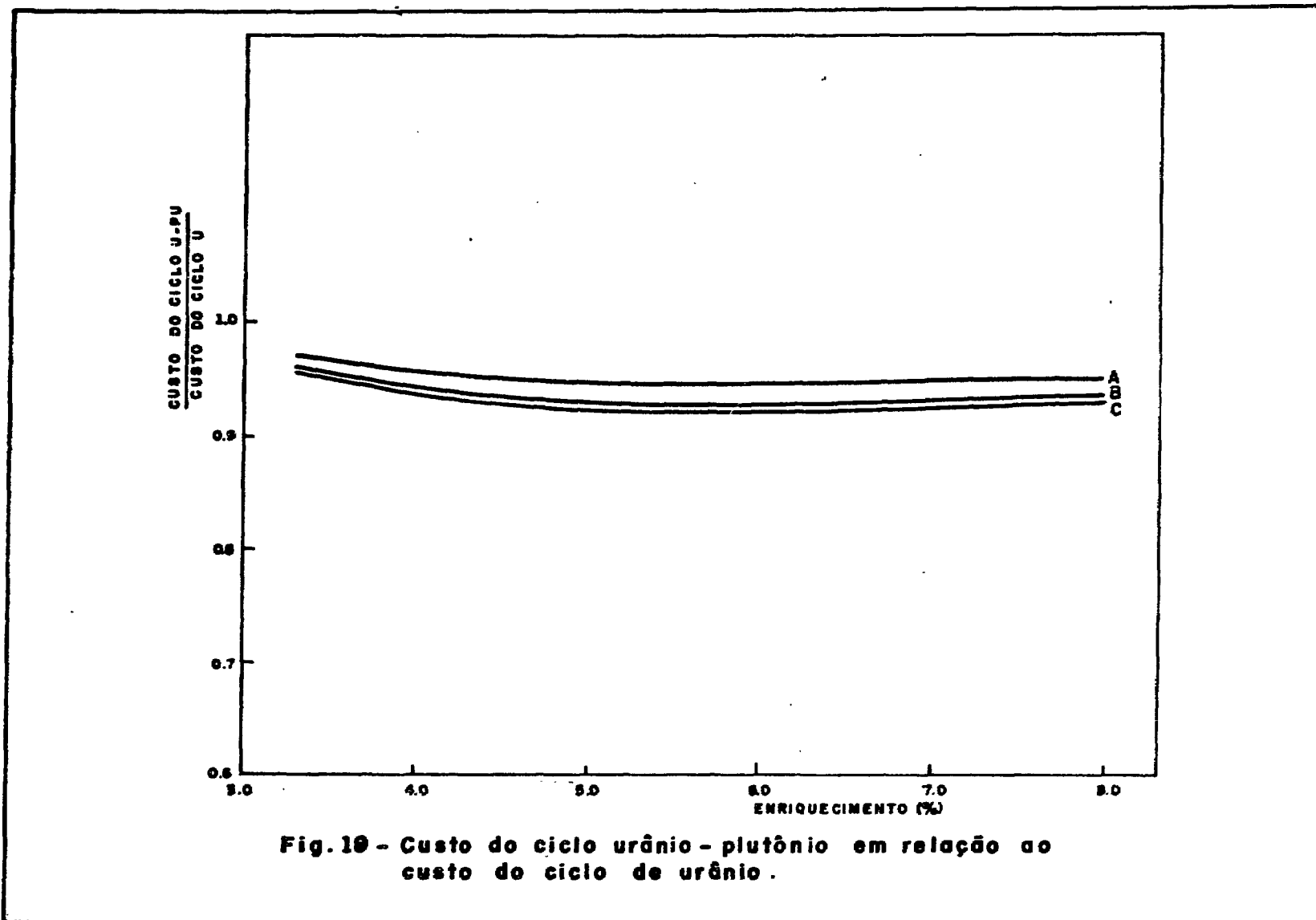
Tabela 12 - Enriquecimentos toleráveis para se atingir o binômio poupança...
de material físsil-energia a baixo custo

Custo do ciclo U-Pu	Custo de geração no ciclo U-Pu	Enriquecimento (%)	Fração do consumo líquido
Custo do ciclo U(3,3%)	Custo de geração no ciclo U(3,3%)		
0,95	0,94	3,3	1,00
1,19	1,06	4,0	0,88
1,33	1,10	4,4	0,81
1,50	1,15	4,9	0,74
1,69	1,21	5,4	0,62

A última coluna foi obtida utilizando a terceira coluna e a Fig. 17. Observe-se que com um aumento moderado no custo de geração da energia pode-se obter uma apreciável economia de massa físsil. Assim, um aumento da ordem de 20% no custo de geração permitirá uma poupança de material físsil da ordem de 40% .

A segunda pergunta é respondida estudando-se a relação entre os custos acumulados do ciclo U-Pu e do ciclo U, para diversos enriquecimentos e diversos períodos de operação. Nos gráficos A, B e C, dados na Fig. 18, respectivamente para 5, 10 e 15 anos de operação, são mostradas as relações entre os custos acumulados do ciclo de U-Pu e do ciclo de U, em função do enriquecimento. A análise destas curvas nos permitem duas conclusões:

1) Quanto maior for o período de operação do reator, maior será a diferença entre os custos acumulados do ciclo de U e do ciclo de U-Pu.



2) Existe uma baixa sensibilidade do enriquecimento, tal que as relações entre os custos acumulados dos ciclos são mínimos.

Resumindo-se as informações dos gráficos dados na Fig.18 e, com o auxílio do gráfico dado na Fig. 17, obtemos a Tabela 13.

Tabela 13- Enriquecimento ótimo para a obtenção do mínimo consumo líquido de material físsil			
Período de operação (anos)	Custo do ciclo U-Pu - Custo do ciclo U (%)		Consumo líquido *
	Custo do ciclo U		
5	- 5,5		0,65 -0,58
10	- 7,0		0,65 -0,58
15	- 8,0		0,65 -0,58

* Dado em fração do consumo líquido de material físsil no ciclo U típico (3,3% de enriquecimento)

O exame da Tabela 13 nos permite concluir que a máxima diferença entre os custos acumulados do ciclo de urânio com e sem reciclagem do Plutônio, é obtido com enriquecimento da ordem de 6% e, uma economia de material físsil da ordem de 40% em relação ao consumo líquido do PWR típico, é obtida.

5. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

O método de cálculo aqui desenvolvido, mostrou-se adequado, quando comparado com resultados obtidos por outros códigos computacionais (CITHAMMER e FUELCOST-IV). Na sua parte neutrônica (efeito dos produtos de fissão na razão de conversão, massa de material físsil produzida e consumida, e razão de conversão) a discrepância observada em relação aos cálculos de Weinberg /18/, e Correa /4/ (CITHAMMER) foi da ordem de 5%. A parte econômica (custos do ciclo de combustível de U e U-Pu, o valor do Plutônio), comparada com resultados de Hnilica/9/ (FUELCOST-IV), forneceu uma discordância da ordem de 12%. Todas estas comparações foram feitas para as condições típicas de operação do PWR.

As generalizações efetuadas para outros níveis de enriquecimento mostraram que o aumento do enriquecimento, propicia o aumento da razão de conversão e, portanto a diminuição do consumo líquido de combustível físsil.

A análise do custo do ciclo de combustível de U com reciclagem do plutônio, para diversos enriquecimentos, mostrou que é possível uma solução de compromisso entre poupança de material físsil e energia a baixo custo. Assim, admitindo-se uma elevação moderada (da ordem de 20%) no custo de geração da energia (em relação ao PWR típico), obteve-se uma economia da ordem de 40% em relação ao consumo líquido de material físsil.

Para o aperfeiçoamento do método de cálculo aqui desenvolvido sugere-se :

a) na parte neutrônica : o tratamento do problema a dois grupos de energia e a tentativa da formulação variacional do modelo .

b) Na parte associado a custos dos ciclos de U e U-Pu , efetuar o desenvolvimento de um modelo econômico mais complexo e completo.

Em relação ao problema da descontinuidade a médio prazo entre a demanda e o suprimento de urânio sugere-se :

a) um estudo do mesmo tipo para o ciclo de combustível de U-Th.

b) Um reestudo de custos e benefícios a respeito das alternativas: reintrodução imediata do plutônio no reator (ciclo U-Pu) versus estocagem do plutônio (para utilização em reatores rápidos)* .

* Recentes decisões (abril/1977) na área da energia nuclear, com respeito a reatores rápidos, indicam uma indefinição na data de entrada em operação destes reatores.

APÊNDICE A

Listagem do programa digital elaborado para:
CÁLCULO DA RAZÃO DE CONVERSÃO EM REATORES TÉRMICOS, escrito em lin
guagem FORTRAN IV-G .

```

0001      C CALCULO DA RAZAO DE CONVERSAD P/ REATORES TERMICOS-1 GRUPO
0002      IMPLICIT REAL*(M,N)
          DIMENSION BU(31),CRPF(31),CRXE(31),CRSM(31),CRIP(31),CRPN(31),RC(3
          *1),BETA(31),CRM(31),CRCL(31),BET(31)
0003      C SECCOES DE CHOQUE-BIBLIOTECA COLLAPSE
          READ(5,10) A5,F5,A6,F6,AB,F8
0004      10 FORMAT(6E12.6)
0005      READ(5,20) A9,F9,A0,F0,A1,F1
0006      20 FORMAT(6E12.6)
0007      READ(5,30) A2,F2,XEA,SMA,PSS
0008      30 FORMAT(5E12.6)
0009      READ(5,35) EPS5,EPS9,EPS1,NI5,NI9,NI1
0010      35 FORMAT(6F8.6)
0011      READ(5,38) EXE,YXE,LSM,YSM
0012      38 FORMAT(4E12.6)
0013      READ(5,39)JAFE,AZR,AB,AH,AOX
0014      39 FORMAT(5E12.6)
0015      C DADOS DA TESE DO CHICO PAG.26
          NFE=3.0577E+21
0016      NZR=3.6930E+22
0017      TPF=450
0018      ALFA5=(A5-F5)/F5
0019      ALFA9=(A9-F9)/F9
0020      ALFA1=(A1-F1)/F1
0021      C DT=DENSIDADE DO UO2
          DT=10.18
0022      NA=6.023E+23
0023      CT=ALFA1/(1+ALFA1)*A1
0024      C DEL1=FUGA,DEL2=ABSORCAO NO MODERADOR E CLAD-ESTIMADOS
          DEL1=0.02
0025      ETA5=NI5*F5/A5
0026      ETA9=NI9*F9/A9
0027      ETA1=NI1*F1/A1
0028      C RI=VOLUME MODERADOR/VOL.FUEL
          DO 40 IT=1,7
0029      RI=1.5+(IT-1)*0.05
0030      C RO=ENRIQUECIMENTO INICIAL
          DO 50 JT=1,33
0031      RO=0.01*(1.5+(JT-1)*0.2)
0032      C CALCULO DA CONCENTRACAO INICIAL DE U235,U238, M5,MB
          B1=DT*NA/269/(1+RI)
0033      M5=RO*B1
0034      M8=(1-RO)*B1
0035      NH20=2*NA*RI/(1+RI)/18
0036      NJX=(M5+M8)*2+NH20
0037      C D=DENSIDADE DE POTENCIA (WICM3)
          WRITE(6,120)
0038      120 FORMAT(//,1X,'R.CONVERSAD',3X,'DELXE',4X,'DELSM',5X,'DELPF',7X,'S'
          $,5X,'BURNUP',5X,'RO',4X,'O',5X,'RI',2X,'BU-FIFA',2X,'DEL-IP',4X,'B
          *ETS',3X,'ENR.FINAL')
0039      DO 60 K=2,25
0040      D=(K-1)*5
0041      T=TPF/30
0042      I=2
0043      17 FL=1.0E+10
0044      T1=T*86400
0045      C CALCULO DAS CONCENTRACOES DE NUCLIDEOS
          65 E5=EXP(-A5*FL*T1)

```

16/34/26

DATE = 76287

MAIN

FORTRAN IV G LEVEL 21

```

0046 E6=EXPI(-A6*FL*T1)
0047 E8=EXPI(-A8*FL*T1)
0048 E9=EXPI(-A9*FL*T1)
0049 E0=EXPI(-A0*FL*T1)
0050 E1=EXPI(-A1*FL*T1)
0051 E2=EXPI(-A2*FL*T1)
0052 N5=N5*E5
0053 N6=N5*ALFA5/(1+ALFA5)/(A6-A5)*(E5-E6)*A5
0054 N8=N8*E8
0055 C1=N8*AB/(A9-A8)
0056 N9=C1*(E8-E9)
0057 C11=ALFA9/(1+ALFA9)*A9
0058 C2=C1*CT1/(A0-A8)
0059 C3=C1*CT1/(A0-A9)
0060 C4=C3-C2
0061 N0=C2*E8-C3*E9+C4*E0
0062 C5=C2*A0/(A1-A8)
0063 C6=C3*A0/(A1-A9)
0064 C7=C4*A0/(A1-A0)
0065 C8=C6-C5-C7
0066 N1=C5*E8-C6*E9+C7*E0+C8*E1
0067 C9=CT*C5/(A2-A8)
0068 C10=CT*C6/(A2-A9)
0069 C11=CT*C7/(A2-AC)
0070 C12=CT*C8/(A2-A1)
0071 C13=C10-C9-C11-C12
0072 N2=C9*E8-C10*E9+C11*E0+C12*E1+C13*E2
0073 N5=N5/(1+ALFA5)*(1-E5)
0074 NF9=C1/(1+ALFA9)*(A9/A8*(1-E8)+E9-1)
0075 C8=A1/A8*(E8-1)
0076 CC=AL/A9*(E9-1)
0077 CD=AL/A0*(E0-1)
0078 CE=CB*(E1-1)
0079 NF1=(C5*CB-C6*CC+C7*CD+CE)/(1+ALFA1)
0080 C CALCULO DA DENSIDADE DE POTENCIA DI
0081 D1=(N5*F5+N9*F9+N1*F1)*FL*3.2E-11
0082 D2=ABS(D1-D)
0083 IF(D2-1.0E-02)70,70,80
0084 GO TO 65
0085 70 BUI1)=(NF5+NF9+NF1)/(M5+M8)
0086 T2=N5*A5+N9*A9+N1*A1
C BETA=BURNUP EM FIFA
      T3=N5*F5+N9*F9+N1*F1
      BETA(I)=(NF5+NF9+NF1)/M5
      BET(I)=NF5/M5
      CRPF(I)=(NF5+NF9+NF1)*PSS/T2*2
      CRXE(I)=XEA*FL/T2/(EXE+XEA*FL)*(YXE*N5*F5+0.055*N9*F9)
      CRSM(I)=10.0113*N5*F5+0.019*N9*F9)/T2
C DELTA BR DEVIDO U236,PU240,PU242,CRIP(ISOPOPOS PESADOS)
      CRIP(I)=(IN6*AG+NC*AO+N2*A2)/T2
C PRODUCAO DE NEUTRONS
      CRPN(I)=(N5*EPS5*ETA5+A5*N9*F5+ETA9*A9*N1*EPS1*ETA1+A1)/T2
      CRPN(I)=CRPN(I)-N5*F5*(EPS5-1)/T2
C CRM=AB, NO MODERADOR,CKCL=AB, NO CLAD.,CR8=AB, NC BORO
      CRM(I)=(NH20*AH+NOX*AOX)/T2
      CKCL(I)=(INFE*AFE+NZR*AZR)/T2
      TX=29*TPF/30

```

16/34/26

DATE = 76287

MAIN

FORTRAN IV G LEVEL 21

```

0099 .      IF(T-TX)90,90,100
0100          90 T=T+TPF/30
0101          I=I+1
0102          GO TO 17
0103          100 X1=0
0104          RF=N5/N8*100
0105          X2=0
0106          X3=0
0107          X4=0
0108          X5=0
0109          Y1=0
0110          Y2=0
0111          BU(1)=0
0112          CRPF(1)=0
0113          CRXE(1)=0
0114          CRSM(1)=0
0115          CRIP(1)=0
0116          CRPN(1)=0
0117          CRM(1)=0
0118          CRCL(1)=0
0119          DO 110 L=1,30
0120          X1=X1+(CRPN(L+1)+CRPN(L))*TPF/60
0121          X2=X2+(CRXE(L+1)+CRXE(L))*TPF/60
0122          X3=X3+(CRSM(L+1)+CRSM(L))*TPF/60
0123          X4=X4+(CRIP(L+1)+CRIP(L))*TPF/60
0124          X5=X5+(CRPF(L+1)+CRPF(L))*TPF/60
0125          Y1=Y1+(CRM(L+1)+CRM(L))*TPF/60
0126          Y2=Y2+(CRCL(L+1)+CRCL(L))*TPF/60
0127          110 CONTINUE
C X1,X2,X3,X4,X5,X6 DELTA BR DEVIDO A PRODUCAO,XE,SM,ISOTOPOS PESADOS,P.
C FISSAO,RC
0128          X1=X1/TPF
0129          X2=X2/TPF
0130          X3=X3/TPF
0131          X4=X4/TPF
0132          X5=X5/TPF
0133          Y1=Y1/TPF
0134          Y2=Y2/TPF
C Y3=EFEITO DA QUEIMA NO BR=DELK*EPS5*ETA5
0135          Y3=0.03*EPS5*ETA5
0136          X6=X1-X2-X3-X4-X5-1-DEL1-Y1-Y2-Y3
C S=DENSIDADE ESPECIFICA (NWT/KG.FISSIL)
0137          S=BU(31)*2/RC
0138          WRITE(6,130)X6,X2,X3,X5,S,BU(31),RO,D,R1,BETA(31),X4,BET(31),RF
0139          130 FORMAT(2X,F9.6,3X,F7.5,2X,F7.5,2X,F7.5,3X,F6.4,2X,F7.5,2X,F5.3,2X,
          *F5.1,2X,F4.2,2X,F7.5,2X,F7.5,3X,F7.5,5X,F6.4)
0140          60 CONTINUE
0141          50 CONTINUE
0142          40 CONTINUE
0143          STOP
0144          END

```

APÊNDICE B

Listagem do programa digital elaborado para: CÁLCULO
DAS MASSAS FÍSSEIS CONSUMIDAS E PRODUZIDAS , escrito em linguagem -
BASIC e processado no computador HP-2116.

LIST

```

1  REM CALCULO DO CONSUMO LIQUIDO DE COMBUSTIVEL (U/235)
5  REM TRATAMENTO GRUPO DE ENERGIA
10 REM PWR ANGRA 1/ 1780 MWT / 1590 KG. FISSIL
15 REM QUEIMA EM DUAS ETAPAS DE 450 DIAS CADA
20 DIM A[65],B[65],C[65],D[65],E[65],F[65],G[65],H[65]
25 DIM M[65],N[65],P[65],Q[65],R[65],S[65],T[65],U[65]
30 DIM V[65]
33 REM R0=ENRIQUECIMENTO INICIAL
35 REM PLUTONIO, P0=CONSUMO DE PLUTONIO
36 LET R0=3.30000E-02
70 MAT READ B[48]
75 MAT READ C[48]
80 MAT READ D[48]
85 MAT READ E[48]
90 MAT READ F[48]
95 MAT READ G[48]
100 MAT READ H[48]
105 FOR I=1 TO 48
107 REM A=ENRIQUECIMENTO INICIAL
110 LET A[I]=1.00000E-02*(3.3+(I-1)*.1)
115 REM M,M2 SAO MASSAS INICIAIS DE U/235 NA ZONA 1/2
125 LET M[I]=A[I]/R0*M0
127 LET B[I]=B[I]*1.00000E-02
130 LET M2=B[I]/R0*M0
135 REM U1 E U2 SAO CONSUMO DE U/235 NOS SEG. 1 E 2
140 LET A1=378.3/309.6
145 LET U1=M[I]*E[I]*A1
150 LET U2=M2*F[I]*A1
155 REM N CONSUMO MEDIO/SEG. DO U/235
160 LET N[I]=(2*U2+U1)/3
165 REM P1 E P2 CONSUMO DO PU/239/241 NOS SEG. 1 E 2
170 LET A2=1131/723.9
175 LET P1=M[I]*(C[I]-E[I])*A2
180 LET P2=M2*(D[I]-F[I])*A2
185 REM P= CONSUMO MEDIO/SEG/ DE PU/239/241
190 LET P[I]=(2*P2+P1)/3
195 REM T= RAZAO DE CONVERSAO MEDIA POR SEG.
200 LET A3=(P1+U1)*G[I]+2*(P2+U2)*H[I]
205 LET A4=P1+U1+2*(P2+U2)
210 LET T[I]=A3/A4
215 REM Q= PRODUCAO MEDIA /SEG. DO PU/239/241
220 LET Q[I]=T[I]*(P[I]+N[I])
225 REM R= SALDO/SEG. DO PU/239/241 RESULTANTE
230 LET R[I]=Q[I]-P[I]
235 REM S=CONSUMO LIQUIDO/SEG/ DO U/235
240 LET S[I]=N[I]-R[I]
245 REM U= DIF. DO CONS. LIQ. PADRAO(3,3) C/ O CASO (R)
250 LET U[I]=S[I]-S[I]
255 REM V= INVENTARIO INICIAL
260 LET V[I]=M[I]+M2
265 NEXT I
270 PRINT "ENR.IN.", "INV.IN.", "CONS.U/5", "SALDO/PU", "CONS.LIQ."
275 FOR I=1 TO 48
280 PRINT A[I],V[I],N[I],R[I],S[I]
285 NEXT I
290 PRINT
295 PRINT "MAS.SEG.1", "CONS.PU", "PROD.PU", "RAZ.CONV.", "DIF.R0/RI"
300 FOR I=1 TO 48
305 PRINT M[I],P[I],Q[I],T[I],U[I]
310 NEXT I

```

```

315 PRINT "PLTL"
330 FOR I=1 TO 48
340 LET G1=9999*A(I)/8
350 LET G2=9999*L0/S(I)
360 PRINT INT(G1);INT(G2)
370 NEXT I
379 REM DADOS DA MATRIZ B
380 DATA 1.9,1.99,2.08,2.17,2.26,2.35,2.44,2.53,2.63,2.72,2.82
381 DATA 2.91,3.01,3.11,3.21,3.31,3.41,3.51,3.61,3.72,3.82,3.92
382 DATA 4.03,4.13,4.24,4.34,4.45,4.55,4.66,4.77,4.88,4.99,5.1
383 DATA 5.2,5.31,5.42,5.54,5.65,5.76,5.87,5.98,6.09,6.21,6.32
384 DATA 6.43,6.55,6.66,6.78
386 REM DADOS DA MATRIZ C
387 DATA .4701,.4571,.4447,.4329,.4217,.411,.4008,.3911,.3818
388 DATA .3728,.3643,.3561,.3482,.3407,.3335,.3265,.3198,.3134
389 DATA .3072,.3012,.2954,.2899,.2845,.2793,.2743,.2694,.2648
390 DATA .2602,.2558,.2516,.2475,.2435,.2396,.2359,.2322,.2287
391 DATA .2253,.2219,.2187,.2155,.2125,.2095,.2066,.2037,.201
392 DATA .1983,.1957,.1931
394 REM DADOS DA MATRIZ D
395 DATA .7648,.7367,.7103,.6853,.6618,.6393,.6182,.5982,.5791
396 DATA .561,.5437,.5274,.5117,.4968,.4825,.4689,.4559,.4434
397 DATA .4315,.4201,.4091,.3987,.3886,.379,.3697,.3608,.3523
398 DATA .3441,.3362,.3286,.3213,.3142,.3074,.3009,.2946,.2885
399 DATA .2826,.2769,.2715,.2662,.2611,.2561,.2513,.2467,.2422
400 DATA .2378,.2336,.2295
405 REM DADOS DA MATRIZ E=BURNUP EM REL. U/235 EM Z1
406 DATA .3665,.3602,.3541,.3481,.3422,.3365,.3308,.3253,.3199
407 DATA .3146,.3094,.3043,.2994,.2946,.2898,.2852,.2807,.2764
408 DATA .2721,.2679,.2638,.2598,.2559,.2521,.2484,.2448,.2413
409 DATA .2378,.2345,.2312,.228,.2249,.2218,.2188,.2159,.2131
410 DATA .2103,.2075,.2049,.2023,.1997,.1973,.1948,.1925,.1901
411 DATA .1878,.1856,.1834
415 REM DADOS DA MATRIZ F=BURNUP REL.U/235 NA Z2
416 DATA .4609,.4549,.4488,.4426,.4364,.43,.4236,.4172,.4107
417 DATA .4043,.3978,.3914,.3849,.3785,.3722,.3659,.3596,.3535
418 DATA .3474,.3414,.3354,.3296,.3239,.3182,.3127,.3073,.3019
419 DATA .2967,.2916,.2866,.2817,.2769,.2723,.2677,.2632,.2588
420 DATA .2546,.2504,.2463,.2424,.2385,.2347,.231,.2274,.2238
421 DATA .2204,.217,.2137
425 REM DADOS DA MATRIZ G=RAZAO DE CONVERSAO NA Z1
426 DATA .6581,.6648,.6713,.6776,.6836,.6894,.695,.7004,.7057
427 DATA .7107,.7156,.7203,.7248,.7292,.7334,.7375,.7415,.7453
428 DATA .749,.7526,.7561,.7494,.7627,.7658,.7689,.7718,.7747
429 DATA .7775,.7802,.7828,.7853,.7878,.7902,.7925,.7948,.797
430 DATA .7991,.8012,.8033,.8052,.8072,.809,.8107,.8126,.8144
431 DATA .8161,.8177,.8193
435 REM DADOS DA MATRIZ H=RAZAO DE CONVERSAO PARA A Z2
436 DATA .5343,.5438,.5531,.5623,.5714,.5803,.589,.5975,.6059
437 DATA .614,.622,.6297,.6373,.6446,.6518,.6587,.6655,.672
438 DATA .6783,.6845,.6905,.6962,.7018,.7072,.7125,.7176,.7225
439 DATA .7272,.7318,.7363,.7406,.7448,.7488,.7528,.7576,.7602
440 DATA .7638,.7672,.7706,.7738,.777,.78,.783,.7858,.7886
441 DATA .7913,.7939,.7965
600 STOP
610 END

```

APÊNDICE C

Listagem do programa digital elaborado para: CÁLCULO DO CUSTO COMPARATIVO DO CICLO DE COMBUSTÍVEL COM E SEM RECICLO DO PLU_TÔNIO PRODUZIDO, escrito em linguagem BASIC e processado no computador HP-2116.


```

1  REM CALCULO DO CUSTO COMPARATIVO DO CICLO DE COMBUSTIVEL
2  REM COM E SEM RECICLO DO PLUTONIO PRODUZIDO
10  DIM PC(49),TC(49),CC(49),FC(49),IC(49),RC(48),GC(48),HC(48)
15  DIM QC(48),LC(49),EC(48),ZC(48),WC(48),DC(48)
16  DIM XC(48)
50  REM P= PENALIDADE NA FABRICACAO DO COMBUSTIVEL DE PLUTONIO
55  LET P=100
62  LET A1=(.32+.68*(P+100)/100)-1
65  REM R1= ENRIQUECIMENTO DO URANIO NATURAL
70  LET R1=7.11000E-03
71  REM J E L SAO TAXAS DE JURO E INFLACAO ANUAL
72  LET J=8.00000E-02
75  REM V= INTERVALO DE TEMPO EM ANOS CONSIDERADO NESTA ANALISE
76  LET L=5.00000E-02
77  LET R=L+J
78  LET V=15
79  REM R2= ENRIQUECIMENTO DO RESIDUO
80  LET R2=2.20000E-03
85  MAT READ RC(48)
90  REM P=ENRIQUECIMENTO DO PRODUTO
100  FOR I=1 TO 48
110  LET PC(I)=(3.3+(I-1)*.1)*1.00000E-02
120  NEXT I
140  REM CALCULO DO NUMERO DE TRABALHO SEPARATIVO(VUTS) E ALIM.
150  REM POR UNIDADE DE PRODUTO
160  REM T=VUTS/KG DE PROD.,L=ALIM./KG PROD.,C=CUSTO ENRIQ.
165  REM F=CUSTO DO ALIM., I=CUSTO TOTAL DO 1 CICLO
170  FOR I=1 TO 48
180  LET TC(I)=(2*PC(I)-1)*LOG(PC(I)/(1-PC(I)))
190  LET TC(I)=TC(I)+(PC(I)-R1)/(R1-R2)*(2*R2-1)*LOG(R2/(1-R2))
200  LET TC(I)=TC(I)-(PC(I)-R2)/(R1-R2)*(2*R1-1)*LOG(R1/(1-R1))
210  LET LC(I)=(PC(I)-R2)/(R1-R2)
220  LET CC(I)=TC(I)*80*1590/3.30000E-02
230  LET FC(I)=LC(I)*54*1590/3.30000E-02
240  LET IC(I)=CC(I)+FC(I)
250  NEXT I
260  FOR I=1 TO 48
270  LET GC(I)=IC(I)/3
280  LET HC(I)=IC(I)*(1+R)*N
285  LET Z1=(1+L)*(1+R)*(N-1)/(L-R)
290  LET Z2=(1+L)*(V-1)/(1+R)*(N-1)-1
295  LET HC(I)=HC(I)+Z1+Z2*GC(I)
310  REM CUSTO ADICIONAL DE FABRICACAO
315  LET WC(I)=A1*Z1*Z2*RC(I)*GC(I)*1.03/(530*PC(I)/3.30000E-02)
320  LET DC(I)=HC(I)+WC(I)-Z1*Z2*RC(I)*GC(I)/(530*PC(I)/3.30000E-02)
375  LET QC(I)=DC(I)/HC(I)
376  REM X=PRECO DO PU
377  LET XC(I)=(Z1*Z2*RC(I)*GC(I)/(530*PC(I)/3.30000E-02))/(RC(I)*N)
378  LET XC(I)=XC(I)+2000*Z1*Z2/V
380  NEXT I
381  FOR I=1 TO 48

```

```
382 PRINT PCII, QCII, XCII
383 NEXT I
390 PRINT "ENRIQ.", "NUTS", "FEED", "CUSTO TS", "CUSTO FEED"
400 FOR I=1 TO 48
410 PRINT PCII, TCII, LCII, CCII, FCII
420 NEXT I
430 PRINT
440 PRINT "CUSTO 1 CICLO", "CUSTO REC.", "CUS. ACUM.", "QUOCIENTE"
445 FOR I=1 TO 48
450 PRINT ICII, GCII, HCII, QCII
460 NEXT I
475 PRINT "PLTL"
478 FOR I=1 TO 48
480 LET G1=9999*(PCII-3.00000E-02)/5.00000E-02
485 LET G2=9999*QCII/1.2
490 PRINT INT(G1);INT(G2)
495 NEXT I
500 REM A MATRIZ R E O PLUTONIO PRODUZIDO EM CADA CICLO(KG./ANO)
510 DATA 111.52,125.07,138.34,151.32,163.96,176.26,188.07,199.52
515 DATA 211.22,221.68,232.36,242.16,252.05,261.53,270.65,279.36
520 DATA 287.68,295.78,303.36,311.16,318.06,322.6,331.47,337.36
525 DATA 343.64,349.12,354.67,359.52,364.72,369.62,374.26,378.76
530 DATA 383.07,386.59,390.84,394.09,398.15,401.37,404.56,407.68
535 DATA 410.5,413.31,416.3,418.89,421.08,423.84,425.93,428.38
600 STOP
610 END
```

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. ALEXANDRE , L.G. Breeder reactors. A. Rev.nucl.Sci., Stanford, Calif., 14:287-322, 1964.
2. BENEDICT, M. & PIGFORD, T.H. Nuclear chemical engineering, New York, McGraw-Hill, 1957.
3. CHERNICK, J. & MOORE, S.O. Breeding potencial of thermal reactors. Nucl. Sci. Engng., New York, 6:537-44, 1959.
4. CORREA, F. Utilização de tório em reatores tipo PWR. São Paulo , 1976. (Dissertação de mestrado).
5. COSTA, J.R. The "HTGR"-High-temperature gas-cooled reactor and the subsequent nuclear power plants for Brazil. San Diego , Calif., Gulf General Atomic, July 1971. (Distribuido pela CNEN, Brasil, em agosto de 1971).
6. FAYA, A.J.G. Avaliação neutrônica de "blankets" de tório metálico em reatores rápidos refrigerados por gás. São Paulo, 1975. (Dissertação de mestrado).
7. FURNAS CENTRAIS ELÉTRICAS S/A, Rio de Janeiro. Preliminary facility description and analysis report, v.1: Usina Nuclear de Angra dos Reis, Unidade 1. Rio de Janeiro (s.d.).
8. HAFELE, W. et alii. Fast breeder reactors. A. Rev.nucl. Sci. Stanford, Calif., 20:393-434, 1970.
9. HNILICA, K. et alii. Economic alternatives for the long-term use of plutonium produced in light water reactors. Nucl. Technol., Hinsdale , Ill., 31:53-61, Oct. 1976
10. HOGERTON, J.F. Uranium supply in the United States: a current assessment. Nucl. News, Hinsdale, Ill., 19(8):73-6, 1976.
11. KASTEN, P.R. The role of thorium in power-reactor development. At. Energy Rev., Vienna, 8:473-534, 1970.
12. LEVENSON, M. et alii. Economic perspective of the LMFBR. Nucl. News, Hinsdale, Ill., 19(5):54-9, 1976.

13. MACIEL, A.C. & CRUZ, P.R. Perfil analítico do urânio. Rio de Janeiro, MME, Departamento Nacional da Produção Mineral, 1973. (Boletim 27).
14. MININGER, R.D. Uranium resources - Are they adequate ? Nucl. Technol., Hinsdale, Ill., 30:224-31, Set. 1976.
15. THE NUCLEAR fuel cycle. Nucl. Engng. int., London, 20:1015-20, Dec. 1975.
16. OOSTERKAMP, W.J. A survey of thorium utilization in thermal power reactors. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, dez. 1974. (IEA-Inf. 37).
17. OOSTERKAMP, W.J. Utilização do tório: a razão de conversão e as necessidades de combustível nos reatores térmicos. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, mar. 1975. (IEA-Inf. 44).
18. PERRY, A.M. & WEINBERG, A.M. Thermal breeder reactors. A. Rev. nucl. Sci., Stanford, Calif., 22:317-54, 1972.
19. POOLE, L.G. World uranium resources. Nucl. Engng. int., London, 20:95-100, Feb. 1975.
20. PUECHL, K.H. What criteria should now be applied in energy resource planning ? Nucl. Engng. int., London, 21:56-57, Mar. 1976.
21. FRANCO, R.R. Notas de Aula .