

BR7801708



UTILIZAÇÃO DE TÓRIO EM REATORES TIPO PWR

Francisco Corrêa

DISSERTAÇÃO E TESE - IEA 030

OUTUBRO/1977

UTILIZAÇÃO DE TÓRIO EM REATORES TIPO PWR

Francisco Corrêa

Dissertação para obtenção do Título de "Mestre em Ciências e Tecnologia Nucleares" – Orientador Prof. Dr. Willem Jan Oosterkamp. Apresentada e defendida em: 03 de fevereiro de 1976, na Escola Politécnica da Universidade de São Paulo.

APROVADA PARA PUBLICAÇÃO EM JANEIRO/1977

CONSELHO DELIBERATIVO

MEMBROS

Klaus Reinach – Presidente
Roberto D'Utra Vaz
Helcio Modesto da Costa
Ivano Humbert Marchesi
Admar Cervellini

PARTICIPANTES

Regina Elisabete Azevedo Beretta
Flávio Gori

SUPERINTENDEnte

Rômulo Augusto Pieroni

INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA
Caixa Postal 11.049 (Pinheiros)
Cidade Universitária "Armando de Salles Oliveira"
SÃO PAULO – BRASIL

NOTA: Este trabalho foi conferido pelo autor depois de composto e sua redação está conforme o original, sem qualquer correção ou mudança.

ÍNDICE

	Página
1 – INTRODUÇÃO	1
1.1 – Razões desse Estudo	1
1.2 – Objetivos	2
1.3 – Tópicos Considerados	2
1.4 – Estudos Anteriores	3
2 – CONSIDERAÇÕES GERAIS	3
2.1 – Reservas Brasileiras de Urânio e Tório	3
2.2 – Ciclos de Combustível	4
2.3 – Propriedades Nucleares dos Principais Nuclídeos Pesados do Ciclo de Urânio e do Ciclo de Tório	6
2.4 – Produtos de Fissão	8
2.5 – Razão de Conversão	9
2.6 – Fração de Nêutrons Atrasados	9
2.7 – Contaminação por U-232	9
2.8 – Algumas Propriedades Físicas Importantes do UO_2 , ThO_2 e Th	10
3 – CÁLCULOS CELULARES	12
3.1 – Preliminares	12
3.2 – Ciclos de Combustível Analisados	12
3.3 – Método de Cálculo	13
3.4 – Resultados dos Cálculos Celulares	17
3.5 – Consumo de U-235	17
3.6 – Incertezas nos Cálculos	20
3.7 – Conclusões e Observações	21
4 – CÁLCULOS DE REATOR	22
4.1 – Preliminares	22
4.2 – Ciclos de Combustível Analisados	22
4.3 – Método de Cálculo	25
4.4 – Resultados dos Cálculos	30
4.5 – Consumo de U-235	37
4.6 – Consumo de Urânio Natural, de Trabalho Separativo e Custos Associados	39
4.7 – Fração Efetiva de Nêutrons Atrasados	40
4.8 – Efeito da Temperatura sobre o Reator com Tório	41

4.9 – Erros Envolvidos	41
4.10 – Conclusões e Observações	42
5 – OTIMIZAÇÃO	42
5.1 – Preliminares	42
5.2 – Otimização do Diâmetro da Barra de Combustível	43
5.3 – Ciclo Misto de Urânio e Tório, em PWRs, Utilizando U-238 e Th-232, Intimamente Ligados, na Relação Atômica Aproximada de Um para Um	44
5.4 – Conclusões e Observações	48
6 – CONCLUSÕES	48
APÊNDICE A – PWR Unidade-1 de Angra dos Reis	50
APÊNDICE B – Programas Utilizados	58
B.1 – Programa HAMMER	58
B.2 – Programa COLLAPSE	59
B.3 – Programa CITATION	59
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	68

LISTA DAS FIGURAS

Nº	Título	Página
2.1	– Cadeias de Nuclídeos Originárias do U-238 e do Th-232	5
2.2	– Etas dos Isótopos Físseis	6
2.3	– Seções de Choque de Fissão dos Isótopos Fértéis	8
2.4	– Produção do U-232 no Ciclo de Tório	10
2.5	– Esquema de Decaimento do U-232	11
3.1	– Tipos de Ciclos de Combustível Analisados nos Cálculos Celulares	12
3.2	– Dimensões da Célula Usada para o PWR Unidade 1 de Angra dos Reis	13
3.3	– K_{∞} em Função do Tempo de Queima do Combustível	15
4.1	– Tipos de Ciclo de Combustível Analisados nos Cálculos de Reator	22
4.2	– Modelo R-Z, Cilindrizado, do Reator Unidade-1 de Angra dos Reis (1/8 do Carço)	26
4.3	– Esquema da Sequência dos Cálculos por Programa	27
4.4	– Acumulação dos Principais Nuclídeos Pesados no Reator Funcionando no Ciclo Padrão	31
4.5	– Acumulação dos Principais Nuclídeos Pesados no Reator Funcionando no Ciclo de Urânio.	32
4.6	– Acumulação dos Principais Nuclídeos Pesados no Reator Funcionando no Ciclo de Tório	33
4.7	– Variação da Concentração de Boro Natural na Água Com o Tempo de Queima do Combustível (12º Ciclo)	35
4.8	– Máxima Densidade de Potência	36
4.9	– Consumo de U-235	37
5.1	– Consumo de U-235 no Ciclo de Tório	43
5.2	– Custos de Depleção, Reprocessamento e Fabricação do Combustível	44
5.3	– Efeito de Auto-blindagem	45
5.4	– Aumento na Razão de Conversão	46
A.1	– Seção Transversal do Carço do PWR Unidade-1 de Angra dos Reis	50
A.2	– Conjunto de Combustível do PWR (14 x 14)	51
A.3	– Arranjo do Combustível no Carço	52
B.1	– Cadeias de Nuclídeos dos Metais Pesados	60
B.2	– Cadeias de Nuclídeos dos Produtos de Fissão	61

LISTA DAS TABELAS

Nº	Título	Página
II.1	Reservas Brasileiras de Urânio e Tório	4
II.2	Propriedades Nucleares Térmicas (0,025 eV) e Integrais de Ressonância dos Principais Nuclídeos Pesados do Ciclo de Combustível Nuclear	7
II.3	Fração de Nêutrons Atrasados	10
II.4	Algumas Propriedades Físicas Importantes do UO_2 , ThO_2 e Th	11
III.1	Concentração Isotópica Celular Inicial para os Vários Tipos de Combustíveis Analisados	14
III.2	Parâmetros Utilizados nos Cálculos de Queima de Combustível	16
III.3	Resultados dos Cálculos Celulares	18
III.4	Enriquecimento Inicial e Final do Urânio para os Combustíveis que Utilizam U-235	19
III.5	Consumo Anual de U-235, de Urânio Natural e de Trabalho Separativo	20
IV.1	Características Gerais dos Ciclos de Combustível dos Casos Estudados	24
IV.2	Seções de Choque Microscópicas Médias de Absorção e de Fissão, em Dois Grupos de Energia, para o Reator Funcionando no Ciclo de Urânio	28
IV.3	Seções de Choque Microscópicas Médias de Absorção e de Fissão, em Dois Grupos de Energia, para o Reator Funcionando no Ciclo de Tório	29
IV.4	Seções de Choque de Transporte e de Espalhamento	30
IV.5	Balanco de Nêutrons e Razão de Conversão no Meio do Ciclo Nº 12	34
IV.6	Consumo de U-235	38
IV.7	Massa de U-235 e Enriquecimento Correspondente no Segmento Colocado e no Retirado dos Reactores Padrão e com Reciclagem de Urânio	39
IV.8	Consumo Anual de Minério de Urânio, de Trabalho Separativo e Custos Associados (12º Ciclo)	39
IV.9	Fração Efetiva dos Nêutrons Atrasados (β_{efet}) no Meio do Ciclo nº 12	40
IV.10	Efeito da Temperatura Sobre o K_{∞} do Reator com Tório(12º Ciclo)	41
V.1	Composição da Região I da Célula da Figura 3.2	46
V.2	Resultados dos Cálculos Celulares para o Ciclo Misto	47
V.3	Custos de Depleção	48
A.1	Parâmetros de Projeto para os Conjuntos de Combustível Tipos 14 x 14 e 16 x 16 (Reator Unidade-1 de Angra dos Reis)	53

Nº	Título	Página
B.1	– Limites dos Grupos de Energia Cedidos pelo Programa HAMMER	59
B.2	– Dados de Entrada do Reator PWR Unidade-1 de Angra dos Reis, Funcionando no Ciclo Padrão, para o Programa CITATION	62
B.3	– Dados de Entrada do Reator PWR Unidade-1 de Angra dos Reis, Funcionando no Ciclo de Urânio, para o Programa CITATION	64
B.4	– Dados de Entrada do Reator PWR Unidade-1 de Angra dos Reis, Funcionando no Ciclo de Tório, para o Programa CITATION	66

UTILIZAÇÃO DE TÓRIO EM REATORES TIPO PWR

Francisco Corrêa

RESUMO

~~Neste estudo, compara-se~~ o consumo de U-235 num PWR típico quando este utiliza o ciclo de urânio e quando utiliza o ciclo de tório. A comparação é feita apenas modificando-se o combustível, sem alterações nos parâmetros geométricos do reator.

Cálculos de reator indicam que o consumo de U-235 é praticamente igual em ambos os tipos de ciclos. Cálculos celulares confirmam que a minimização dos custos do ciclo de combustível necessita ser feita para o ciclo de tório. Esse estudo, em caráter preliminar, é feito com relação à razão combustível/moderador.

Resultados preliminares sugerem a validade de se utilizar um ciclo misto de urânio e tório, em PWRs, com U-238 e Th-232 intimamente ligados, na proporção atômica aproximada de 1/1.

INTRODUÇÃO

1.1 – Razões desse Estudo

O Brasil, prevendo o esgotamento do potencial energético hidrelétrico de sua Região Sudeste – a mais industrializada do País – para a próxima década, decidiu entrar no campo da energia nuclear. Contratou a construção, em 1969, de um reator de água pressurizada (PWR) da companhia Westinghouse Electric Corporation. Esse reator terá uma capacidade elétrica instalada de 600 MWe e o início de sua operação está previsto para 1977.

Sob os efeitos negativos da atual crise energética mundial, agravados pela sua baixa produção e pequenas reservas de petróleo (o Brasil produz apenas cerca de 20% do petróleo que consome), o Governo Brasileiro assinou um amplo acordo na área da energia nuclear, com a República Federal da Alemanha. Esse acordo prevê, além da construção de 8 PWRs de 1200 MWe cada, a instalação da infraestrutura necessária para a construção e funcionamento desse tipo de reator no país⁽⁶⁾. Deve-se salientar que a energia nuclear apresenta o menor custo de produção dentre os tipos de energia utilizados em larga escala atualmente (petrolífera, carbonífera, nuclear e hidrelétrica), perdendo apenas para a energia hidrelétrica⁽¹²⁾.

Os PWRs atuais utilizam o ciclo de urânio, apesar do ciclo de tório já ter sido testado com êxito num reator desse tipo⁽²¹⁾. Devido, principalmente, ao baixo preço do urânio na última década, não houve grande incentivo na continuidade dos estudos sobre a utilização de tório nesses reatores⁽¹⁴⁾. Entretanto, o preço do urânio tem subido rapidamente nos últimos anos devido a diversos fatores (dentre os quais, a atual crise energética)⁽²³⁾; esse fato, juntamente com a vasta experiência adquirida em PWRs, está provocando um interesse renovado na utilização do ciclo de tório nesses reatores, com o propósito de se economizar urânio e baixar o custo de produção da energia nuclear⁽¹⁴⁾.

A importância dos dois principais elementos férteis naturais, U-238 e Th-232, deriva de sua propriedade de poderem ser convertidos em núclídeos físsis, Pu-239 e U-233 respectivamente, dentro de um reator. Enquanto as características nucleares básicas do plutônio físsil (Pu-239 e Pu-241) oferecem um potencial de se produzir mais combustível físsil do que se consome em reatores rápidos, podendo assim multiplicar por 100 as reservas de energia físsil, essas mesmas propriedades permitem somente

uma produção limitada de material físsil, através do material fértil, em reatores térmicos (como é o caso do PWR), o que poderia apenas dobrar a energia atingível do U-235 original – o qual é o único isótopo físsil natural em quantidades significantes. Por outro lado, as características nucleares do U-233 permitiriam, em princípio, aumentar a taxa de conversão em reatores térmicos, e mesmo se produzir mais combustível físsil do que se consome, tanto em reatores rápidos como em térmicos⁽²⁵⁾.

No caso brasileiro, a importância de se estudar a utilização de tório em PWRs fica aumentada pelo fato das reservas de urânio, ao contrário das de tório, serem pequenas^(10,11).

No ano de 1974, foi iniciado um programa de pesquisa a fim de se assimilar os métodos computacionais associados aos cálculos físicos de reatores do tipo PWR, no Instituto de Energia Atômica IEA⁽¹⁹⁾, nós entendemos o objetivo desse programa para incluir o estudo do ciclo de tório nesses reatores.

1.2 – Objetivos

O principal objetivo desse trabalho é a comparação entre a utilização do ciclo de tório e do ciclo de urânio em PWRs, quanto ao consumo de U-235. Em adição, são analisados o consumo de urânio natural e de trabalho separativo e os custos associados. A comparação é feita utilizando-se um PWR típico modificando-se apenas o combustível utilizado; por isso é feito um estudo preliminar de otimização do ciclo de tório, quanto ao diâmetro das barras de combustível. Estuda-se também um ciclo misto de urânio e tório.

1.3 – Tópicos Considerados

Um conjunto de observações e conceitos importantes relacionados com esse estudo é apresentado no Capítulo 2, o qual tem a função de facilitar a leitura dos capítulos posteriores e, em parte, justificar esse trabalho.

O Capítulo 3 apresenta uma série de cálculos celulares com o objetivo de se comparar o consumo de U-235 em diversos tipos de ciclos de combustível. Seus resultados oferecem uma visão simples, porém importante, dos fenômenos físicos envolvidos na queima de combustível num reator.

O Capítulo 4 apresenta um estudo mais elaborado do ciclo de urânio e do ciclo de tório com reciclagem dos elementos físsis e férteis. O consumo de U-235 é comparado entre esses dois ciclos e com o caso de um PWR padrão. São comparados também, o consumo de trabalho separativo e de urânio natural, bem como os custos associados. É feita uma análise da fração efetiva de nêutrons atrasados em cada um dos três tipos de ciclos estudados e um estudo sobre a reatividade do reator quente (funcionando à plena potência) e do reator frio (temperatura ambiente), no caso do ciclo de tório.

Um estudo celular preliminar sobre a otimização do diâmetro das barras de combustível, quanto à minimização do consumo de U-235, é apresentado no Capítulo 5. É discutido também, a possibilidade da utilização de um combustível contendo 50% de urânio e 50% de tório, devido ao efeito positivo da interposição de ressonâncias sobre a razão de conversão.

As principais características de um reator tipo PWR são apresentadas no Apêndice A, juntamente com os dados específicos sobre o caroço do reator Unidade-1 de Angra dos Reis, que foi utilizado como modelo em todos os cálculos efetuados nesse trabalho. No Apêndice B, as características gerais dos 3 códigos computacionais utilizados nesse estudo – HAMMER, CITATION e COLLAPSE – são discutidas. São fornecidas, além disso, as entradas de dados no programa CITATION para alguns ciclos estudados, para facilitar o manuseio desse código, em cálculos desse natureza, a quem possa interessar.

1.4 – Estudos Anteriores

A maior fonte de informações sobre o uso de tório em reatores de água leve (LWRs) provém da experiência acumulada no PWR de Indian Point (265 MWe) e no reator de água fervente (BWR) de Elk River (22 MWe). Esses reatores utilizaram tório com urânio altamente enriquecido em seus caroços iniciais, passando, posteriormente, a utilizarem o ciclo de urânio, devido ao seu menor custo na época (~ 1963). Ficou assim demonstrada a viabilidade da utilização do tório em LWRs e a possibilidade de conversão de um ciclo para outro (ciclo de tório para o de urânio) no mesmo reator. Essas informações não são, infelizmente, tão pertinentes porque esses reatores não chegaram a atingir o equilíbrio no ciclo de tório, e porque agora usa-se uma liga de Zircônio (Zircaloy) como encamisamento do combustível e em alguns elementos estruturais ao invés de aço (o zircônio captura menos nêutrons que o aço em reatores térmicos)^(14,21).

Existe um programa de desenvolvimento de reatores de água leve "breeders" (LWBRs), isto é, reatores que produzam o tanto (ou mais) que consomem de combustível físsil, tomando por base a tecnologia dos PWRs atuais. Porém, a complexibilidade do conceito do caroço e cobertor, e especificamente do controle da reatividade do reator através do movimento do caroço, colocam em dúvida a disponibilidade deste tipo de reator⁽¹⁶⁾.

Os trabalhos mais recentes sobre a utilização de tório em PWRs foram feitos por Zorzoli e enfatizam os custos de ciclo de combustível, otimizando a queima do mesmo, sem mudanças no diâmetro e espaçamento das barras de combustível^(27,28,29). Resultados bastante preliminares foram obtidos por Lin e Zolotar através de cálculos celulares comparando os combustíveis com UO_2 , ThO_2 e Th ⁽⁹⁾. Um resumo sobre a utilização de tório em reatores térmicos de potência, contendo vasta referência bibliográfica, foi realizado no IEA no último ano⁽¹⁴⁾. Deve-se citar também uma importante publicação sobre o uso de tório em reatores nucleares feita pela Comissão de Energia Atômica dos Estados Unidos (USAEC) em 1969⁽²⁵⁾; e um artigo recente, relativo ao uso de tório com plutônio em conjuntos de combustível dispersos no combustível normal dos PWRs, feito na Kraftwerk Union Aktiengesellschaft (KWU)⁽²²⁾.

Esse estudo, portanto, vem juntar a esses outros trabalhos uma comparação entre o ciclo de tório e o de urânio nos PWRs atuais – do consumo de U-235 – de uma maneira tal que são utilizados os mesmos métodos de cálculo para os dois tipos de ciclos, tentando eliminar assim quaisquer erros sistemáticos.

CONSIDERAÇÕES GERAIS

2.1 – Reservas Brasileiras de Urânio e Tório

A Tabela II.1 mostra, resumidamente, o quadro atual das reservas brasileiras de urânio e tório. Como se pode notar, as reservas economicamente viáveis de exploração de urânio e tório são pequenas. Contudo, as reservas potenciais de tório são bem maiores do que as de urânio e, além disso, a concentração do tório, nos minérios onde é encontrado, é cerca de 10 vezes maior do que a concentração de urânio nos seus minérios (o que torna mais fácil, em princípio, a sua obtenção).

A exploração dessas reservas potenciais depende do aumento do preço desses elementos no mercado internacional, bem como da exploração dos minerais a que estão associados (fosfato, nióbio, ouro, etc.), sendo o urânio e o tório obtidos como sub-produtos^(10,11).

Tabela II.1
Reservas Brasileiras de
Urânio e Tório

Reservas Economicamente Viáveis		
	Medidas	Estimadas
U	4000	5000
Th	1300	1000
Reservas Potenciais		
	Medidas	Estimadas
U	6000	170000
Th	70000	1200000

* U em ton. U_3O_8
 * Th em ton. ThO_2

2.2 – Ciclos de Combustível

Como o isótopo U-235 do urânio é o único nuclídeo físsil, presente em quantidades significativas na natureza, durante os próximos anos todos os reatores deverão começar a funcionar com combustível contendo U-235. Nos reatores de água leve é necessário enriquecer o urânio com U-235, a um nível superior à abundância natural de 0,71%, para se obter criticalidade. O custo do urânio enriquecido é uma função do enriquecimento; por exemplo, baseado num custo do minério de 15\$/lb de U_3O_8 , e um custo de enriquecimento de 43\$/unidade de trabalho separativo (SWU)⁽²³⁾, o custo do U-235 no urânio enriquecido a 3% e cerca de 13\$/g de U-235, e a 93%, cerca de 19\$/g de U-235 – enquanto o custo do urânio natural (15\$/lb U_3O_8) é de 6\$/g de U-235.

Os reatores de água leve (PWR e BWR) utilizam, atualmente, o ciclo de urânio, o qual é constituído de U-235 como material físsil, U-238 como material fértil e Pu-239 como material físsil convertido – este ciclo pode ser representado pela notação U-235 (U-238) Pu-239. Analogamente, o ciclo de tório pode ser representado pela notação U-235 (Th-232) U-233. Para a reciclagem do material físsil convertido no reator pode-se usar as notações: Pu-239/U-235 (U-238) Pu-239, correspondente ao ciclo de urânio; e U-233/U-235 (Th-232) U-233, correspondente ao ciclo de tório. Nesse caso, o combustível inicial será constituído de material convertido num ciclo prévio do reator, junto com U-235 adicional se a razão de conversão for menor que a unidade.

As seqüências mais importantes das cadeias de nuclídeos associadas com os materiais férteis U-238 e Th-232, em um espectro térmico, estão esquematizadas na Figura 2.1. As flechas horizontais indicam reações de captura de nêutrons, enquanto as flechas verticais indicam eventos de decaimento beta. Os números ao lado das flechas verticais representam as meias-vidas do decaimento radiativo.

As duas cadeias são bastante semelhantes. Em ambos os casos, uma captura de nêutron pelo nuclídeo fértil leva à formação de um nuclídeo intermediário que se transforma, por dois decaimentos betas sucessivos, em um nuclídeo físsil. Duas subseqüentes capturas de nêutrons levam a um segundo nuclídeo físsil. As capturas seguintes levam à produção de nuclídeos pesados que são absorvedores parasitas de nêutrons (venenos de nêutrons). À medida que se acumulam no reator, estes venenos provocam aumento da reatividade negativa.

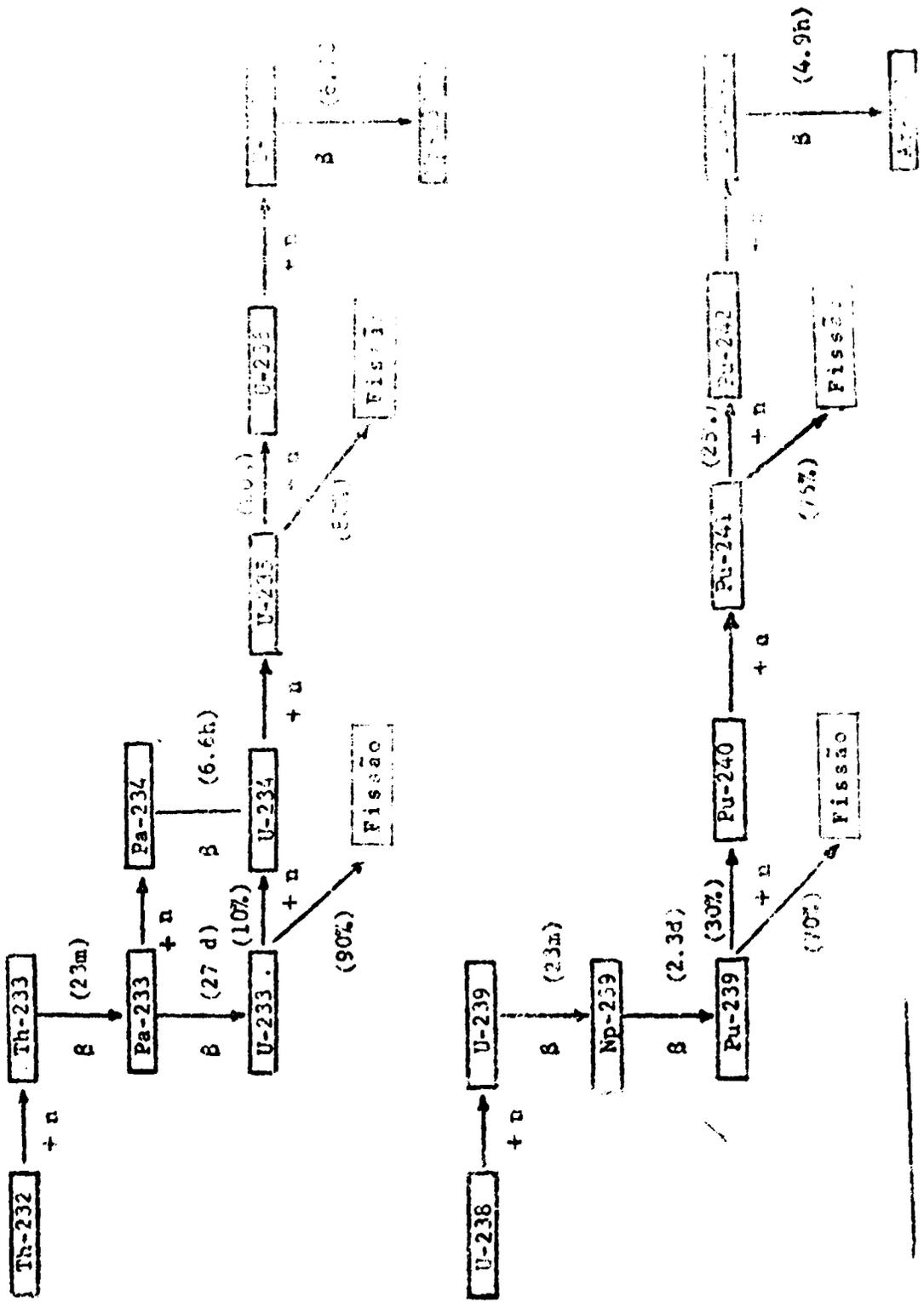


Figura 2.1 - Cadeias de Nuclídeos Originárias do U-238 e do Th-232

(*) As probabilidades mostradas são para um espectro térmico típico de neutrons

As duas cadeias diferem entre si principalmente quanto à meia-vida dos precursores do combustível convertido. O precursor do U-233, Pa-233, tem uma meia-vida de 27 dias e uma seção de choque de absorção significativa. Ao ocorrer uma absorção por esse nuclide perde-se um nêutron e um nuclide físsil e.m. potencial. Por outro lado, o precursor do Pu-239, Np-239, com meia-vida de apenas 2,3 dias, decai tão rapidamente, que esse nuclide pode ser praticamente omitido da cadeia.

2.3 – Propriedades Nucleares dos Principais Nuclídeos Pesados do Ciclo de Urânio e do Ciclo de Tório

O U-233 possui o maior η (número de nêutrons produzidos por nêutron absorvido) térmico dentre os nuclídeos físsis. A Figura 2.2 mostra o comportamento do η para os nuclídeos físsis. Pode-se observar que mesmo com o aumento da temperatura dos nêutrons num reator térmico – o que melhora a eficiência térmica do reator – o η do U-233 permanece estável. A vantagem do U-233 sobre os outros isótopos físsis é também encontrada no espectro epitérmico, onde ocorre grande parte das fissões no PWR (o Pu-241 possui o maior η médio nessa região, mas como é um isótopo físsil convertido secundário no ciclo do urânio, contribui menos que o Pu-239 para a produção de nêutrons). Já no espectro rápido, os isótopos físsis de plutônio possuem maior η que o U-233, embora este continue a ser maior do que o do U-235.

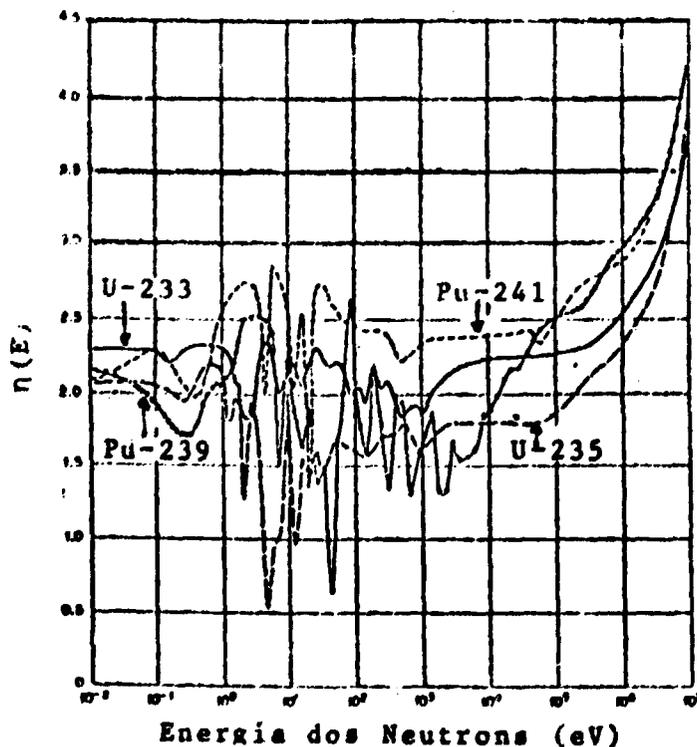


Figura 2.2 – η dos Isótopos Físsis

A Tabela II.2 apresenta algumas propriedades nucleares importantes dos principais isótopos pesados dos ciclos do urânio e do tório nas regiões térmica e epitérmica. Nota-se que o U-233 apresenta o maior η térmico, o que se explica pelas suas ótimas características como economizador de nêutrons

(apresenta a menor razão de captura/fissão, $\alpha = \sigma_c / \sigma_f$, em todo espectro) e não tanto pelo número de nêutrons que emite por fissão (ν), que é mesmo inferior ao dos isótopos físséis de plutônio (o eta é dado pela relação $\eta = \nu / (1 + \alpha)$). A seção de choque de fissão térmica do U-233 é a menor dentre os nuclídeos físséis, o que tende a aumentar a massa crítica nos reatores térmicos carregados com esse combustível.

Pode-se observar, através das integrais de ressonância de fissão, que a região das ressonâncias é mais efetiva que a região térmica para o U-233, ocorrendo o oposto, e em maior intensidade, para os outros nuclídeos físséis.

Tabela II.2

Propriedades Nucleares Térmicas (0,025 eV) e Integrais de Ressonância dos Principais Nuclídeos Pesados do Ciclo de Combustível Nuclear (*)

Nuclídeo	Valores a 2200 m/s (0,025 eV) (Barr)					Integrais de Ressonância	
	σ_a	σ_f	α	ν	η	I_a	I_f
Th-232	7,4	0	—	—	0	35	0
Pa-233	21	0	—	—	0	895	0
U-233	578,8	531,1	0,090	2,492	2,287	904	764
U-234	100	<0,65	—	—	~0	630	0
U-235	680,8	582,2	0,169	2,418	2,068	419	275
U-236	5,2	0	—	—	0	365	0
U-238	2,70	0	—	—	0	275	0
Pu-239	1011,3	742,5	0,362	2,871	2,108	501	301
Pu-240	289,5	0	—	—	0	8013	0
Pu-241	1377	1009	0,365	2,927	2,145	732	570
Pu-242	18,7	<0,2	—	—	~0	1135	5

(*) Referência (5).

Quanto aos isótopos férteis primários, a seção de choque de absorção térmica do Th-232 é cerca de três vezes maior do que a do U-238, enquanto que na região das ressonâncias se dá exatamente o contrário. Esses fatos tem conseqüências práticas nos reatores térmicos. Se estes forem homogêneos, o ciclo de urânio requer maior inventário físsil do que o ciclo de tório, pois neste caso, o moderador e o combustível estão intimamente ligados e com isso a absorção na região das ressonâncias dos isótopos férteis tende a ser grande. Se os reatores forem heterogêneos, o ciclo de urânio requer menor inventário físsil do que o ciclo de tório, pois o moderador e o combustível estão separados fisicamente, o que causa o efeito de auto-blindagem das ressonâncias dos isótopos férteis, diminuindo a absorção nessa região.

Passando agora aos isótopos férteis intermediários, vemos que o Pu-240 é um absorvedor bem mais eficiente do que o U-234 tanto na região térmica quanto na região das ressonâncias. Isso tende a aumentar o eta médio do combustível no ciclo de urânio e a diminuí-lo no ciclo de tório à medida que o combustível é queimado, pois o eta do isótopo físsil secundário Pu-241 é maior do que o do Pu-239 e o eta do U-235 é menor do que o do U-233.

Os demais isótopos pesados da Tabela II.2 são os venenos de nêutrons (Pa-233, U-236, Pu-242, etc.) e todos eles capturam nêutrons com maior eficiência do que os isótopos férteis naturais.

A Figura 2.3 mostra o comportamento das seções de choque de fissão dos principais isótopos férteis. Observa-se que o limiar da reação é menor para o U-238 do que para o Th-232, e que a seção de choque do U-238 é cerca de três vezes maior que a do Th-232. Ambos os fatos concorrem para que o fator de fissão rápida (ϵ) seja maior nos reatores que utilizam o ciclo de urânio do que nos de ciclo de tório. O fator de fissão rápida é a razão entre o número de nêutrons produzidos no reator e o número de nêutrons produzidos pelos isótopos físséis.

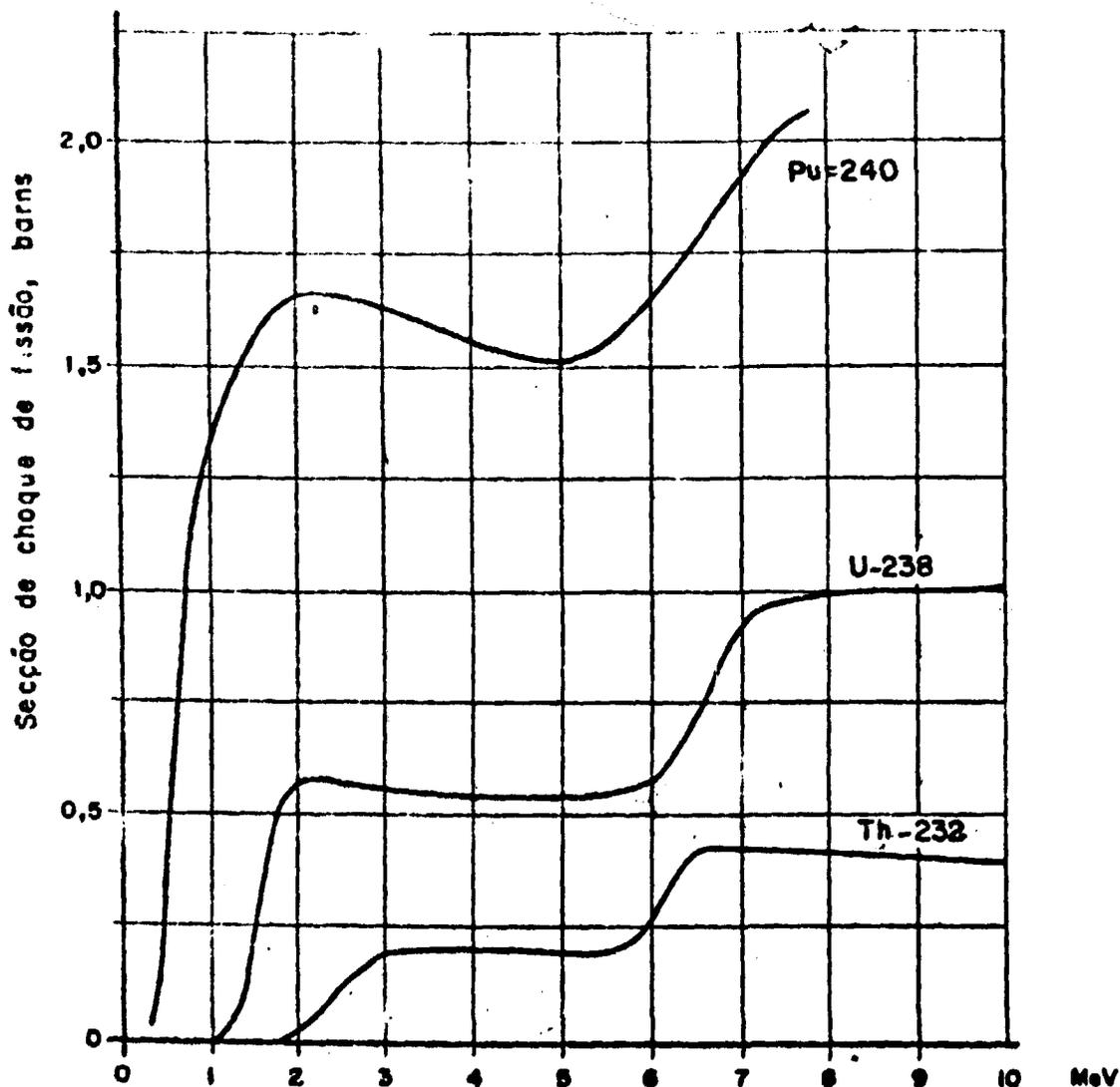


Figura 2.3 – Seções de Choque de Fissão dos Isótopos Férteis

2.4 – Produtos de Fissão

Os produtos de fissão são aqueles nuclídeos que se originam, direta ou indiretamente, dos dois fragmentos provenientes do nuclídeo fissionado (ver Apêndice B). Os principais produtos de fissão são o Xe-135 e Sm-149 cujas seções de choque de absorção térmica (0,025 eV) são $2,7 \times 10^6$ e $5,8 \times 10^6$ barns, respectivamente. Esses valores são extremamente altos quando comparados aos dos isótopos pesados (Tabela II.2), advindo daí a importância do seu estudo. A taxa de produção do Xe-135 por fissão é cerca de 5% e a do Sm-149, 1%. O Xe-135 é consumido por absorção de nêutrons ou decai por radiação ($\tau = 9,2$ hr), ao passo que o Sm-149 somente é consumido por absorção de nêutrons, por ser um isótopo estável. As concentrações desses dois nuclídeos alcançam o equilíbrio apenas alguns dias após o reator ter entrado em operação.

No presente trabalho, apenas o Xe-135 e o Sm-149 foram tratados individualmente. Os outros produtos de fissão foram tratados estatisticamente, considerando-se uma produção de 50 barns de seção de choque de absorção por fissão. Estes outros produtos de fissão tendem assim, a ficar mais importantes à medida que o combustível é queimado e não atingem o equilíbrio.

2.5 – Razão de Conversão

O consumo líquido de combustível físsil em um reator é caracterizado pela chamada razão de conversão (CR), que exprime o número de unidades de combustível físsil produzidas por unidade de combustível físsil consumido. O consumo líquido de combustível físsil é, portanto, proporcional a $(1 - CR)$. Por exemplo, mantidas idênticas as demais condições, um reator com uma razão de conversão igual a 0,6 consumiria duas vezes mais combustível do que um reator com uma razão de conversão igual a 0,8.

A razão de conversão está relacionada ao número de nêutrons disponíveis no reator para a conversão do material fértil em físsil: ela é, simplesmente, a diferença entre o número de nêutrons produzidos e o número de nêutrons requeridos para sustentar a reação em cadeia, mais o número de nêutrons absorvidos parasiticamente.

$$CR = \epsilon \bar{\eta} - (1 + L) \quad (2.1)$$

A Equação 2.1 define a razão de conversão CR; ϵ é o fator de fissão rápida, $\bar{\eta}$ é o eta médio do combustível físsil, o número 1 representa o nêutron necessário para manter a reação em cadeia, e L, o número de nêutrons perdidos parasiticamente por nêutrons absorvidos no combustível físsil. O valor relativamente alto do eta térmico do U-233 é o principal fator que contribui para que a razão de conversão no ciclo do tório seja potencialmente maior do que no ciclo do urânio. Parte dessa vantagem, entretanto, é perdida, tanto pelo menor ϵ do ciclo de tório com relação ao ciclo de urânio, como pela alta seção de choque de absorção do plutônio físsil, o que reduz as absorções parasíticas.

2.6 – Fração de Nêutrons Atrasados

A fração de nêutrons atrasados (β) de um nuclídeo físsil ou fértil é um dado importante, pois a sensibilidade do reator a mudanças de reatividade diminui quando essa fração aumenta, o que facilita o controle do reator. A Tabela II.3 mostra a fração de nêutrons atrasados dos principais isótopos físsis e férteis.

Enquanto a acumulação do Pu-239 tende a diminuir o β efetivo no ciclo de urânio, a acumulação do U-235 tende a aumentá-lo no ciclo de tório. Embora a fração de nêutrons atrasados do Th-232 seja maior do que a do U-238, a contribuição do tório para o β efetivo médio é geralmente menor, em razão da menor seção de choque de fissão (Seção 2.3). O beta efetivo de um reator é igual à soma dos produtos dos betas dos isótopos físsis e férteis pelas respectivas taxas de produção de nêutrons.

2.7 – Contaminação por U-232

Embora as etapas do ciclo de tório sejam semelhantes às do ciclo de urânio, o reprocessamento do combustível queimado e a refabricação dos elementos de combustível apresentam alguns problemas novos ou que são de menor importância no ciclo de urânio (aqui a palavra "ciclo" está sendo usada com um amplo sentido, desde a compra do minério de urânio ou tório, até o seu reprocessamento após a queima e retirada do reator).

Tabela II.3

Fração de Nêutrons Atrasados^(*)

Nuclídeo	Fração de Nêutrons Atrasados, β
U-233	0,0027
U-235	0,0065
Pu-239	0,0021
Pu-241	0,0030
U-238	0,0157
Th-232	0,022

(*) Referência (2).

Em relação ao reprocessamento no ciclo do urânio, o ciclo do tório apresenta a desvantagem da produção do U-232 em consequência da reação $(n, 2n)$ sofrida pelo Th-232 ou pelo U-233 (Figura 2.4). O nuclídeo U-232 é o ponto inicial de uma cadeia de decaimento radiativo que termina no isótopo estável Pb-208 (Figura 2.5). Entre os produtos de decaimento encontram-se nuclídeos de alta atividade gama, a saber, Bi-212 e Tl-208. Os produtos de decaimento do Th-228 são separados durante o reprocessamento químico, mas o U-232 permanece com o U-233 e os outros isótopos de urânio, e o Th-228 permanece com o Th-232. Ambos, principalmente o tório reprocessado, começam a apresentar alta atividade gama logo após o reprocessamento. Isso pode exigir controle remoto na fabricação dos elementos de combustível, ou um sistema que limpe novamente o urânio e o tório imediatamente antes da refabricação, o que permitiria o manuseio do combustível com luvas de borracha, ou, ainda, a sua estocagem por muitos anos.

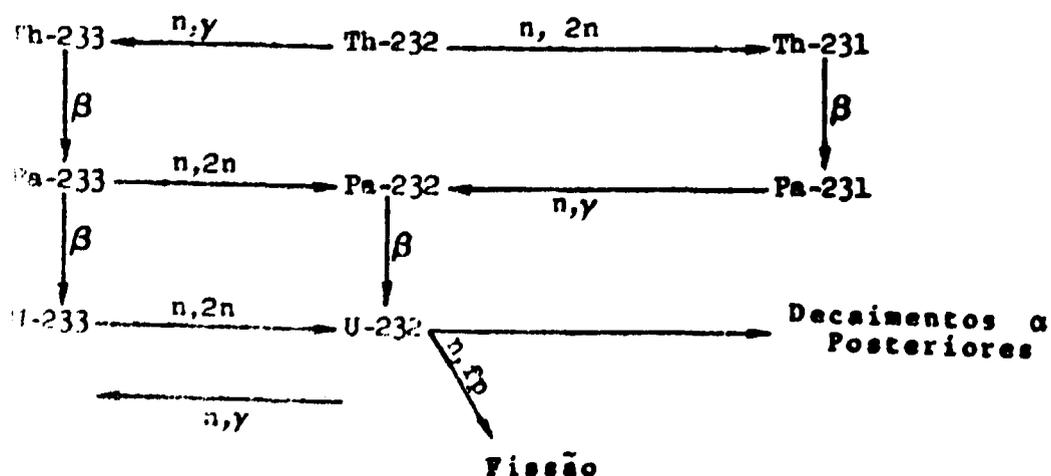


Figura 2.4 – Produção do U-232 no Ciclo de Tório

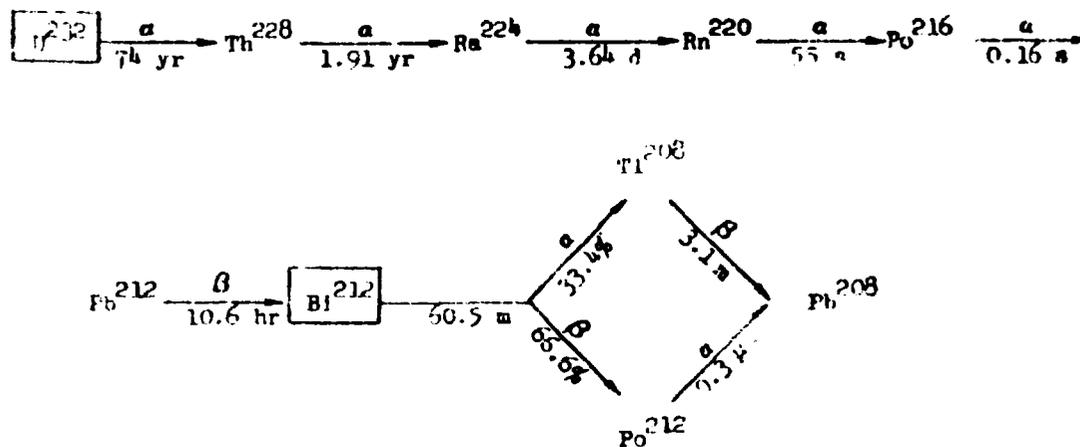


Figura 2.5 — Esquema de Decaimento do U-232

2.8 — Algumas Propriedades Físicas Importantes do UO_2 , ThO_2 e Th

Os PWRs atuais utilizam o dióxido de urânio (UO_2) enriquecido com 3,3% como combustível. Há uma vasta literatura sobre as propriedades do óxido de urânio, óxido de tório, puros ou misturados em várias proporções, e do tório metálico e pode ser encontrada nas Referências^(4,7,18).

O ThO_2 possui propriedades semelhantes às do UO_2 ; é superior a este último com respeito à estequiometria, ao comportamento sob irradiação e ao ponto de fusão, e é inferior com respeito à densidade, que é menor (Tabela II.4).

Tabela II.4

Algumas Propriedades Físicas Importantes do UO_2 , ThO_2 e Th^(*)

	UO_2	ThO_2	Th
Densidade teórica (g/cm^3)	10,96	10,00	11,72
Ponto de fusão ($^{\circ}\text{C}$)	2760	3300	1690
Condutividade a 600°C ($\text{W/cm}^{\circ}\text{C}$)	0,0452	0,044	0,108

(*) Referência (14).

O tório metálico atrai por apresentar maior densidade e maior condutividade térmica do que o UO_2 e o ThO_2 , qualidades que melhoram, respectivamente, a economia de nêutrons (reduzem-se as absorções parasíticas de nêutrons) e as características térmicas do reator. O tório metálico é, também, superior ao urânio metálico do ponto de vista da corrosão por água, que é cem (100) vezes menor; e ainda pelo comportamento superior sob irradiação. As ligas desses dois metais apresentam características gerais mais favoráveis do que o urânio metálico puro. A desvantagem do tório metálico, com relação aos óxidos de urânio e de tório, é o seu baixo ponto de fusão.

CÁLCULOS CELULARES

3.1 – Preliminares

Para se estudar, simplificadaamente, o consumo e a produção dos principais núclídeos envolvidos na queima do combustível de um reator (e também parâmetros com $\bar{\eta}$, $\bar{\epsilon}$, $\bar{C}\bar{R}$, $\bar{\sigma}_a$, etc.), não é necessário considerar-se o reator globalmente, bastando o estudo de uma célula simples que o represente. No caso de um PWR, essa célula é constituída, basicamente, de uma barra de combustível envolvida pelo encamisamento, da água que a circunda e dos materiais estruturais. Devido à geometria simples da célula, que neste trabalho consideraremos unidimensional, a análise pode ser feita com um grande número de grupos de energia, fornecendo, assim uma visão detalhada do comportamento do fluxo de nêutrons. Esse fluxo pode ser usado para a obtenção de parâmetros médios e para a construção de número menor de grupos de energia. Os parâmetros médios dos grupos condensados podem ser utilizados em cálculos que envolvem o reator todo e que incluem os efeitos geométricos globais.

3.2 – Ciclos de Combustível Analisados

Os tipos de ciclo de combustível analisados nesta seção estão esquematizados na Figura 3.1. No ciclo de urânio, o reator conversor utiliza óxido de urânio enriquecido a 3,3% como combustível. O combustível queima durante 900 dias, sendo então retirado do reator e substituído por nova carga. O reator queimador utiliza o plutônio produzido pelo reator conversor sob a forma de óxido, misturado com óxido de urânio natural; o plutônio, opcionalmente, pode ser reciclado. Os ciclos destes dois tipos de reatores, podem ser representados das seguintes maneiras: U-235 (U-238) Pu-239, para o reator conversor; e Pu-239 (U-238) Pu-239, para o reator queimador, ou Pu-239/Pu-239 (U-238) Pu-239 se o plutônio for reciclado.

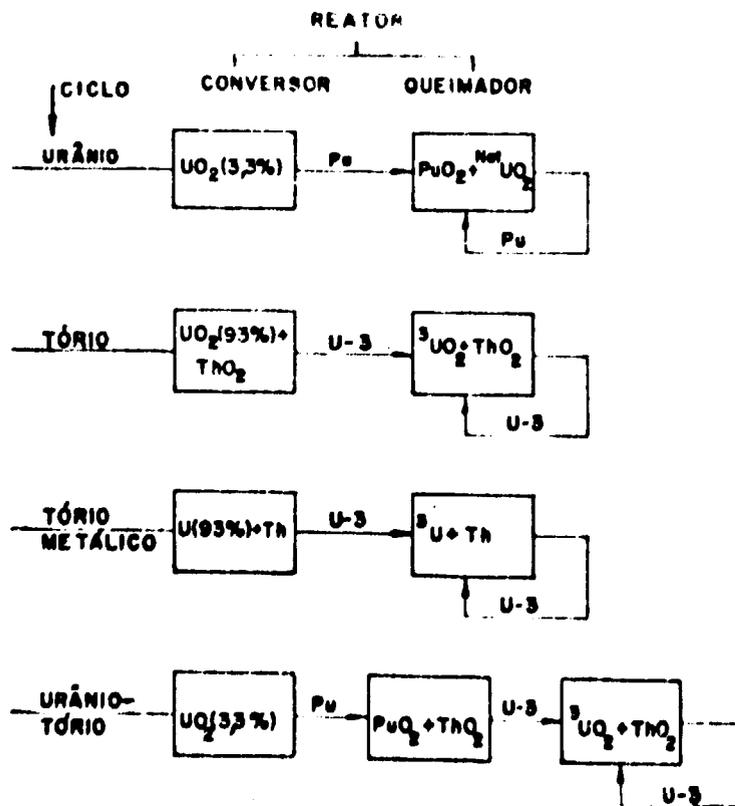


Figura 3.1 – Tipos de Ciclos de Combustível Analisados nos Cálculos Celulares

O combustível nos reatores conversores que operam no ciclo do tório é uma mistura de óxido de urânio – enriquecido a 93% e óxido de tório. Os reatores queimadores correspondentes utilizam o U-232 produzido pelos conversores sob a forma de óxido, misturado com óxido de tório; o U-233 pode ser reciclado. As três possibilidades podem ser representadas por: U-235 (Th-232) U-233, U-233 (Th-232) U-233 e U-233/U-233 (Th-232) U-233, respectivamente.

O ciclo de tório metálico é idêntico, exceto por utilizar o combustível sob a forma metálica.

O ciclo misto urânio-tório é uma combinação dos dois primeiros. Apresenta um reator conversor (U-235(U-238)Pu-239), um reator conversor-queimador (Pu-239 (Th-232) U-233) e um reator queimador (U-233 (Th-232) U-233). Deve-se ressaltar que o U-233 produzido no reator conversor do ciclo de tório (e tório metálico) é supostamente separável do resto do urânio original no reprocessamento, o que pode ser difícil na prática. Entretanto, o U-233 produzido no reator (Pu-239 (Th-232) U-233) do ciclo misto é altamente puro e quimicamente separável do plutônio e do tório.

3.3 – Método de Cálculo

Nos cálculos celulares da queima de combustível dos vários tipos de reatores da Figura 3.1, utilizou-se a célula da Figura 3.2 segundo dados do reator Unidade-1 de Angra dos Reis (Apêndice A). As temperaturas médias das três regiões celulares foram consideradas iguais em todos os cálculos, assim como as concentrações dos elementos das regiões exteriores ao combustível (as concentrações das regiões celulares II e III são baseadas nos dados do Apêndice A e na célula enuivalente do reator PWR KWO⁽¹⁹⁾). A Tabela III.1 apresenta os dados para os vários combustíveis.

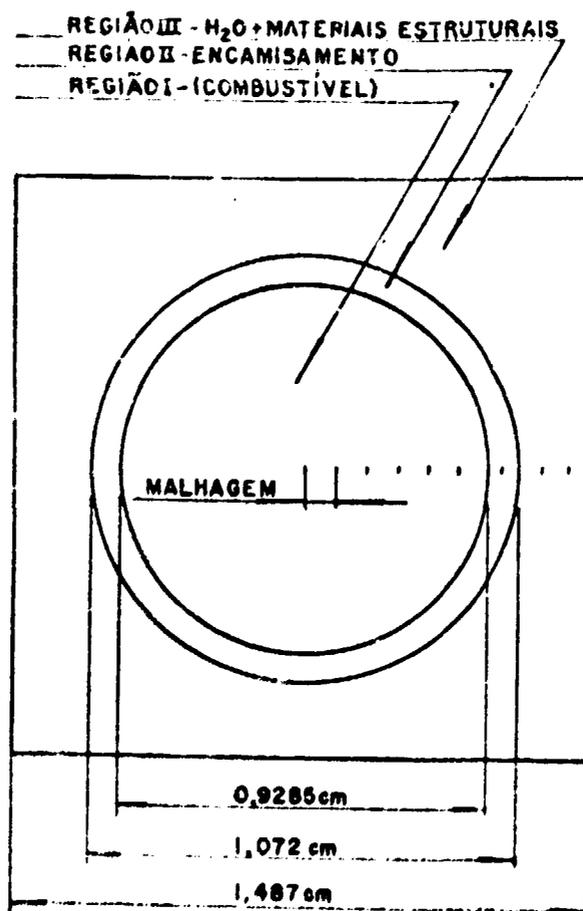


Figura 3.2 – Dimensões da Célula Usada para o PWR Unidade-1 de Angra dos Reis

Tabela III.1

Concentração Isotópica Celular Inicial para os Vários Tipos de Combustível Analisados^(*)

Região Celular e Temperatura	Combustível Isótopo	(átomo/barn-cm)						
		UO ₂ (3,3%)	PuO ₂ + Nat-UO ₂	⁵ UO ₂ + ThO ₂ (**)	³ UO ₂ + ThO ₂	⁵ U + Th	³ U + Th	PuO ₂ + ThO ₂
I (595°C)	Th-232	—	—	0,0203	0,0205	0,0273	0,0276	0,0199
	U-233	—	—	—	0,000677	—	0,000733	—
	U-235	0,000759	0,000159	0,000880	—	0,00103	—	—
	U-238	0,0220	0,0220	0,000065	—	0,000077	—	—
	Pu-239	—	0,000532	—	—	—	—	0,000724
	Pu-240	—	0,000197	—	—	—	—	0,000267
	Pu-241	—	0,000116	—	—	—	—	0,000156
	Pu-242	—	0,0000515	—	—	—	—	0,000069
	O	0,0455	0,0443	0,0424	0,0424	—	—	0,0420
II (367°C)	Zr	0,03693						
	Fe	0,0006117						
III (308°C)	H ₂ O	0,02317 (0,6925 g/cm ³)						
	B-10	0,0000048 (600 PPM Boro em H ₂ O)						
	Fe	0,002446						

(*) Densidades utilizadas iguais a 93% das respectivas densidades teóricas.

(**) ³U ≡ U-233 ; ⁵U ≡ U-235

A região celular constituída por água contém ainda boro natural, cuja concentração média é de 600 partes por milhão (600 PPM). O boro é usado como controlador de reatividade na queima do combustível, pois é naturalmente constituído de 20% de B-10 – um forte absorvedor térmico de nêutrons, $\sigma_B(0,025 \text{ eV}) = 3837 \text{ barn}$. A escolha dessa concentração de boro, 600 PPM, baseou-se no ajuste da curva K_{∞} x Tempo de Queima, através de sua variação, para o combustível padrão, tal que K_{∞} do reator fosse aproximadamente igual a um no meio do intervalo de queima, 450 dias (Figura 3.3).

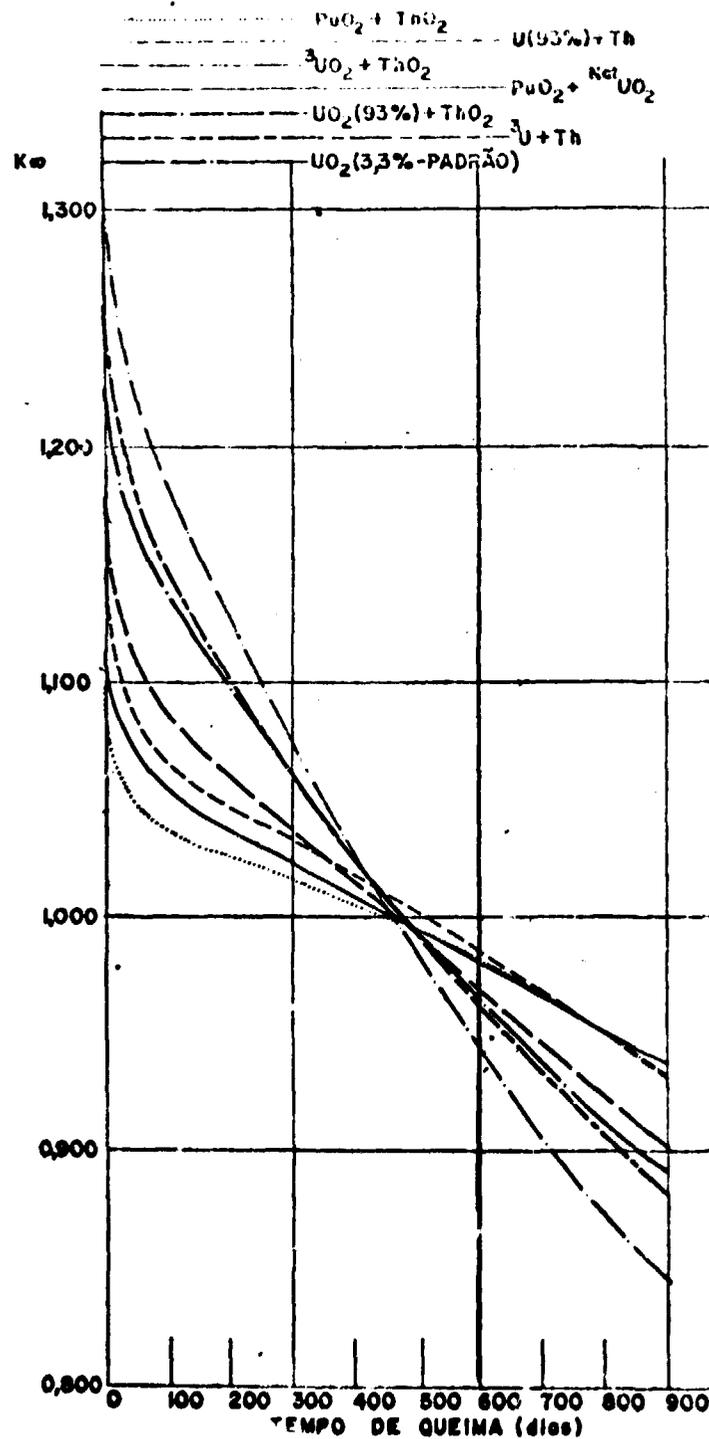


Figura 3.3 – K_{∞} em Função do Tempo de Queima do Combustível

A Equação 3.1 indica o modo de se calcular uma concentração média de boro mais apurada para os outros tipos de combustível, baseada nessa concentração para o reator padrão (600 PPM).

$$C_B = \frac{\Delta K}{\Delta K_p} \times \frac{R}{R_p} \times 600 \quad (3.1)$$

C_B = concentração média de boro natural para o combustível considerado.

ΔK = inclinação assintótica da curva K_{∞} x Tempo para o combustível considerado.

R = taxa de absorção de nêutrons no combustível.

p = combustível padrão

600 = concentração de boro natural para o combustível padrão.

O significado físico da Equação 3.1 é o seguinte: quanto maior a queda de reatividade do combustível com o tempo de queima, maior a concentração média de boro necessária para equilibrar a grande reatividade inicial do combustível; e, quanto maior a absorção relativa de nêutrons no combustível, maior a concentração média de boro para neutralizar em parte essa absorção. Em parte, esses dois efeitos se cancelam porque, quanto menor a taxa de absorção de nêutrons no combustível maior a queda de reatividade no mesmo, já que esse combustível é um fraco absorvedor com relação aos outros nuclídeos, entre os quais os produtos de fissão.

A densidade média de potência do reator de Angra dos Reis é igual a 101,7 watts/cm³ (Tabela III.2). Admite-se que a permanência do combustível no reator seja de 3 anos, utilizado durante 300 dias por ano, e que, por conseguinte, o combustível queime durante 900 dias. Esse período de tempo, para efeito de cálculo, foi dividido em 12 intervalos de 75 dias. Não foi levada em conta a fuga de nêutrons.

Tabela III.2

Parâmetros Utilizados nos Cálculos de
Queima de Combustível

Potência específica	101,64 w/cm ³
Número de intervalos	12
Tempo de queima por intervalo	75 dias

Para a solução das equações de queima de combustível utilizou-se o programa CITHAMMER que é o programa HAMMER (Apêndice B) modificado para resolver as equações de queima de combustível. O programa modificado foi testado por meio do cálculo celular de queima de combustível do PWR Yankee Row⁽¹³⁾, e a produção de plutônio foi bem verificada com os resultados experimentais.

Para podermos comparar o consumo e produção de nuclídeos variamos o enriquecimento inicial do combustível de cada reator, de modo que o valor do K_{∞} (constante de multiplicação de nêutrons se o reator fosse infinito) fosse mantido aproximadamente igual a um na metade do tempo de queima do combustível (Figura 3.3).

3.4 – Resultados dos Cálculos Celulares

Os resultados dos cálculos celulares estão resumidos na Tabela 3.3. Os produtos de fissão incluem também os núclídeos pesados que são venenos (U-236, Pa-233, Pu-242, etc) além do Xe-135, Sm-149 e os demais produtos de fissão, por questão de simplicidade. A absorção de nêutrons nas várias classes de núclídeos não muda muito de combustível para combustível, cabendo 80% das absorções aos núclídeos físséis e férteis, com um pouco mais nos combustíveis contendo plutônio, por causa da maior seção de choque de absorção e do pequeno η , e um pouco menos nos combustíveis em óxido de tório, em razão de sua menor densidade, do maior η e da menor seção de choque de absorção do U-233 (Seção 2.3).

Como a seção de choque de fissão do U-238 é maior do que a do Th-232 e o limiar dessa reação é menor no U-238 (Figura 2.3), existe uma diferença marcante no fator de fissão rápida (β) entre os vários combustíveis. Nos reatores que utilizam U-238 como elemento fértil, o β é da ordem de 1,09 e nos que utilizam Th-232, o β é cerca de 1,02. Mais ou menos 30% das fissões ocorrem no material físsil convertido nos reatores conversores, sendo essa a principal razão das diferenças entre os vários η 's. Os η 's médios do U-233, U-235, Pu-239 e Pu-241, correspondentes ao espectro térmico, valem aproximadamente 2,3, 2,0, 1,8 e 2,2, respectivamente (Figura 2.2). Portanto, no reator que produz plutônio o η médio tende a diminuir, sendo parcialmente equilibrado pelo aumento da concentração do Pu-241, e no que produz U-233 o η médio tende a aumentar.

As diferenças nos estoques iniciais resultam da menor seção de choque de absorção térmica, com relação aos outros isótopos físséis, do U-233 e da maior densidade do tório metálico com relação ao UO_2 e ao ThO_2 (Tabelas II.2 e II.4). Os inventários dos reatores com plutônio não são menores em virtude da presença dos isótopos não físséis, pois a composição isotópica do plutônio produzido no reator conversor é a seguinte: Pu-239, 59%; Pu-240, 22%; Pu-241, 13%; e Pu-242, 6%.

É oportuno observar que o η dos reatores com óxido de tório, superior ao dos reatores com UO_2 , é compensado pela densidade menor (Tabela II.4) e pelo menor fator de fissão rápida. Com isso, as razões de conversão (Seção 2.5) dos reatores conversores do ciclo de tório e dos reatores equivalentes do ciclo de urânio tornam-se praticamente iguais ($\text{CR} = 0,61$). O efeito da densidade sobre a razão de conversão pode ser sentido comparando-se os reatores análogos do ciclo do tório e do tório metálico. Com o aumento da densidade do combustível, a proporção atômica deste para os demais núclídeos também aumenta, o que ocasiona uma diminuição na fração de nêutrons perdidos por absorções parasitas (Seções 2.3 e 2.4). Além disso, a razão atômica moderador/combustível diminui e o espectro de nêutrons torna-se mais duro, o que aumenta levemente o fator de fissão rápida e diminui o η médio (o η epitérmico dos combustíveis físséis é menor que o η térmico).

O tempo de formação do estoque físsil inicial para os reatores queimadores é de 11 anos para o ciclo de urânio e de 7 anos para ambos os ciclos de tório. Esse tempo é de 15 anos para o primeiro reator queimador do ciclo misto e 8 anos para o segundo com relação ao primeiro. Se o número de reatores aumenta rapidamente numa economia, a vantagem dos ciclos de tório quanto a esse tempo se torna um fator decisivo.

Deve-se salientar que 10% do U-233 produzido nos reatores com tório (Tabela III.3) é na realidade Pa-233, o qual leva aproximadamente 100 dias para decair totalmente em U-233. Isso diminui as vantagens dos ciclos de tório com relação ao de urânio, tanto no consumo de U-235 e no tempo de formação do estoque de material físsil em cerca de 5%.

3.5 – Consumo de U-235

O consumo e a produção de material físsil (Tabela III.3) fornecem uma indicação a respeito do número de reatores queimadores que um reator conversor, em cada tipo de ciclo, pode alimentar. Essa

Tabela III.3
Resultados dos Cálculos Celulares

Combustível	UO ₂ (3,3%) (standard)	PuO ₂ + ^{Na} UO ₂	⁵ UO ₂ + ThO ₂	³ UO ₂ + ThO ₂	⁵ U + Th	³ U + Th	PuO ₂ + ThO ₂
Absorção Média (450 dias)							
Físsil	0,478	0,480	0,480	0,442	0,480	0,440	0,496
Fértil	0,328	0,381	0,302	0,335	0,327	0,362	0,354
Produtos de fissão	0,087	0,078	0,101	0,097	0,094	0,090	0,087
Materiais Estruturais	0,023	0,016	0,026	0,029	0,022	0,024	0,016
H ₂ O	0,037	0,022	0,041	0,042	0,032	0,035	0,022
B-10	0,040	0,023	0,046	0,049	0,037	0,041	0,022
Enriquecimento Inicial							
$\bar{\eta}$ (450 dias)	3,30	3,51	4,19	3,20	3,67	2,60	4,29
$\bar{\eta}$ (450 dias)	1,93	1,91	2,04	2,22	2,03	2,21	1,96
$\bar{\epsilon}$ (450 dias)	1,09	1,09	1,02	1,02	1,03	1,03	1,03
Razão de Conversão							
CR (450 dias)	0,61	0,72	0,61	0,73	0,65	0,79	0,69
Inventário* (Kg)							
U-233	—	—	—	1405	—	1521	—
U-235	1589	333	1843	—	2157	—	—
Pu-239	—	1133	—	—	—	—	1542
Pu-241	—	249	—	—	—	—	335
Total	1589	1715	1843	1405	2157	1521	1877
Consumo (Kg/a)							
U-233	—	—	-193	186	-228	183	-182
U-235	386	61	454	-9	473	-9	-2
Pu-239	-100	166	-4	—	-2	—	437
Pu-241	-22	-5	-4	—	-2	—	18
Total	264	222	253	177	241	174	271

* Inventário \equiv Carga inicial, ou estoque, de massa físsil.

razão vale, aproximadamente: 0,8; 1,1; 1,3 e 0,6 para os ciclos de urânio, tório, tório metálico e ciclo misto, respectivamente. No caso do ciclo misto, tório-urânio, o reator conversor primário alimenta 0,3 reatores conversores secundários, que por sua vez alimentam 0,3 reatores queimadores, resultando o total de 0,6 reatores queimadores por reator conversor primário. Com as razões de conversão e o consumo anual de U-235 pelos reatores conversores, podemos estimar o consumo anual de U-235 por reator de cada tipo de ciclo (Tabela III.5). Contudo, no cálculo apurado do consumo de urânio natural e de trabalho separativo, é necessário o conhecimento da quantidade e do enriquecimento do urânio, para os reatores conversores, antes e após a queima do combustível (Tabela III.4).

Tabela III.4

Enriquecimento Inicial e Final do Urânio para os Combustíveis que Utilizam U-235^(*)

Ciclo	Reator	U-235 Inicial (Kg) (Enriquecimento)	U-235 Final (Kg) (Enriquecimento)
Urânio e Urânio-Tório (misto)	UO ₂ (3,3%)	530(3,3%)	144(0,89%)
Urânio	PuO ₂ + NatUO ₂	111(0,71)	50(0,33%)
Tório	UO ₂ (93%) + ThO ₂	614(93%)	161(57%)
Tório Metálico	UO ₂ (93%) + ThO ₂	719(93%)	246(64%)

(*) Os isótopos do urânio considerados para o cálculo de enriquecimento: U-235, U-236 e U-238.

As Equações 3.2 e 3.3 mostram como se calculam o consumo anual de urânio natural e de trabalho separativo em cada ciclo.

$$C_{U-Nat} = \left[\frac{M_5^I}{\epsilon_I} F(\epsilon_I) - \frac{M_5^F}{\epsilon_F} F(\epsilon_F) \right] F_5 \quad (3.2)$$

$$C_{SWU} = \left[\frac{M_5^I}{\epsilon_I} S(\epsilon_I) - \frac{M_5^F}{\epsilon_F} S(\epsilon_F) \right] F_5 \quad (3.3)$$

onde:

C_{U-Nat} = consumo anual de urânio natural por reator.

C_{SWU} = consumo anual de trabalho separativo por reator.

C_5 = massa inicial de U-235.

M_5^F = massa final de U235.

ϵ_1 = enriquecimento inicial do urânio.

ϵ_F = enriquecimento final do urânio.

$F(\epsilon)$ = Kgs de urânio natural necessário para a produção de 1 kg de urânio com um enriquecimento ϵ .

$S(\epsilon)$ = quantidade de unidades de trabalho separativo necessária para a produção de 1 kg de urânio com um enriquecimento ϵ .

F_5 = fração de reatores com U-235.

Obs.: M_5 e ϵ referem-se ao combustível do reator conversor. F e S também dependem do enriquecimento do urânio empobrecido nas usinas de enriquecimento (tomado igual a 0,2 nos cálculos da Tabela III.5).

Portanto, o que se entende por consumo de urânio natural é a quantidade de urânio empobrecido que fica estocada para futuro uso nos reatores regeneradores, ou seja, reatores que possuam razão de conversão maior do que um. O consumo de trabalho separativo é proporcional à diferença entre os custos de enriquecimento do urânio que entra no reator e do urânio queimado. A Tabela III.5 apresenta o consumo anual de urânio natural, de U-235 e de trabalho separativo por reator para cada ciclo da Figura 3.1.

Tabela III.5

Consumo Anual de U-235, de Urânio Natural e de Trabalho Separativo^(*)

Ciclo	Fração de reatores com U-235	Consumo anual de U-235 (Kg/a)	Consumo de U-natural (Kg/a)	Consumo de SWU
U (óxido)	0,57	246*	48100	44600
Th(óxido)	0,48	217	42500	55700
Th(metal)	0,43	205	39700	52100
U-Th(óxido)	0,65	250	49100	49500

(*) Incluindo o consumo de U-235 no reator queimador.

(**) Enriquecimento do urânio empobrecido (0,20%).

O consumo de U-235 no ciclo de tório é cerca de 12% menor do que no ciclo de urânio. No caso do ciclo de tório metálico essa vantagem atinge 17%. As mesmas relações se mantêm para o consumo de urânio natural. Os ciclos de tório e de tório metálico consomem, respectivamente, 25 e 17% de trabalho separativo a mais do que o ciclo de urânio. No ciclo misto não há economia de urânio, nem de trabalho separativo com relação ao ciclo de urânio.

3.6 – Incertezas nos Cálculos

Podem ser citadas as seguintes fontes de imprecisão que contribuem para a incerteza final do consumo absoluto de urânio:

- a) aproximação do caroço por uma célula;
- b) aproximação na definição da Região III dessa célula (Figura 3.2). Nesta região a água e os materiais estruturais formam uma mistura homogênea para efeito de cálculo. Outra aproximação é a transformação de todos os núclídeos estruturais em ferro equivalente, em virtude do programa HAMMER não contê-los em sua biblioteca, e não permitir um tratamento de mais de 18 núclídeos diferentes na célula toda;
- c) aproximação na concentração de boro. A concentração de boro é reduzida constantemente durante o funcionamento do reator devido à queima do material físsil e ao aumento da absorção nos produtos de fissão e nos outros núclídeos não físsis. Esse ajuste destina-se a manter o K_{eff} do reator igual à unidade durante o funcionamento do reator, isto é, para conservar a sua criticalidade. A curva da concentração de boro segundo o tempo de queima do reator tem a mesma forma da curva do K_{eff} x Tempo de queima, portanto, ao considerarmos-la constante estamos cometendo um erro;
- d) erros nas seções de choque dos núclídeos. Esses erros são maiores para alguns núclídeos menos estudados e podem atingir até 10 a 20% para alguns pontos do espectro;
- e) aproximação por teoria de transporte em multigrupos. O HAMMER faz cálculos em 54 grupos epitérmicos e 30 térmicos;
- f) aproximação por equação de diferenças finitas. Os intervalos entre as divisões feitas na célula da Figura 3.2, para efeito de cálculo, são da ordem de 1,5 mm que corresponde, aproximadamente, ao livre caminho médio total de reação com nêutrons no meio celular. Não adianta diminuir esse intervalo, já que o fluxo de nêutrons não muda muito numa distância menor que esse livre caminho médio;
- g) aproximação da queima por intervalos finitos (75 dias cada). Na realidade, o combustível queima continuamente, portanto, quanto menor esse intervalo, mais preciso será o cálculo. Entretanto, cálculos de queima feitos em intervalos de 100 dias, e outros em intervalos de 150 dias, mostraram que os resultados finais são apresentados grandes diferenças (< 10%)⁽¹³⁾.

O erro total associado ao cálculo do K_{eff} do combustível (a, b, c, d, e) é da ordem de 2%^(8,26) devido ao cancelamento estatístico dos erros e das imprecisões envolvidos. Quanto à queima do combustível (g), cálculos feitos para o Reator Yankee Row indicam erros inferiores a 5% se comparados aos valores experimentais⁽¹³⁾.

3.7 – Conclusões e Observações

Os cálculos celulares indicam que o ciclo de tório apresenta vantagem de consumir 12% a menos de U-235 do que o ciclo de urânio, mas exige maior consumo de trabalho separativo (25%). O ciclo de tório metálico é mais econômico do que o ciclo de tório (óxido) pois consome 17% a menos de U-235 do que o ciclo de urânio e apenas 17% a mais de trabalho separativo.

O tempo de formação de estoque físsil nos reatores queimadores que trabalham nos ciclos de tório e de tório metálico é grosseiramente uma vez e meia menor do que os que trabalham no ciclo de urânio. Esse fator pode se tornar bastante significativo numa economia que apresente grande crescimento na produção de energia nuclear.

O ciclo misto, urânio-tório, não apresenta vantagens nem quanto ao consumo de U-235 e de trabalho separativo, e nem quanto à formação de inventário nos reatores queimadores.

CÁLCULOS DE REATOR

4.1 – Preliminares

Os cálculos de reator da queima de combustível foram feitos para se considerar o efeito de vários fatores sobre o consumo de urânio. Esses fatores estão relacionados abaixo:

- variação da concentração do controlador de reatividade, B-10, durante a queima do combustível;
- geometria do reator, embora com algumas aproximações;
- aumento da concentração dos isótopos parasitas dos elementos físeis e férteis, isto é, U-236 e P-242, devido à reciclagem do combustível;
- esquema de administração do combustível.

As vantagens desse estudo sobre os cálculos celulares provêm da grande flexibilidade do programa utilizado CITATION (Apêndice B)⁽²⁾. Contudo, implicam em um compromisso entre a escolha dos parâmetros que afetam a precisão dos cálculos e o tempo de computação. Por exemplo, consideramos apenas dois grupos de energia e doze ciclos, o que significa um tempo de computação de 120 minutos para cada rodada do programa CITATION.

4.2 – Ciclos de Combustível Analisados

Os tipos de ciclos de combustível analisados neste Capítulo estão esquematizados na Figura 4.1. O ciclo padrão, U-235 (U-238) Pu-239, representa o ciclo de combustível num PWR padrão com recarregamento anual de 1/3 do caroço do reator com óxido de urânio enriquecido com 3,3% de U-235.

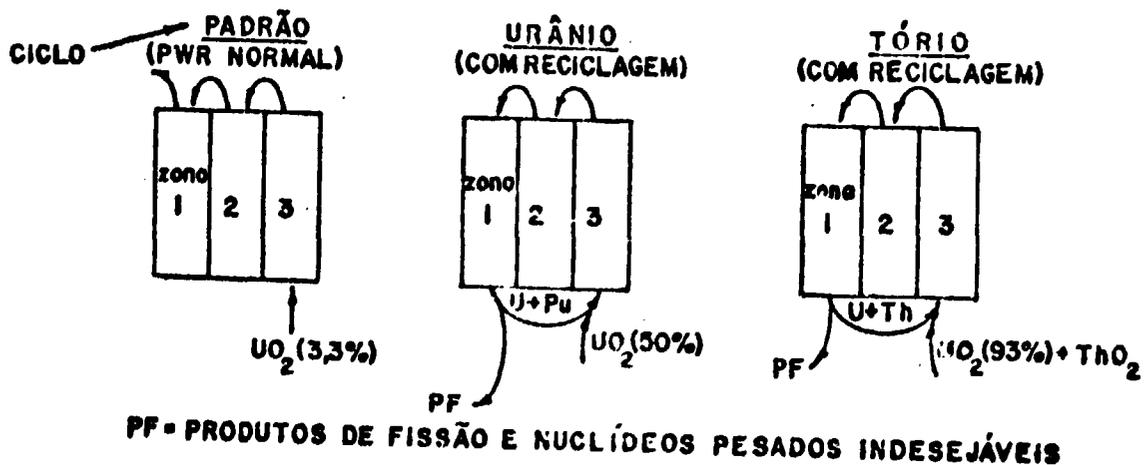


Figura 4.1 – Tipos de Ciclo de Combustível Analisados nos Cálculos de Reator

O combustível novo é colocado na zona mais externa do reator, zona 3, o combustível anterior dessa zona é transferido para a zona 2, o combustível queimado da zona 2 é transferido para zona 1, a mais interna do caroço, e o combustível queimado da zona 1 é retirado do reator para ser estocado. Os enriquecimentos adotados iniciais do combustível nas três zonas do reator, 1, 2 e 3, foram 2,7%, 3,0% e 3,3%, respectivamente. O enriquecimento cresce da zona mais interna para a zona mais externa para tornar a distribuição de potência mais uniforme, visto que o fluxo de nêutrons é maior no centro do caroço, diminuindo no sentido exterior.

Adotou-se para o ciclo de urânio, Pu-239/U-235 (U-238) Pu-239, a mesma distribuição inicial de enriquecimento que o ciclo padrão (2,7; 3,0 e 3,3%, da zona central para a periférica). Deve-se salientar que após alguns ciclos, o reator apresenta praticamente o mesmo comportamento qualquer que seja o seu enriquecimento inicial. Esse comportamento é ditado pelo enriquecimento e composição do segmento que é colocado no reator anualmente.

Ao final de cada ano, os combustíveis queimados das zonas 3 e 2 são transferidos integralmente para as zonas 2 e 1, respectivamente, e o combustível queimado da zona 1 é reprocessado, quando então os produtos de fissão e os nuclídeos pesados parasitas são retirados e estocados, e o urânio e o plutônio são misturados com urânio enriquecido com 50% de U-235; esse material é então refabricado, na forma de óxidos, e inserido na zona 3 do reator. Como nesse processo não se separam os isótopos parasitas do urânio e do plutônio, U-236 e Pu-242, estes vão se acumulando de ano para ano no reator, o que tende a exigir um aumento constante do enriquecimento inicial do combustível inicial da zona 3. O urânio reprocessado pode ser re-enriquecido ao redor de 3,3% de U-235 e misturado com urânio novo com o mesmo enriquecimento, ao invés de ser misturado com urânio enriquecido com 50% de U-235. Nesse segundo processo, retira-se cerca de 40% do U-236 nas usinas de enriquecimento que, no entanto, fica estocado de mistura com o urânio empobrecido, e o seu efeito negativo será sentido, mais cedo ou mais tarde, quando esse urânio for utilizado em reatores regeneradores.

O ciclo de tório, U-233/U-235 (Th-232) U-233, é similar ao de urânio e foi adotada a mesma distribuição inicial de enriquecimento físsil. O esquema de transferência de combustível de uma zona para outra do caroço é idêntico; o urânio, o tório e o Pa-233 reprocessados após terem sido retirados da zona 1 são misturados com urânio, enriquecido com 93% de U-235, e tório, refabricados na forma de óxido, e inseridos na zona 3. O U-236 vai sendo acumulado no reator devido à reciclagem do urânio, o que tende a exigir um aumento do enriquecimento inicial do combustível da zona 3, enquanto a sua concentração não atinge o equilíbrio.

Aqui cabe uma palavra a respeito das razões da escolha do tipo de combustível novo adicionado ao combustível reciclado no ciclo de urânio e no ciclo de tório. A soma da quantidade de U-238 convertida em Pu-239 com a quantidade fissionada é praticamente igual à quantidade de U-235 queimado no ciclo de urânio, por essa razão o combustível adicional é enriquecido com 50% de U-235. Esse procedimento torna a massa combustível aproximadamente constante, de ciclo para ciclo, o que é realmente necessário pois o volume do caroço do reator é fixo. Da mesma forma, as quantidades de Th-232 e U-235 queimadas são praticamente iguais no ciclo de tório, e a relação entre as quantidades desses dois isótopos no combustível adicional é de um para um. O enriquecimento do urânio de alimentação no ciclo de tório é igual a 93%, em primeiro lugar para se minimizar a quantidade de U-238 no reator, pois desejamos que o ciclo seja puramente de tório, e em segundo, porque a partir desse enriquecimento o custo do U-235 sobe drasticamente.

A Tabela IV.1 apresenta as características gerais dos ciclos estudados. O caroço constitui-se de 3 zonas, cada qual comporta um segmento de combustível, os quais permanecem no reator durante 3 anos. Deve-se salientar que o fator de capacidade é aproximado e refere-se ao ciclo de equilíbrio.

Tabela IV.1

Características Gerais dos Ciclos de Combustível
dos Casos Estudados

Ciclo	Padrão	Urânio	Tório
Comprimento do segmento do caroço	1/3	1/3	1/3
Tempo de residência (anos)	3	3	3
Fator de capacidade	0,8	0,8	0,8
Intervalo de recarga (anos)	1	1	1
Tipo de operação	sem reciclo	com reciclo	com reciclo
Material de alimentação	UO ₂ (3,3%)	UO ₂ (50%)	UO ₂ (93%)
Material fértil de alimentação	U-238	U-238	Th-232
Materiais físséis reciclados	–	U,Pu	U
Tipo de ciclo	aberto	fechado	fechado
Características físicas do reator	*Apêndice A		
Características da célula do reator	* Tabela 3.1 e Figura 3.2		
Parâmetros utilizados para a queima no reator	*Seção 4.3 e Apêndice B		

4.3 – Método de Cálculo

O modelo do caroço do reator Unidade-1 de Angra dos Reis, em duas dimensões, com geometria RZ, ou seja, cilíndrico, está representado na Figura 4.2 (1/8 do caroço). O caroço é constituído, essencialmente, de 3 zonas concêntricas com o mesmo volume mais uma região moderadora axial e uma radial constituída de água. O sistema de administração do combustível já foi descrito, em linhas gerais, na Seção 4.2. Entretanto, para efeito de cálculo, cada zona foi dividida em 3 subzonas com igual volume, e cada subzona, em várias porções também com mesmo volume. O caroço do reator foi dividido axialmente em várias partes, e cada parte em vários intervalos iguais. Como resultado, o caroço do reator ficou dividido em várias regiões, que estão enumeradas na Figura 4.2, e cada região, em várias subregiões. O programa CITATION calcula o fluxo de nêutrons e as várias taxas de reação em cada subregião, e quando ocorre a transferência de combustível de uma zona para outra, o combustível de cada região mantém a sua identidade. Por exemplo, na transferência de combustível da zona 3 para a zona 2, o combustível da região 63 passa para a região 42, da região 56 para a 35, da 49 para a 28, da 62 para a 41, e assim sucessivamente (o Apêndice B mostra os cartões de entrada para os cálculos dos três tipos de ciclos estudados pelo programa CITATION, que pode ser útil, como modelo, para futuros cálculos).

Daqui para frente, a palavra ciclo será utilizada também para designar o intervalo de tempo de recarga do reator. Cada ciclo foi dividido em vários intervalos menores de tempo, que aqui chamaremos passos, para efeito de computação. No início de cada passo, a concentração de B-10 é ajustada de tal modo que o coeficiente efetivo de multiplicação de nêutrons do reator, K_{ef} , seja unitário. Durante o intervalo de tempo correspondente a cada passo, o combustível está sendo queimado, mas o cálculo supõe que a concentração de boro não se altere, conseqüentemente, ao final do passo, o K_{ef} calculado do reator cai abaixo da unidade. No início do passo seguinte, a concentração do B-10 é reduzida para que o K_{ef} volte a ser igual a 1. Evidentemente, esse processo de reajuste no reator real, é contínuo e automático; os métodos discretos de cálculo é que supõem as correções por intervalos finitos de tempo. Os intervalos de tempo adotados para os passos de cada ciclo são os seguintes: 2 dias para os dois primeiros passos, já que o Xe-135 e o Sm-149 entram rapidamente em equilíbrio, o que requer uma diminuição brusca da concentração de B-10 para manter a criticalidade do reator; 50 dias para os demais passos, que é um intervalo de tempo razoável nos 300 dias que dura, aproximadamente, cada ciclo, visto que a variação da concentração de B-10 com o tempo tem a mesma forma que a curva do K_{ef} do reator com o tempo, e essa tem comportamento bastante linear; o intervalo de tempo do último passo é ajustado automaticamente pelo programa CITATION para que a concentração de B-10 ao final do mesmo seja zero nesse momento, o K_{ef} do reator é extremamente igual a um e o reator necessita ser recarregado novamente para continuar funcionando.

Após o último passo de um ciclo ocorre a transferência de combustível e a recarga do reator, já descritos anteriormente. Quando o reator funciona no ciclo de combustível padrão (Figura 4.1), o enriquecimento do combustível novo de alimentação, UO_2 , é sempre o mesmo (3,3%), com o que se atinge o estado de equilíbrio global do ciclo de combustível; após o 5º ou 6º ciclo, isto é, cada ciclo torna-se exatamente igual ao anterior, no que diz respeito ao intervalo de tempo de duração, ao consumo e produção de material físsil, etc. Já no ciclo de urânio, a quantidade de combustível novo, UO_2 (50%), misturada ao combustível reciclado (UO_2 e PuO_2), é ajustada pelo programa de modo que o valor do K_{ef} inicial seja igual em todos os ciclos. O método de determinação do K_{ef} consiste em rodar o programa para 5 ou 6 ciclos, com vários K_{ef} ; baseados nos intervalos de tempo de duração do último ciclo para cada K_{ef} , pode-se estimar o valor que acarreta a duração de aproximadamente 292 dias, para um ciclo, a partir do 6º. Isso é o mesmo que regular o fator de capacidade para 0,8.

O ciclo de tório é idêntico ao ciclo de urânio. A quantidade de combustível novo, UO_2 (93%) + ThO_2 , na relação U-5/Th = 1/1, misturada ao combustível reciclado, UO_2 + ThO_2 + $233PaO_2$, é ajustada para que o K_{ef} inicial seja igual em todos os ciclos. O método de ajuste é análogo ao do ciclo de urânio.

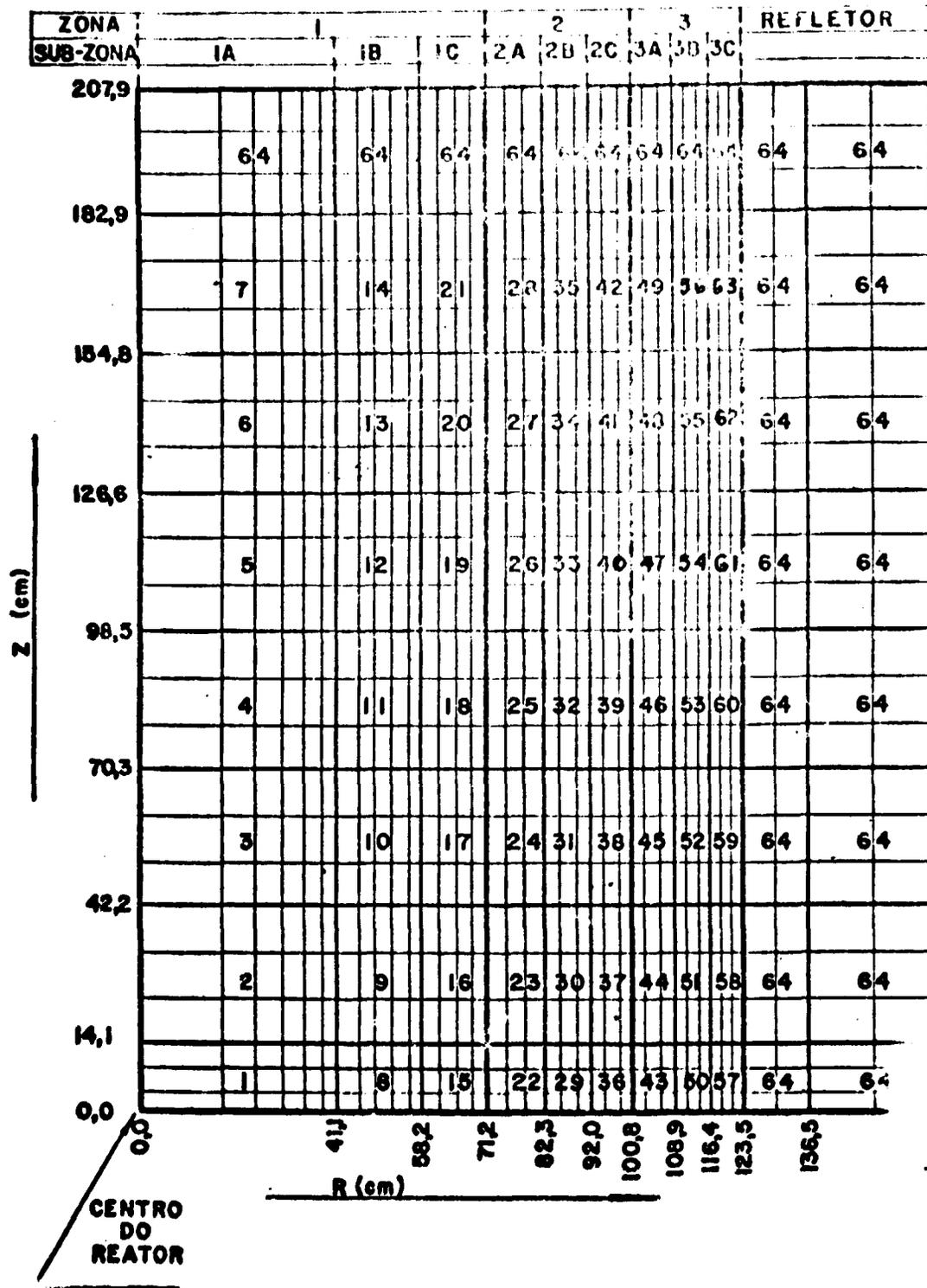


Figura 4.2 - Modelo R Z, Cilindrizado, do Reator Unidade 1 de Angra dos Reis (1/8 do Carço)

As seções de choque dos núclídeos considerados neste estudo foram calculadas inicialmente, para cada zona de cada tipo de reator, levando-se em conta os tipos de combustível e seu enriquecimento no caroço inicial (Seção 4.2). A célula utilizada nesses cálculos é a célula da Figura 3.2 e o programa é o HAMMER (Apêndice B)⁽²⁴⁾. Este conjunto de seções de choque foi condensado de 4 para 2 grupos de energia a fim de economizar tempo de computação. A Figura 4.3 apresenta o esquema dos cálculos.

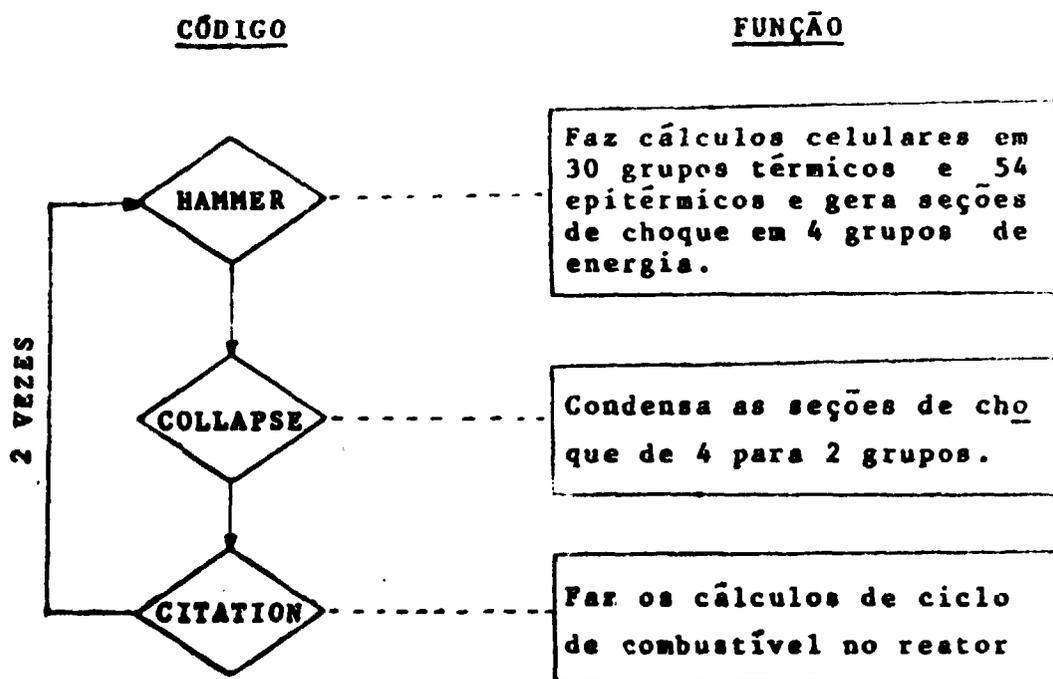


Figura 4.3 — Esquema da Sequência dos Cálculos por Programa

Essas seções de choque iniciais foram utilizadas nos ajustes dos K_{eff} , que discutimos no penúltimo parágrafo da seção dedicada aos ciclos de urânio e de tório. Após o ajuste, foram corridos 6 ciclos completos para se obter concentrações aproximadas de equilíbrio dos núclídeos tratados. As concentrações médias dos núclídeos nas três zonas do reator, no meio do 6º ciclo quando se inicia o estado de quase-equilíbrio foram utilizadas para gerar um novo conjunto de seções de choque. A geometria é a da célula da Figura 3.2 e o programa utilizado, o HAMMER. O conjunto de seções de choque assim obtido foi então condensado de 4 para 2 grupos pelo programa COLLAPSE⁽¹⁾. As seções de choque resultantes, para os ciclos de urânio e de tório, estão exibidas nas Tabelas IV.2 e IV.4. As seções de choque no ciclo de combustível padrão são bastante semelhantes às do ciclo de urânio, e por isso não foram tabeladas. As seções de choque dos núclídeos componentes do refletor foram consideradas iguais às dos mesmos núclídeos na zona 3 do caroço, pois o fluxo de nêutrons nessas duas regiões comporta-se semelhantemente.

Estas tabelas mostram que, ao passar da zona 3 para a zona 1, as seções de choque de absorção e de fissão aumentam aproximadamente de 5%. Este fato é explicado pela alta taxa de absorção de nêutrons no material físsil do combustível novo da zona 3, cuja elevada concentração reduz a eficiência da absorção de nêutrons nos outros tipos de núclídeos. Na zona 1, onde os isótopos físsis estão menos concentrados, pois o combustível já foi queimado durante dois ciclos, primeiramente na zona 3 e depois

Tabela IV.2

Secções de Choque Microscópicas Médias de Absorção e de Fissão, em Dois Grupos de Energia, para o Reator Funcionando no Ciclo de Urânio

Zona $\bar{\sigma}$	I (Barn)				II				III e Reflector			
	Absorção		Fissão		Absorção		Fissão		Absorção		Fissão	
Grupo	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2
U-235	12,5	274,0	8,36	234,0	12,2	263,0	8,18	225,0	11,8	254,0	7,98	216,0
U-236	7,27	2,66	0,233	0,0	6,99	2,56	0,235	0,0	7,20	2,48	0,238	0,0
U-238	0,931	1,20	0,114	0,0	0,917	1,16	0,115	0,0	0,909	1,12	0,117	0,0
Np-237	14,8	115,0	0,531	0,0159	14,7	115,0	0,535	0,0156	14,7	114,0	0,541	0,0153
Pu-238	6,18	201,0	1,17	5,72	6,11	192,0	1,17	5,46	6,04	184,0	1,19	5,23
Pu-239	16,0	925,0	9,71	595,0	15,8	907,0	9,59	582,0	15,6	900,0	9,48	576,0
Pu-240	112,0	147,0	0,586	0,0	110,0	143,0	0,590	0,0	110,0	140,0	0,597	0,0
Pu-241	27,1	866,0	16,9	609	26,8	837,0	16,8	590,0	26,7	815,0	16,8	575,0
Pu-242	21,5	9,32	0,559	0,0	20,0	8,97	0,563	0,0	20,3	8,67	0,571	0,0
Am-243	30,9	39,9			30,5	38,5			31,4	37,1		
Cm-244	19,0	11,8	0,0	0,740	18,7	11,8	0,0	0,740	18,4	11,8	0,0	0,740
Xe-135	85,3	$1,67 \times 10^6$			83,4	$1,60 \times 10^6$			82,5	$1,53 \times 10^6$		
Sm-149	74,6	$3,82 \times 10^4$			73,1	$3,66 \times 10^4$			72,1	$3,51 \times 10^4$		
SSFF	6,06	31,1			5,99	29,9			5,97	28,9		
Zr	0,0527	0,0930			0,0526	0,0916			0,0524	0,0903		
Fe	0,0290	1,47			0,0285	1,46			0,281	1,46		
H	0,00371	0,191			0,00364	0,191			0,00359	0,190		
O	0,00347	0,0			0,00350	0,0			0,00355	0,0		
B-10	42,9	2240,0			42,1	2230,0			41,5	2220,0		

Tabela IV.3

Seções de Choque Microscópicas Médias de Absorção e de Fissão, em Dois Grupos de Energia, para o Reator Funcionando no Ciclo de Tório

Zona $\bar{\sigma}$ Grupo	I (Barn)				II				III e Refleto:			
	Absorção		Fissão		Absorção		Fissão		Absorção		Fissão	
	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2
Th-232	0,680	3,44	0,0275	0,0	0,673	3,37	0,0278	0,0	0,664	3,29	0,0282	0,0
Pa-233	24,7	20,2	0,538	0,0	24,5	19,8	0,542	0,0	24,3	19,4	0,549	0,0
U-233	30,1	263,0	25,3	240,0	29,7	258,0	25,0	236,0	29,5	252,0	24,8	230,0
U-234	14,7	43,2	0,536	0,0	14,2	42,4	0,540	0,0	14,8	41,4	0,546	0,0
U-235	12,6	282,0	8,45	241,0	12,4	277,0	8,34	235,0	12,1	270,0	8,17	230,0
U-236	7,56	2,73	0,232	0,0	7,10	2,68	0,234	0,0	7,46	2,61	0,237	0,0
U-238	7,88	1,23	0,114	0,0	7,62	1,21	0,115	0,0	7,51	1,18	0,117	0,0
Np-237	15,1	111,0	0,527	0,0166	15,0	111,0	0,531	0,0166	14,7	111,0	0,538	0,0166
Pu-238	6,20	204,0	1,16	5,80	6,15	204,0	1,17	5,80	6,09	204,0	1,18	5,80
Pu-239	16,7	1088,0	10,0	691,0	16,5	1083,0	9,94	688,0	16,4	1078,0	9,84	683,0
Pu-240	215,0	151,0	0,590	0,0	212,0	149,0	0,594	0,0	215,0	146,0	0,601	0,0
Pu-241	28,0	942,0	17,4	668,0	27,8	928,0	17,3	659,0	27,7	912,0	17,3	648,0
Pu-242	32,6	9,56	0,556		32,3	9,56	0,560	0,0	31,8	9,56	0,567	0,0
Am-243	31,9	41,0			31,5	41,0			31,1	41,0		
Cm-244	19,4	12,1	0,0	0,758	19,2	12,1	0,0	0,758	18,9	12,1	0,0	0,758
Xe-135	91,7	$1,68 \times 10^6$			90,1	$1,64 \times 10^6$			89,5	$1,59 \times 10^6$		
Sm-149	81,4	$3,85 \times 10^4$			80,1	$3,76 \times 10^4$			79,4	$3,65 \times 10^4$		
SSFP	6,28	31,8			6,23	31,2			6,23	30,5		
Zr	0,0528	0,0931			0,0527	0,0923			0,0526	0,0914		
Fe	0,0303	1,45			0,0298	1,44			0,0295	1,44		
H	0,00387	0,188			0,00382	0,188			0,00378	0,188		
O	0,00349	0,0			0,00352	0,0			0,00357	0,0		
B-10	44,8	2200,0			44,1	2200,0			43,6	2190,0		

na zona 2, antes de chegar à zona 1, os outros núclídeos são maiores absorvedores de nêutrons do que no combustível novo. As seções de choque dos núclídeos físeis aumentam à medida que o combustível é queimado, pois a queima diminui a concentração dos núclídeos físeis, e, por conseguinte, reduz o efeito de auto-blindagem. Observa-se também que a seção de choque de absorção do grupo 1, que inclui as ressonâncias do U-238, é 8 vezes maior no ciclo de tório do que no ciclo de urânio, o que se deve ao efeito de auto-blindagem da região das ressonâncias, muito maior para o ciclo de urânio, onde o U-238 aparece em grande quantidade, do que para o ciclo de tório.

Com esse conjunto de seções de choque, foram rodados 12 ciclos completos para os três ciclos de combustível estudados. O K_{ef} inicial no ciclo de urânio, com as seções de choque médias, foi ajustado para 1,09 e no ciclo de tório, 1,13.

Tabela IV.4

Seções de Choque de Transporte e de Espalhamento

Ciclo	Zona	σ_{tr1} (barn)	σ_{tr2}	$\sigma_{1 \rightarrow 2}$	$\sigma_{2 \rightarrow 1}$	$\sigma_{2 \rightarrow 2}$
U	I	9,94	33,4	1,57	0,539	0,0
	II	9,96	33,6	1,58	0,528	0,0
	III	9,94	33,7	1,59	0,522	0,0
Th	I	10,0	32,9	1,56	0,573	0,0
	II	10,0	33,0	1,57	0,563	0,0
	III	9,98	33,1	1,59	0,558	0,0

4.4 – Resultados dos Cálculos

A acumulação dos principais núclídeos nos três ciclos estudados está representada nas figuras 4.4, 4.5 e 4.6. As quantidades correspondem ao início de cada ciclo. No ciclo padrão, as concentrações dos isótopos de plutônio e do isótopo U-236 entram em equilíbrio já a partir do 2º ciclo, e a do U-235, a partir do 4º, devido ao seu esquema simples de administração de combustível (Seções 4.2 e 4.3). O aumento brusco na carga inicial de U-235 do 1º para o 2º ciclo, no ciclo de tório, deve-se ao fato de ser muito pequeno o enriquecimento médio do combustível no caroço inicial – 3,0% –, tanto que o 1º ciclo dura apenas 22 dias (Tabela IV.6). A consequência é que o ciclo de tório requer um estoque físsil 15% maior do que o ciclo de urânio, como já discutimos nos Capítulos 2 e 3.

A acumulação dos isótopos físeis convertidos atinge o equilíbrio a partir do 6º ciclo, mas devido à reciclagem, a quantidade de núclídeos absorvedores parasitas, U-236 e Pu-242, continua a crescer mesmo nos últimos ciclos. Isso faz com que o estoque de U-235 passe por um mínimo, e daí então comece a crescer constantemente em ambos os ciclos. Esse mínimo é menor no ciclo de tório, 940 Kg de U-235, do que no de urânio, 1000 Kg, e ocorre no 8º ciclo e 2º ciclo, respectivamente. O crescimento do estoque de U-235 a partir desse ponto de mínimo, é maior para o ciclo de urânio, já que no ciclo de tório a acumulação de U-236 é parcialmente equilibrada pela acumulação do U-234, que também não atingiu o equilíbrio, devido à formação do U-235 por captura de nêutron pelo U-234. O U-238 no ciclo de tório é introduzido no reator com o urânio de alimentação, cujo enriquecimento é 93% de U-235.

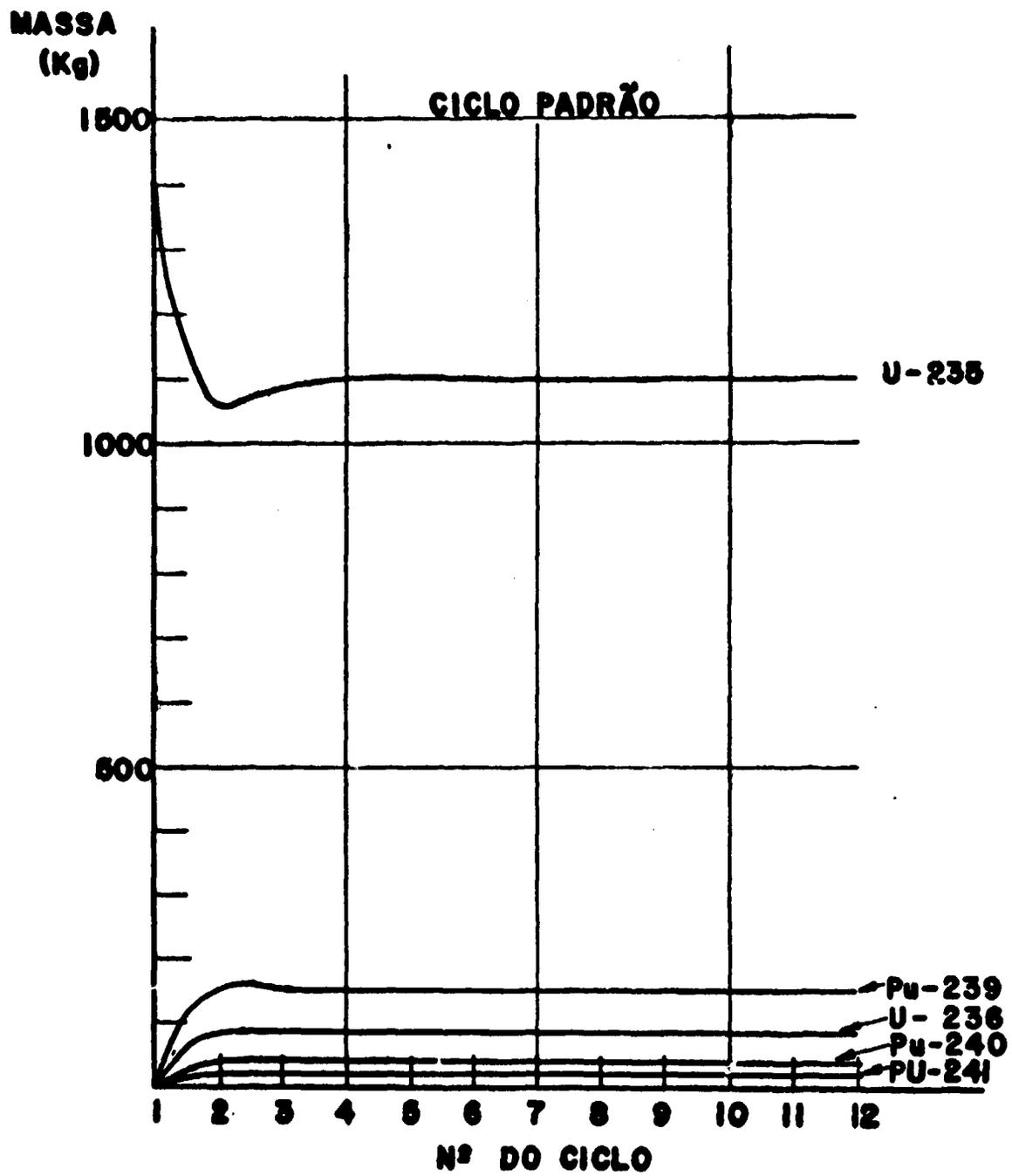


Figura 4.4 - Acumulação dos Principais Nuclídeos Pesados no Reator Funcionando no Ciclo Padrão

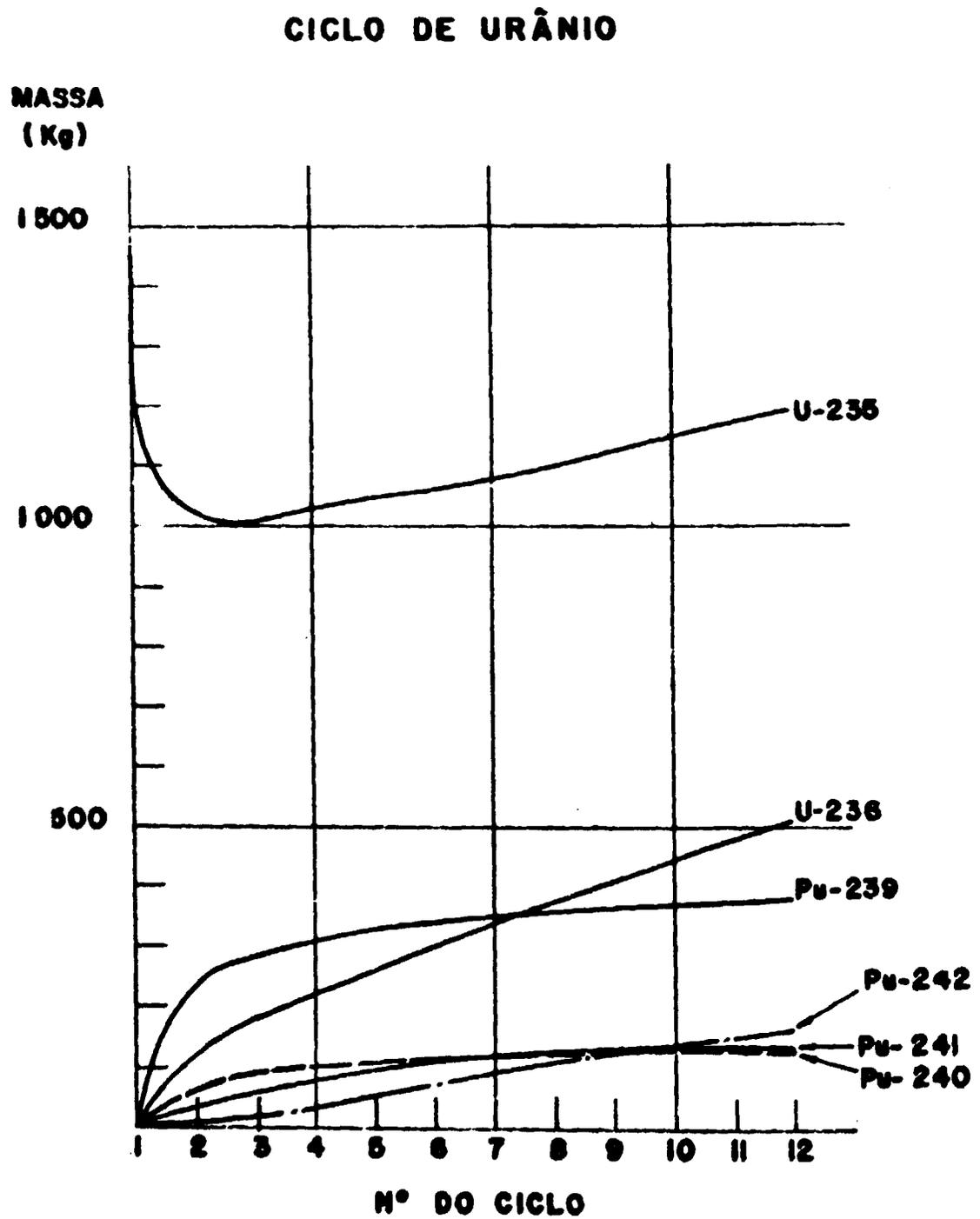


Figura 4.5 - Acumulação dos Principais Nuclídeos Pesados no Reator Funcionando no Ciclo de Urânio

CICLO DE TÓRIO

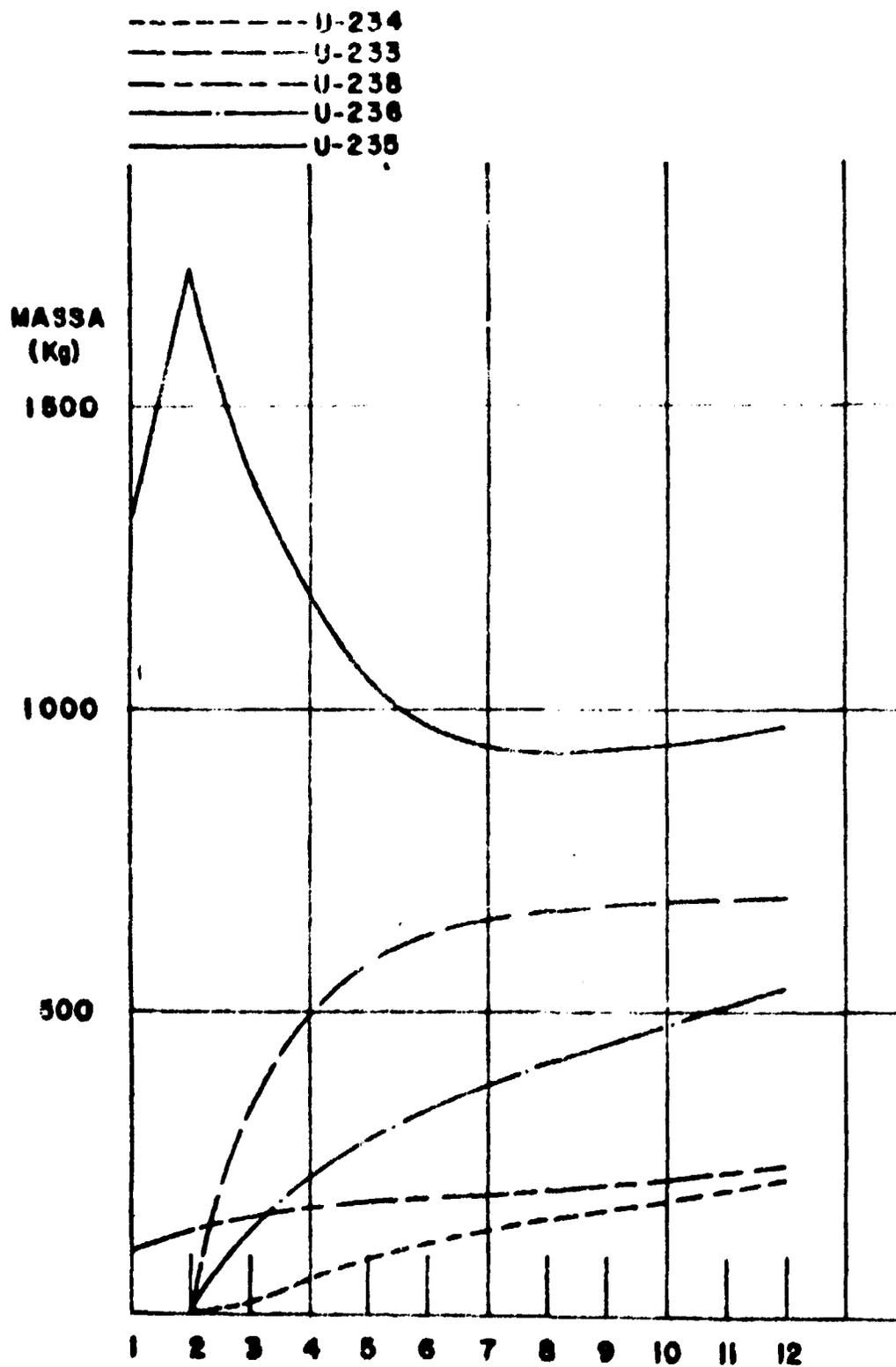


Figura 4.6 – Acumulação dos Principais Nuclídeos Pesados no Reator Funcionando no Ciclo de Tório

A Tabela IV.5 apresenta o balanço de nêutrons para os três tipos de ciclo de combustível estudados. Observa-se que devido à reciclagem do material físsil, a absorção de nêutrons pelos isótopos parasitas pesados (U-236, Pu-242, Np-237, Am-243, etc.) sobe de 0,7% no reator padrão, para 4,4% no reator funcionando no ciclo de urânio. A absorção parasita nos isótopos pesados (Pa-233, U-236 e Np-237) do ciclo de tório é 3,1%. A produção de nêutrons pelos nuclídeos físseis convertidos é de 37% no ciclo padrão e de 52% nos ciclos de urânio e de tório, sendo o acréscimo explicado pela reciclagem do material físsil convertido nestes dois últimos ciclos.

Tabela IV.5

Balanço de Nêutrons e Razão de Conversão
no Meio do Ciclo Nº 12

Ciclo	Urânio		Tório		Padrão	
	Absorção	Produção	Absorção	Produção	Absorção	Produção
Th-232			0,246	0,017		
Pa-233			0,004	0,000		
U-233			0,232	0,511		
U-234			0,024	0,002		
U-235	0,203	0,395	0,224	0,441	0,280	0,555
U-236	0,019	0,002	0,022	0,002	0,006	0,000
U-238	0,232	0,069	0,010	0,000	0,271	0,075
Np-237	0,004	0,000	0,005	0,000	0,001	0,000
Pu-238	0,003	0,000	0,001	0,000	0,000	0,000
Pu-239	0,202	0,371	0,007	0,013	0,175	0,322
Pu-240	0,073	0,001	0,002	0,000	0,307	0,000
Pu-241	0,072	0,151	0,001	0,002	0,021	0,044
Pu-242	0,017	0,001	0,000	0,000	0,001	0,000
Am-243	0,004		0,000		0,000	
Cm-244	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
Xe-135	0,018		0,022		0,020	
Sm-149	0,008		0,016		0,006	
SS-FP	0,034		0,041		0,040	
Zr	0,008		0,009		0,009	
Fe	0,009		0,012		0,014	
H	0,041		0,049		0,058	
O	0,003		0,003		0,004	
B-10	0,048		0,066		0,063	
Fuga	0,003		0,004		~ 0	
CR	0,584		0,582		0,588	

A razão de conversão é praticamente igual para os três ciclos (0,58) como era de se esperar (Capítulo 3).

Cabem duas observações com respeito à absorção de nêutrons nos elementos férteis:

- 1) o efeito de blindagem das ressonâncias, de um nuclídeo para outro, é bem menor que o efeito de auto-blindagem, quer dizer, provocado por um nuclídeo sobre si

mesmo. Pode-se observar nas Tabelas IV 2 e IV 3 que a seção de choque de absorção do U-238, no grupo I, que inclui as ressonâncias, é 8 vezes menor no ciclo de urânio do que no ciclo de tório. Isso ocorre porque as ressonâncias do U-238 e Th 232 no ciclo de tório não coincidem.

- 2) a seção de choque média de absorção do U-236 é cerca de 2,6 vezes maior do que a do U-238 no urânio com baixo enriquecimento, nos ciclos padrão e de urânio, mas no urânio altamente enriquecido, no ciclo de tório, ambas são iguais. Isso acontece porque o efeito de auto blindagem do U-238 é maior no ciclo de urânio, onde ele aparece em grande quantidade, 50 toneladas, do que no ciclo de tório, onde ocorre em pequena quantidade, 200 Kg (Ver Tabelas IV 2, IV.3 e IV.5 e Figuras 4.5 e 4.6)

A variação da concentração do boro natural na água com o tempo de queima, para os três tipos de ciclos estudados, está representada na Figura 4.7. A inclinação das curvas é praticamente a mesma nos três casos, sendo levemente maior no ciclo de tório devido à maior queda de reatividade nesse ciclo (Figura 3.3). A queda inicial brusca na concentração de boro ocorre porque as concentrações de Xe 135 e Sm 149 aumentam consideravelmente durante os primeiros dias, atingindo, em seguida, o equilíbrio.

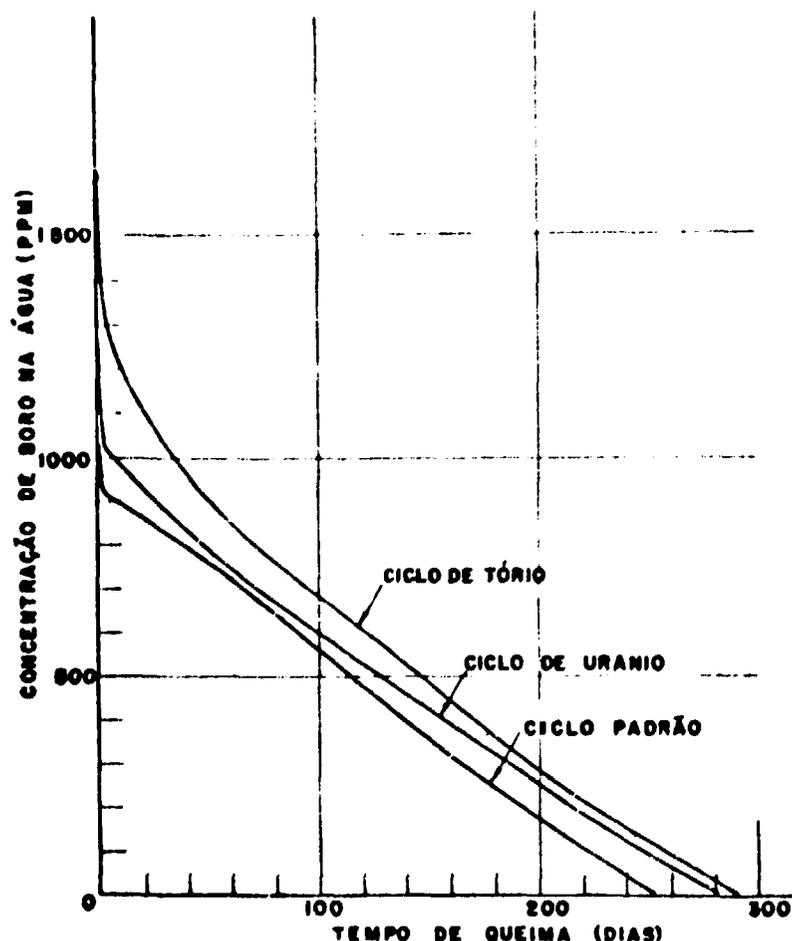


Figura 4.7 – Variação da Concentração de Boro Natural na Água com o Tempo de Queima do Combustível (12º Ciclo)

A máxima densidade de potência para cada ciclo está representada na Figura 4.8. Após 3 ciclos, a densidade de potência atinge um equilíbrio relativo sendo 16% menor no ciclo de urânio que nos ciclos padrão e de torio. Tal fato deriva da menor queda de reatividade do combustível com reciclagem de urânio e plutônio, pois os isótopos de plutônio atingem o equilíbrio após alguns ciclos. O resultado é uma distribuição de densidade de potência mais uniforme neste ciclo (urânio). A máxima densidade, desprezadas as variações rápidas nos dois primeiros passos devido a acumulação do Xe-135 e Sm-149, ocorre, geralmente, nos primeiros 100 dias de queima do combustível na Região 43 do caroço (Figura 4.2) que contém combustível novo.

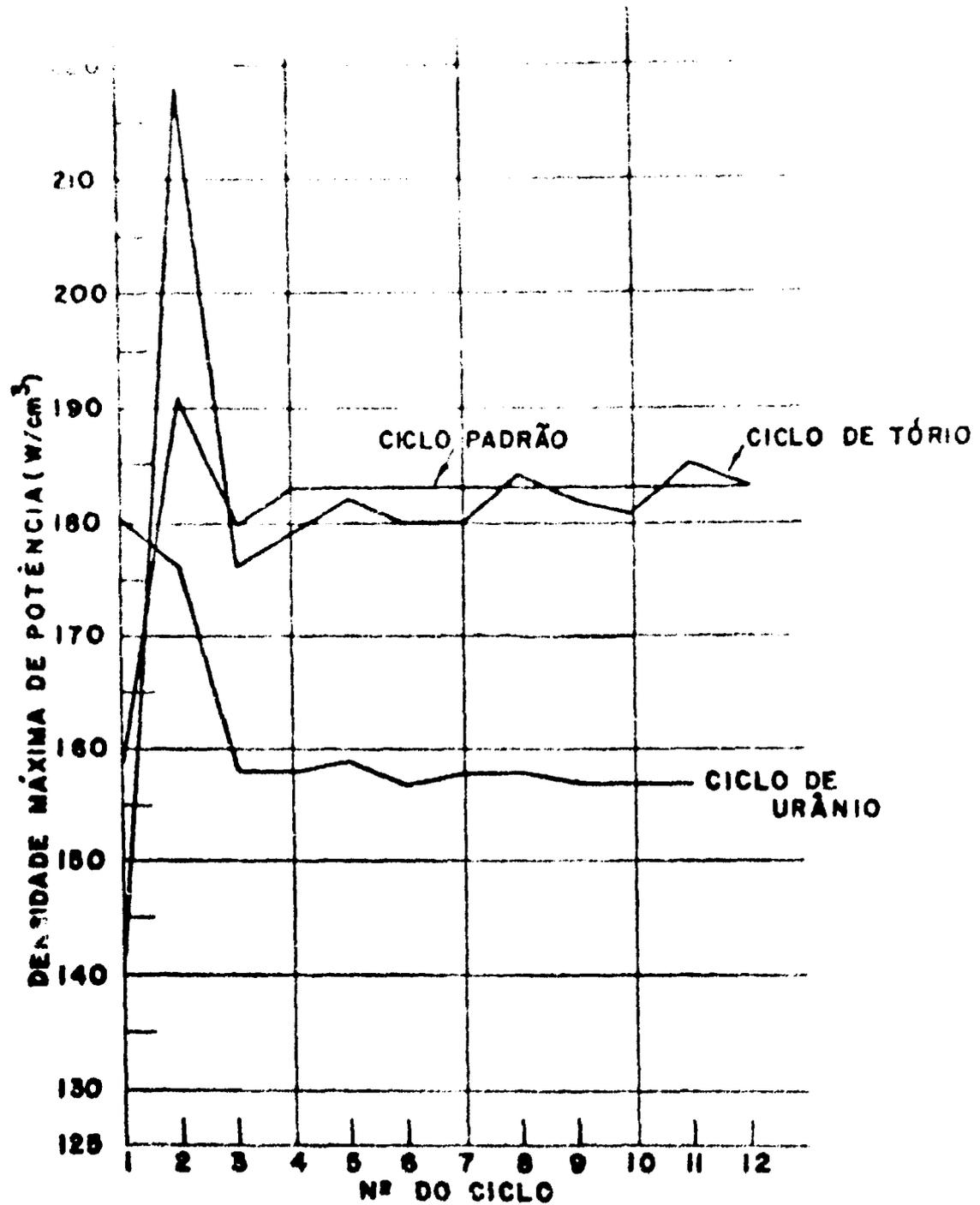


Figura 4.8 - Máxima Densidade de Potência

4.5 – Consumo de U-235

A Tabela IV.6 apresenta a duração dos doze ciclos e o consumo de U-235 nos três reatores estudados. Como já mencionamos na Seção 4.4, a pequena duração do primeiro ciclo no reator com tório, se explica pelo maior estoque físsil exigido pelo tório em relação ao urânio. Observe-se que o consumo médio diário de U-235, integrado nos doze primeiros ciclos, é maior no ciclo de tório do que no ciclo de urânio. A pequena diferença no fator de capacidade dos três ciclos pode causar uma diferença no consumo de U-235, pois quanto maior a queima de combustível, maior o consumo diário de U-235, em virtude da acumulação dos produtos de fissão.

A Figura 4.9 apresenta o consumo médio diário de U-235 para os três reatores. O consumo é máximo no ciclo padrão, pois o plutônio produzido é retirado do reator e estocado. O consumo no ciclo de tório é maior do que no ciclo de urânio até o 6º ciclo, devido à demora na formação do estoque de U-233 com relação ao Pu físsil. A partir do 6º ciclo, o consumo de U-235 no reator com tório se equilibra, mas começa a aumentar no reator com urânio. Isso provém da acumulação crescente do U-236 e Pu-242 no ciclo de urânio, enquanto no ciclo de tório a acumulação crescente do U-236 é equilibrada pela acumulação também crescente do U-234, que, por captura de nêutrons, produz a complementação do U-235 necessário.

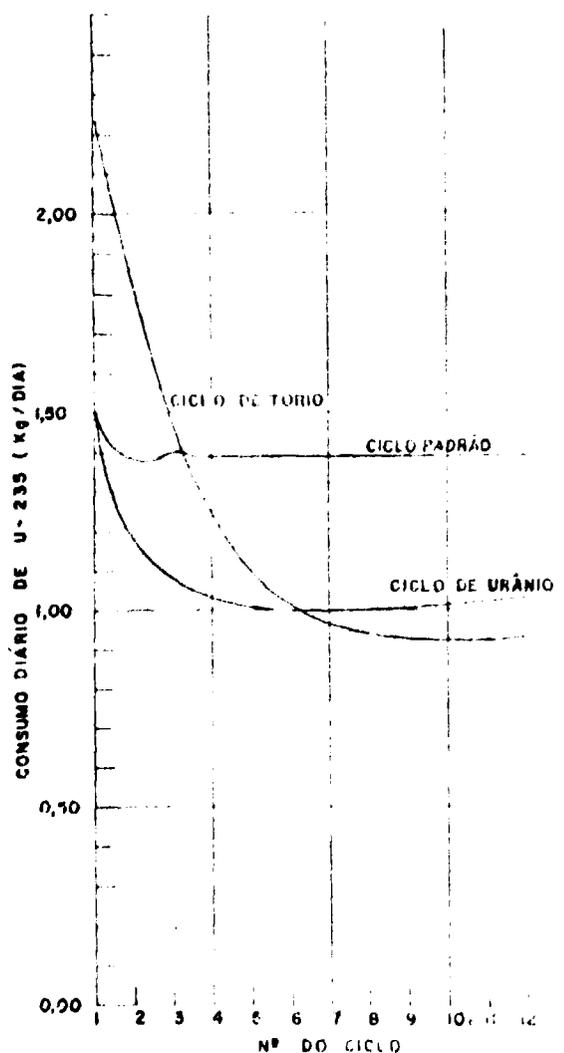


Figura 4.9 – Consumo de U-235

Tabela IV.6
Consumo de U-235

Ciclo	Urânio				Tório				Padrão			
	N.º do Ciclo	Duração do Ciclo (dias)	Fator * de capacidade	Consumo de U-235 (Kg)	Consumo Diário de U-235 (Kg/dia)	Duração do Ciclo (dias)	Fator de Capacidade	Consumo de U-235 (Kg)	Consumo Diário de U-235 (Kg/dia)	Duração do Ciclo (dias)	Fator de Capacidade	Consumo de U-235 (Kg)
1	470	1,29	706	1,50	22	0,06	49	2,23	4 89	1,34	732	1,50
2	223	0,61	262	1,17	368	1,01	681	1,85	231	0,63	318	1,38
3	249	0,68	270	1,08	350	0,96	507	1,45	248	0,68	346	1,40
4	270	0,74	281	1,04	322	0,88	400	1,24	253	0,69	352	1,39
5	268	0,73	271	1,01	299	0,82	326	1,09	250	0,68	348	1,39
6	278	0,76	279	1,00	284	0,78	287	1,01	251	0,69	349	1,39
7	278	0,76	279	1,00	283	0,76	274	0,97	251	0,69	349	1,39
8	281	0,77	281	1,00	284	0,78	268	0,94	251	0,69	349	1,39
9	277	0,76	279	1,01	285	0,78	266	0,93	251	0,69	349	1,39
10	278	0,76	281	1,01	284	0,78	263	0,93	251	0,69	349	1,39
11	283	0,78	288	1,02	287	0,79	266	0,93	251	0,69	349	1,39
12	279	0,76	286	1,03	299	0,79	268	0,93	251	0,69	349	1,39
Total	3434		3763		3357		3855		3228		4539	
Média	286	0,78	314	1,10	280	0,77	321	1,14	269	0,74	378	1,41

$$(*) FC = \frac{\text{Duração do Ciclo}}{365}$$

4.6 – Consumo de Urânio Natural, de Trabalho Separativo e Custos Associados

A Tabela IV.7 apresenta o enriquecimento do urânio retirado e do urânio colocado no reator padrão e no reator que opera no ciclo de urânio, no início do ciclo número 12. Os consumos de urânio e de trabalho separativo correspondentes estão na Tabela IV.8. No caso do reator que trabalha no ciclo de urânio, os consumos de urânio e de trabalho separativo foram calculados para dois sistemas de recarregamento: no primeiro, mistura-se urânio enriquecido com 50% de U-235 ao combustível a ser reciclado, e no segundo o combustível reciclado é re-enriquecido e misturado com urânio complementar de mesmo enriquecimento. O cálculo desses consumos para o ciclo de tório basearam-se na mistura de urânio enriquecido com 93% de U-235 ao combustível reciclado.

Tabela IV.7

Massa de U-235 e Enriquecimento Correspondente no Segmento Colocado e no Retirado dos Reactores Padrão e com Reciclagem de Urânio

Ciclo	Massa de U-235 no segmento retirado do reator, Kg e (Enriquecimento, %)	Massa de U-235 no segmento colocado no reator, Kg e (Enriquecimento, %)
Padrão	181 (1,17)	530 (3,29)
Urânio	216 (1,39)	520 (3,22)

O ciclo de tório economiza 10% de urânio com relação ao ciclo de urânio, e 33% com relação ao ciclo padrão. O consumo de trabalho separativo, no reator que opera no ciclo de urânio, é menor se o urânio for re-enriquecido, do que se for misturado com urânio enriquecido com 50% de U-235, pois nesse processo de mistura perde-se parte do trabalho separativo gasto no urânio mais altamente enriquecido. O ciclo de tório consome mais 13% de trabalho separativo do que o ciclo de urânio, com re-enriquecimento do urânio, menos 6% do que esse ciclo se o urânio for misturado ao urânio enriquecido com 50% de U-235, e menos 15% do que o ciclo padrão.

Tabela IV.8

Consumo Anual de Minério de Urânio, de Trabalho Separativo e Custos Associados (12º Ciclo)

Ciclo	Consumo de U-Nat (Kg/dia)	Consumo Anual de SWU	Custos (10 ⁶ \$/a)
Padrão	79200	81000	6,57
Urânio (com mistura do Urânio)	58400	73300	5,43
Urânio (com re-enriquecimento)	58400	60500	4,87
Tório	52900	68600	5,01

Resultados normalizados tal que FC = 0,80 (292 dias/ano) 15\$/LB U₃O₈-Natural; 43\$/SWU
Porcentagem de U-235 no urânio empobrecido = 0,20%.

O custo do consumo do urânio e de trabalho separativo do ciclo de tório é 3% maior do que o do ciclo de urânio com re-enriquecimento, 8% menor do que o do ciclo de urânio com mistura e 24% menor do que o do ciclo padrão. Deve-se salientar que o ciclo padrão produz 111 Kg de plutônio físsil por ano (FC = 0,80, enriquecimento do plutônio = 75%), cujo valor é de \$13/g Pu-físsil se compararmos os custos de depleção dos ciclos padrão de urânio (esse valor está próximo daquele fornecido pela Referência⁽²³⁾ para o valor do plutônio físsil, \$15/g Pu-físsil).

4.7 – Fração Efetiva de Nêutrons Atrasados

A Tabela IV.9 fornece a fração efetiva de nêutrons atrasados nos três reatores. O β -efetivo do ciclo de tório é 6% menor do que o do ciclo de urânio e 18% menor do que o do ciclo padrão, como era de se esperar (Seção 2.6).

Tabela IV.9

Fração Efetiva dos Nêutrons Atrasados
(β_{efet}) no Meio do Ciclo n^o 12

Ciclo	Fração das fissões	β	β -efetivo
Padrão			
U-235	0,555	0,0065	0,0036
U-238	0,075	0,0157	0,0012
Pu-239	0,322	0,0021	0,0007
Pu-241	0,044	0,0030	0,0001
Total			0,0056
Urânio			
U-235	0,395	0,0065	0,0026
U-238	0,069	0,0157	0,0011
Pu-239	0,371	0,0021	0,0008
Pu-241	0,151	0,0030	0,0005
Total			0,0049
Tório			
Th-232	0,017	0,0220	0,0004
U-233	0,511	0,0027	0,0014
U-235	0,441	0,0065	0,0029
Pu-239	0,013	0,0021	0,0000
Total			0,0046

4.8 – Efeito da Temperatura Sobre o Reator com Tório

A Tabela IV.10 apresenta os resultados do cálculo do K_{∞} do reator com tório no começo e no fim do ciclo 12, com o reator funcionando à potência total e com o reator parado. Nota-se que a reatividade inicial aumenta com a temperatura, o que torna o reator instável. Esse inconveniente pode ser eliminado com a colocação de barras de veneno queimável no caroço; assim, mesmo com o aumento da temperatura do reator, o que diminui a concentração de água, e portanto a de Boro, o K_{∞} do reator não aumenta. A reatividade no final do ciclo diminui com a temperatura, o que torna o reator estável.

Tabela IV.10

Efeito da Temperatura Sobre o K_{∞} do Reator com Tório (12º Ciclo)

	Começo do Ciclo	Fim do Ciclo
K_{∞} (quente)	1,031	1,043
K_{∞} (tório $\equiv 20^{\circ}\text{C}$)	1,023	1,084
ΔK	+ 0,008	- 0,041

(*) Inclui a absorção do Xe-135 e do Sm-149.

4.9 – Erros Envolvidos

As fontes principais de erros e imprecisões que contribuem para as incertezas finais do consumo de urânio e do consumo e produção dos isótopos em geral são as seguintes:

- erros nas seções de choque dos nuclídeos;
- aproximação das seções de choque médias dos nuclídeos pela seção de choque média do meio do 6º ciclo. O cálculo das seções de choque deveria ser feito após cada passo, ou seja, após cada ajuste na concentração de B-10, que exigiria a interligação dos programas CITATION e HAMMER, já que seriam necessários cerca de 100 cálculos de seções de choque para cada zona do reator;
- aproximação da teoria de transporte pela teoria de difusão em dois grupos de energia. O CITATION utiliza a aproximação de difusão; no entanto, poderiam ser utilizados 4 grupos de energia, ou mais, num cálculo mais apurado, com o objetivo de verificar o efeito sobre os resultados;
- aproximação por equação de diferenças finitas. Poder-se-ia aumentar o número de regiões e de sub-regiões do reator, para efeito de cálculo, para investigar a sua influência nos resultados;
- aproximação da queima do combustível, e portanto no ajuste da concentração de B-10, por passos finitos. Pode-se diminuir o intervalo de tempo dos passos para estudar o efeito sobre os resultados;
- precisão nos cálculos internos do programa CITATION. O fluxo de nêutrons é variado em cada sub-região do reator, no início de cada passo, nos ajustes da concentração de boro, durante um número máximo de iterações pré-fixado, até que essa variação, de uma iteração

para outra, seja menor do que um valor pré-estabelecido. O número máximo de interações adotado foi 20, e a máxima variação no fluxo de nêutrons — 0,003 — . O erro cometido aqui, no consumo de urânio, gira em torno de 1%, pois em alguns passos, o número máximo de iterações esgotou-se sem que o fluxo tivesse ainda se estabilizado;

- g) aproximação na geometria do reator. O programa CITATION comporta a análise do modelo do reator em geometria X-Y-Z, ao invés da geometria cilíndrica R-Z utilizada nos cálculos, que permite a consideração do sistema de recarga do reator mais próximo da realidade fornecendo, portanto, resultados mais precisos.

A estimativa final da precisão dos resultados é difícil de ser feita por envolver muitas fontes de imprecisão. Portanto, os resultados finais podem estar falseados pelas incertezas envolvidas; entretanto, os erros nos resultados absolutos não invalidam as conclusões, pois o que tínhamos em vista eram análises comparativas. Obviamente, foram sempre utilizados os mesmos métodos de cálculo.

4.10 — Conclusões e Observações

O consumo de U-235 no ciclo de tório é menor do que no ciclo de urânio a partir do 6º ano de funcionamento do reator, sendo que no 12º ano a vantagem é de 10%. No entanto, a economia no consumo total de U-235 durante o tempo de vida total do reator, 30 anos, é de apenas 4%, em virtude do elevado consumo de U-235 nos primeiros anos. O ciclo de tório consome mais 13% de trabalho separativo do que o ciclo de urânio, se neste último o urânio reciclado foi re-enriquecido ao invés de ser misturado com urânio altamente enriquecido, e menos 15% do que o ciclo padrão.

O preço do plutônio físsil, baseado na comparação do ciclo de urânio com re-enriquecimento e do ciclo padrão, é de \$13/g

A máxima densidade de potência no reator com tório é semelhante à do reator padrão. A melhor distribuição de densidade de potência ocorre no ciclo de urânio, em razão da queda relativamente pequena da reatividade do plutônio com a queima.

As frações efetivas de nêutrons atrasados nos ciclos de urânio e de tório são quase iguais, mas são 15% menores do que a do ciclo padrão.

O aumento da reatividade com a temperatura, nos reatores de tório, nos começos dos ciclos, pode exigir a introdução de barras de veneno queimável no núcleo a fim de tornar negativo o coeficiente de temperatura.

OTIMIZAÇÃO

5.1 — Preliminares

Ainda se sente a falta de um estudo completo sobre a otimização do ciclo de tório, em PWRs, envolvendo a razão de conversão, consumo de U-235 e custos do ciclo de combustível. Tal estudo variaria a relação moderador/combustível, o tempo de queima do combustível e o sistema de administração do combustível alterando o número de segmentos, intervalo de tempo entre a troca de combustível e outros parâmetros.

5.2 – Otimização do Diâmetro da Barra de Combustível

Um estudo⁽¹⁵⁾ realizado no Instituto de Energia Atômica, a ser publicado, trata da otimização do diâmetro da barra de combustível, ou seja, da otimização da relação moderador/combustível, para o reator de Angra dos Reis, com relação ao consumo de U-235 e custos associados.

Os estudos baseiam-se na célula da Figura 3.2 e os cálculos foram feitos com o programa CITHAMMER. Variou-se o diâmetro da barra de combustível mantendo-se constantes o tempo de irradiação e a densidade de potência no combustível, o que minimiza modificações na operação do reator (isto é, um ano por ciclo, três segmentos). O enriquecimento inicial para cada diâmetro foi variado para que resultasse $K_{\infty} = 1$ após 450 dias de queima. As razões de conversão correspondentes foram corrigidas para levar em conta os efeitos do B-10 e da fuga de nêutrons.

O consumo de U-235 encontra-se na Figura 5.1. Os custos associados ao consumo, enriquecimento, fabricação e reprocessamento do urânio estão na Figura 5.2. O custo mínimo ocorre para o diâmetro do combustível em torno de 11 mm, o que corresponde a uma relação molecular moderador/combustível, ($H_2O/(U + Th)$), igual a 1,1. Sem alteração da célula da Figura 3.2, essa relação é de 2,1.

O mesmo estudo deve ser repetido para o ciclo de urânio a fim de permitir a comparação do consumo de U-235 e dos custos nos respectivos pontos ótimos. O único ponto da curva do consumo de U-235 no ciclo de urânio (Figura 5.1) indica que o ciclo de tório consome menos de que 20% de U-235 com relação ao ciclo de urânio.

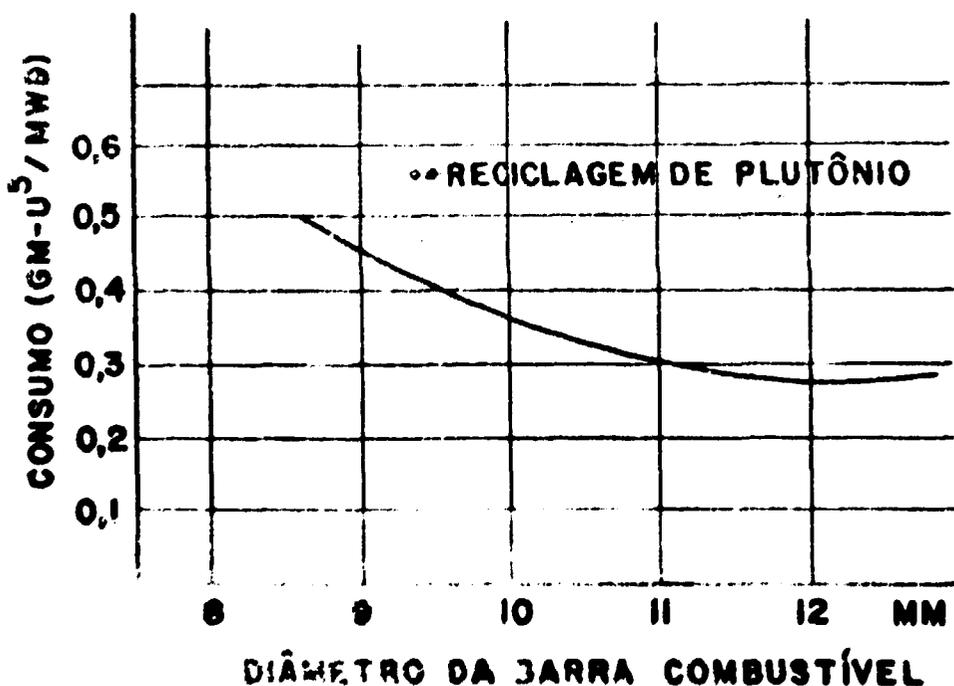


Figura 5.1 – Consumo de U 235 no Ciclo do Tório

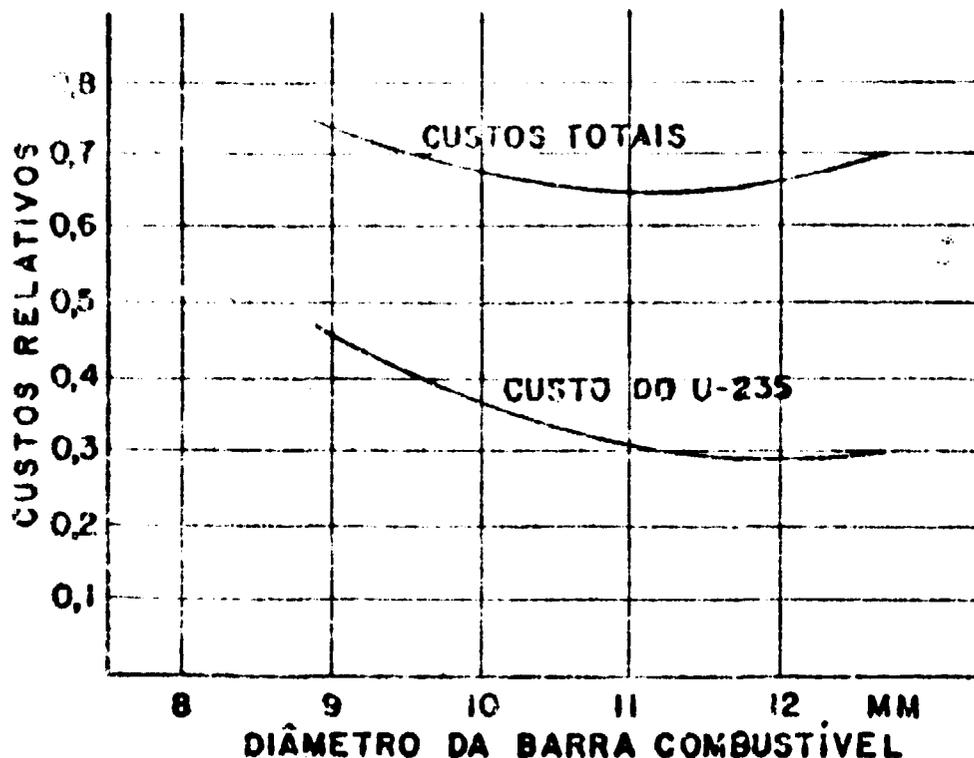


Figura 5.2 — Custos de Depleção, Reprocessamento e Fabricação do Combustível

5.3 — Ciclo Misto de Urânio e Tório, em PWRs, Utilizando U-238 e Th-232. Intimamente Ligados, na Relação Atômica Aproximada de Um para Um

A idéia inicial desse tipo de ciclo misto surgiu da primeira observação feita na Seção 4.4 a respeito da não coincidência dos picos de ressonância de absorção de nêutrons nos nuclídeos férteis. Ao compararmos as energias onde ocorrem os picos de ressonância nos nuclídeos férteis, ou de quaisquer outros nuclídeos, observamos que dificilmente existem picos que ocorrem no mesmo ponto, e se existem, certamente estão mascarados pelas incertezas envolvidas na sua determinação⁽⁵⁾. Nesta seção, tentaremos mostrar, resumidamente, como utilizar esse fato para aumentar a seção de choque média de absorção dos nuclídeos férteis, em PWRs, e, conseqüentemente, aumentar a razão de conversão (e diminuir o consumo líquido de combustível), utilizando um ciclo misto de urânio e tório.

A Figura 5.3 mostra, de maneira bem simplificada, o que ocorre a dois nêutrons ao atravessarem uma barra de combustível. Suponhamos que o U-238 tenha um pico de ressonância na energia do nêutron nº 1, e o Th-232, na energia do nêutron nº 2. A probabilidade do nêutron nº 2 escapar da barra de combustível cujo elemento fértil é o U-238 é praticamente um, já que o poder de moderação das barras é desprezível; quanto ao nêutron nº 1, a probabilidade dele chegar ao meio da barra é zero, o que faz com que os átomos de U-238 da direita da barra sejam sub-utilizados (efeito de auto-blindagem). Ocorre exatamente o oposto na barra com Th-232.

Suponhamos agora, que se misturem o U-238 e o Th-232 numa mesma barra. As concentrações dos mesmos ficam reduzidas à metade, embora ainda suficientemente grandes para absorverem os dois

nêutrons, e diminuir, portanto, a probabilidade deles serem absorvidos nos outros nuclídeos, físeis, estruturais, parasitas, H, etc.. Num PWR, onde as barras de combustível são cilíndricas, é importante que o U-238 e Th-232, na proporção atômica aproximada de um para um, estejam intimamente ligados para maximizar a absorção de ambos os tipos de nêutrons e minimizar o efeito de auto-blindagem. Ocorre então um aumento da seção de choque média de absorção nos dois nuclídeos férteis, com relação aos casos separados, que é significativo, pois mais de 60% das absorções nesses isótopos ocorrem na região das ressonâncias (1 eV - 10 KeV).

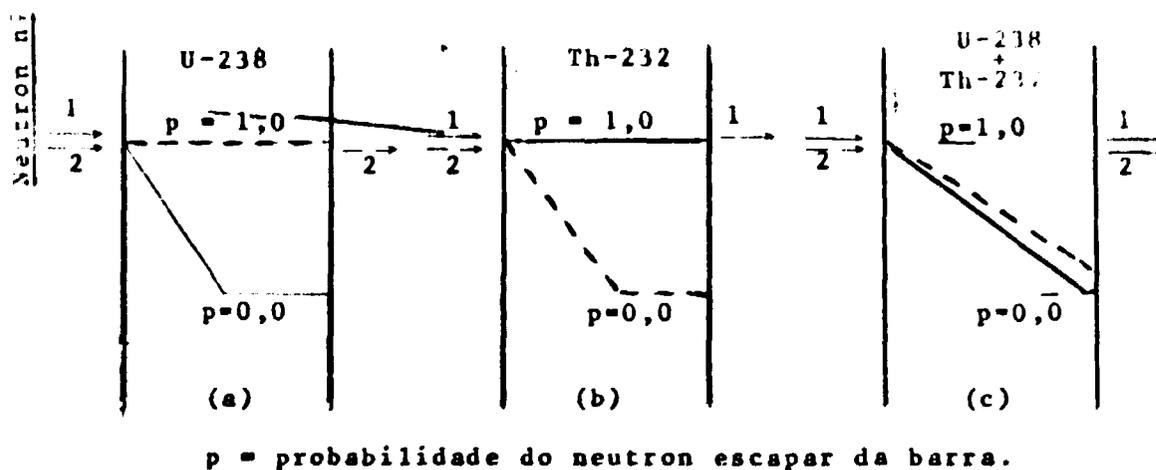


Figura 5.3 - Efeito de Auto-blindagem

A Figura 5.4 esquematiza a probabilidade dos nêutrons serem absorvidos nos três tipos de nuclídeos, físeis, férteis e parasitas (todos os outros nuclídeos), numa barra simples (com U-238 ou Th-232), na barra composta (com U-238 e Th-232) e na barra composta com aumento da quantidade de combustível físsil para retornar o sistema à criticalidade.

A distribuição aproximada da probabilidade de absorção de nêutrons pelos três tipos de nuclídeos é: físeis (0,5), férteis (0,3) e parasitas (0,2). A razão de conversão correspondente é 0,6 e o consumo líquido, proporcional a 0,4 (Figura 5.4a). O reator, desprezadas as fugas de nêutrons, está crítico: $K_{\infty} = f\epsilon\eta = 1$, onde f representa a probabilidade dos nêutrons serem absorvidos pelos nuclídeos físeis, e o produto $\epsilon\eta$, o número de nêutrons produzidos pelo sistema por nêutron absorvido nos nuclídeos físeis.

Ao aumentarmos a probabilidade de absorção de nêutrons nos nuclídeos férteis, ciclo misto - Figura 5.4b, reduz-se automaticamente a mesma nos nuclídeos físeis e parasitas. O exemplo da Figura 5.4b supõem um aumento de 10% na probabilidade de absorção de nêutrons nos nuclídeos férteis. Isso causa um aumento na razão de conversão (0,60 \rightarrow 0,689) mas o reator fica subcrítico, pois f diminui. O produto $\epsilon\eta$ fica praticamente constante, já que η é característico dos nuclídeos

físseis e não ocorrem fissões nos núclídeos férteis na região das ressonâncias. Portanto, para tornar o sistema crítico novamente, devemos apenas retornar a probabilidade de absorção de nêutrons nos núclídeos físséis ao ponto original ($f = 0,5$). Isso reduz um pouco o ganho na probabilidade de absorção de nêutrons nos núclídeos férteis e a reduz mais ainda nos núclídeos parasitas.

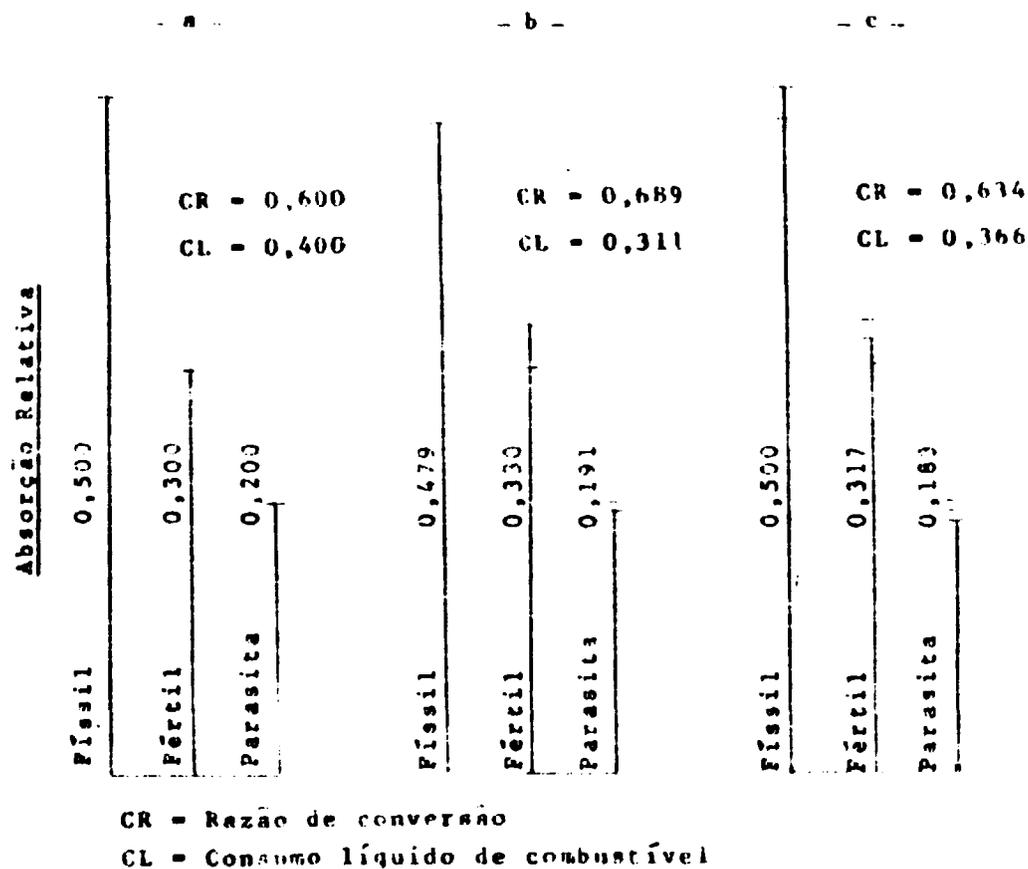


Figura 5.4 -- Aumento na Razão de Conversão

O efeito líquido (Figura 5.4c) com relação ao caso original (Figura 5.4a) é que a razão de conversão sobe de 0,6 para 0,634 o que corresponde a uma diminuição de 8,5% no consumo líquido de combustível.

Um ajuste da curva K_{eff} x Tempo de Queima para esse combustível misto foi feito com o mesmo método da Seção 3.3 e com a célula da Figura 3.2. A composição do combustível está dada na Tabela V.1, e os principais resultados dos cálculos, na Tabela V.2.

Tabela V.1

Composição da Região I da Célula da Figura 3.2^(*)

	átomos/barn-cm
Th 232	0,0100
U-235	0,0009
U-238	0,0424
O	0,0424

(*) Densidade do Combustível = 9,68 g/cm³

Tabela V.2

Resultados dos Cálculos Celulares para o Ciclo Misto

Absorções (450 dias)		Enriquecimento $\left(\frac{\text{físsil}}{\text{físsil} + \text{fértil}} \right) = 4,11\%$
Físsil	0,482	$\bar{\eta}$ (450 dias) = 1,97
Fértil	0,347	
Prod. de Fissão	0,085	$\bar{\epsilon}$ (450 dias) = 1,05
Mat. Estr.	0,022	
H ₂ O	0,033	$\overline{\text{CR}}$ (450 dias) = 0,67
B-10	0,035	
Consumo Líquido (Kg/a)		Inventário (Kg)
U-233	- 113	U-235 1885
U-235	415	
Pu-239	- 66	
Pu-241	- 34	
	202	Enriq. $\left[\frac{\text{U-235}}{\text{U-235} + \text{U-238}} \right] = 7,47\%$

Comparando-se os resultados da Tabela V.2 e da Tabela III.3 (combustíveis: UO₂ (3,3%) e ⁵UO₂ + ThO₂) nota-se que a absorção de nêutrons nos núclídeos férteis, no ciclo misto, aumenta 10% em relação aos ciclos de urânio e de tório, e que a razão de conversão aumenta de 0,61 para 0,67. O produto $\bar{\epsilon}\bar{\eta}$ é praticamente o mesmo para os três reatores, e os estoques de material físsil são iguais no reator misto e no reator com tório. O consumo total de material físsil é 22% menor no reator misto com relação aos outros dois, o que concorda com o aumento na razão de conversão.

A Tabela V.3 apresenta a comparação entre os custos de depleção desses três tipos de reatores, e se baseia nas seguintes aproximações:

$$M_{235}^* = M_{\text{U-235}} + [M_{\text{U-233}} + M_{\text{Pa-233}}] \times \frac{14}{12}$$

M_{235}^* = Massa Equivalente de U-235

Custo do Urânio Natural = 15\$ / lb U₃O₈

Custo do Trabalho Separativo = 43\$ / SWU

Custo do Plutônio Físsil = 15\$ / g Pu-físsil

Onde:

M_{235}^* = Massa equivalente de U-235

ϵ = Enriquecimento equivalente do urânio

C_F = Consumo de urânio natural

c_F = Custo associado a C_F

C_S = Consumo de trabalho separativo

c_S = Custo associado a C_S

C_P = Produção de plutônio físsil

c_P = Custo associado ao plutônio físsil

c_D = Custo total de depleção = $c_F + c_S + c_P$

O custo de depleção do reator misto é 21% menor que o do reator com urânio e 17% menor que o do reator com tório. Esses resultados podem ser considerados muito bons, já que o custo de depleção do combustível constitui mais de 70% do custo total do ciclo de combustível.

Uma comparação mais detalhada entre os ciclos requer um estudo de queima com reciclamento do material físsil convertido nos três reatores, acrescido de U-235 com alto enriquecimento para se atingir a criticalidade. Podemos supor que a economia de combustível físsil deve ser algo menor do que 22% nos ciclos posteriores, já que o produto $\bar{\epsilon}\eta$ é 10% menor no combustível de urânio e plutônio com relação ao combustível de tório e U-233. De qualquer maneira, a absorção de nêutrons nos núclídeos férteis será maior.

Tabela V.3

Custos de Depleção

REATOR	UO ₂ (7,47%) + ThO ₂ (misto)		UO ₂ (93%) + ThO ₂		UO ₂ (3,3%)	
	INICIAL	FINAL	INICIAL	FINAL	INICIAL	FINAL
M_{235}^* (Kg)	628	345	614	386	530	144
ϵ	7,47	4,33	93,0	73,3	3,29	0,89
C_F (Kg/a)	55211		44761		75571	
c_F (10 ⁶ \$)	2,15		1,74		2,94	
C_S (SWU/a)	65534		59462		76076	
c_S (10 ⁶ \$)	2,82		2,56		3,27	
C_P (Kg/a)	100		8		122	
c_P (10 ⁶ \$)	-1,5		-0,12		-1,83	
C_D (10 ⁶ \$)	3,47		4,18		4,38	

5.4 – Conclusões e Observações

Um estudo completo da otimização do ciclo de tório em PWR ainda está por fazer. Cálculos preliminares indicam que a relação moderador/combustível igual 1,1 minimiza os custos do ciclo de combustível com tório.

O ciclo misto U-Th usando-se urânio enriquecido em torno de 7,5% com tório na relação U-238/Th-232 igual a 1/1 apresenta uma economia de combustível em torno de 22%, no primeiro caroço, sobre os ciclos de urânio e tório separados. Isso se deve ao aumento da captura de nêutrons na região das ressonâncias nos núcleos férteis

CONCLUSÕES

Mesmo que os resultados numéricos desse trabalho sejam apenas uma primeira aproximação, eles sugerem que os estudos sobre a utilização de tório em PWRs devem continuar

Os cálculos celulares indicam que o tório metálico é superior ao óxido de tório quanto ao consumo de U-235 e de trabalho separativo, quando utilizados em PWRs (sem modificações geométricas) com urânio altamente enriquecido. Os ciclos de tório e de tório metálico consomem 12% e 25% menos urânio e, 25% e 17% mais trabalho separativo do que o ciclo de urânio, respectivamente

Os cálculos de reator indicam que, nos ciclos de quase-equilíbrio dos reatores funcionando nos ciclos de urânio e de tório, ambos com reciclagem do material físsil, o ciclo de tório consome 10% menos urânio, e 13% mais trabalho separativo do que o ciclo de urânio. A comparação entre os dois ciclos deve ser feita na vida útil dos reatores (~ 30 anos) pois o equilíbrio não é atingido, devido ao aumento da concentração dos isótopos parasitas, U-236 e Pu-242

A otimização do ciclo de tório em PWRs, quanto ao consumo de U-235 e custos do ciclo de combustível, é necessária para se fazer uma comparação mais realista com o ciclo de urânio

Estudos preliminares indicam que uma relação moderador/combustível em torno de 1,1 é a ideal para a minimização dos custos do ciclo de combustível

O ciclo misto de urânio e tório, utilizando U-238 e Th-232 na proporção aproximada de 1/1 pode significar a alternativa procurada para a minimização ao máximo do custo de depleção do combustível num PWR. Os cálculos preliminares do Capítulo 5 indicam que este custo é cerca de 17% menor para o ciclo misto com relação ao ciclo de tório, e 21% menor com relação ao de urânio, no primeiro ciclo do reator

APÊNDICE A

PWR UNIDADE-1 DE ANGRA DOS REIS

O PWR é um reator térmico, refrigerado e moderado por água leve (H_2O). O núcleo do reator encontra-se dentro de um vaso de aço inoxidável, e a água é mantida sob pressão da ordem de 2200 psia. Nessa pressão, a água mantém-se no estado líquido, tornando a moderação e a refrigeração mais eficientes. A figura A.1. mostra a seção transversal de um PWR típico (600 Mwe).

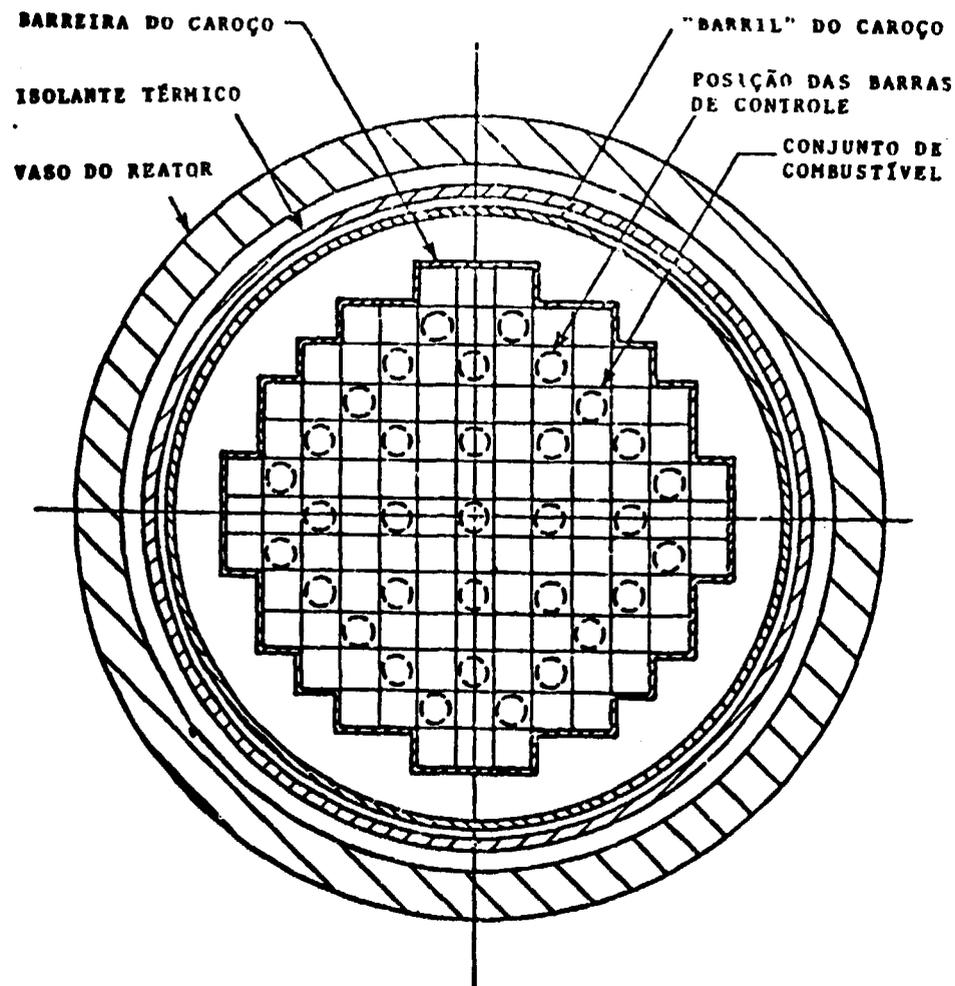


Figura A.1 – Seção Transversal do Carço do PWR Unidade-1 de Angra dos Reis

O combustível usado é o dióxido de urânio (UO_2), com urânio levemente enriquecido, na forma de pastilhas cilíndricas sinterizadas. As pastilhas são acondicionadas em tubos cilíndricos de Zircaloy formando o elemento fundamental do cerne do reator. Os elementos de combustível são atados estruturalmente por meio de espaçadores, formando um conjunto de combustível quadrado, conforme é ilustrada na Figura A.2

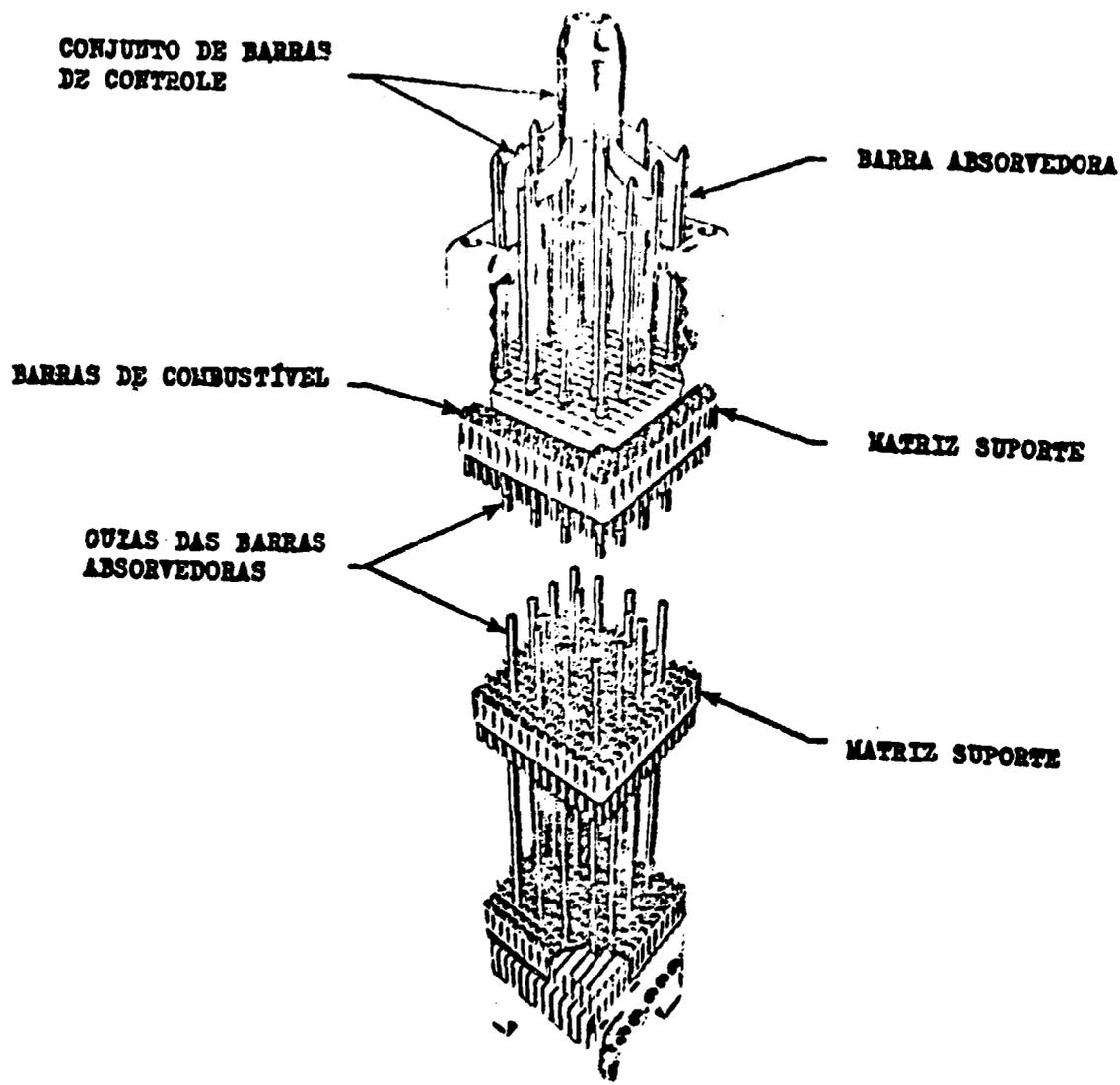


Figura A.2 – Conjunto de Combustível do PWR (14 x 14)

As barras de combustível no conjunto da Figura A 2 estão arranjadas na forma 14 x 14. Entretanto atualmente, os conjuntos de combustível estão utilizando a disposição 16 x 16 para tornar menores os picos de temperatura. A Tabela A 1 fornece os parâmetros de projeto do reator Unidade-1 de Angra dos Reis para ambos os tipos de disposição das barras de combustível no conjunto de combustível.

Para cada conjunto de combustível existem 16 elementos de barras absorvedoras de nêutrons (disposição 14 x 14, ou 20, disposição 16 x 16), usadas para o desligamento do reator. Além dessas barras, que fornecem um rápido controle da reatividade, utiliza-se uma solução química absorvedora de nêutrons, ácido bórico, cuja concentração é variada para compensar as perdas de reatividade ocasionadas pela queima do combustível e formação de produtos de fissão.

A Figura A 3 mostra o arranjo do combustível no caroço de um PWR típico (1000 Mwe). Nota-se que as regiões 1 e 2 se entrelaçam entre si e que o combustível novo é colocado na periferia

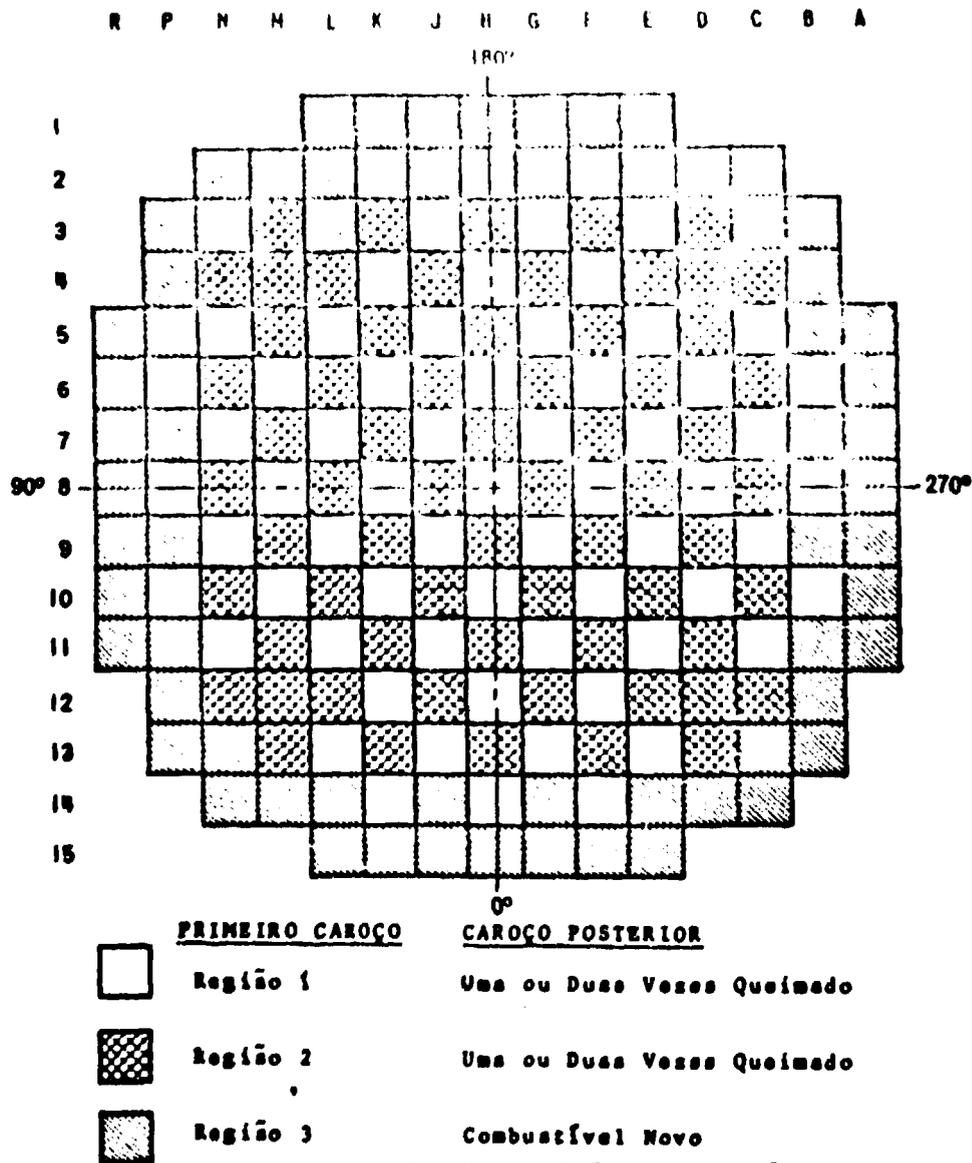


Figura A 3 — Arranjo do Combustível no Caroço

Tabela A.1

Parâmetros de Projeto para os Conjuntos de Combustível
tipos 14 x 14 e 16 x 16. (Reator Unidade-1 de Angra dos Reis)⁽³⁰⁾

PARÂMETROS DOS PROJETOS TÉRMICO E HIDRÁULICO		TIPO DO CONJUNTO DE COMBUSTÍVEL	
		16 x 16	14 x 14
1. Produção de Calor no Carço	MWt	1780	1780
	Btu/hr	$6,075 \times 10^9$	$6,075 \times 10^9$
2. Calor Gerado no Combustível	%	97,4	97,4
3. Pressão do Sistema, Nominal	N/m ²	$1,55 \times 10^7$	$1,55 \times 10^7$
	psia	2250	2250
4. Pressão do Sistema, Mínima do Estado Estacionário	N/m ²	$1,53 \times 10^7$	$1,53 \times 10^7$
	psia	2220	2220
5. Mínimo DNBR para os Tran- sientes do Projeto		>1,30	>1,30
Fluxo de Refrigerante			
6. Vazão Total em Massa	Kg/s	$8,40 \times 10^3$	$8,42 \times 10^3$
	lb/hr	$66,7 \times 10^6$	$66,8 \times 10^6$
7. Vazão Efetiva para Trans- ferência de Calor	Kg/s	$8,03 \times 10^3$	$8,04 \times 10^3$
	lb/hr	$63,7 \times 10^6$	$63,8 \times 10^6$
8. Área Efetiva para Trans- rência de Calor	m ²	2,45	2,51
	ft ²	26,4	27,0
9. Velocidade Média ao Longo das Barras	m/s	4,63	4,54
	ft/s	15,2	14,9
10. Velocidade Média de Massa	Kg/s-m ²	$3,27 \times 10^3$	$3,21 \times 10^3$
	lb/hr-ft ²	$2,41 \times 10^6$	$2,37 \times 10^6$
Temperatura do Refrigerante		°C	
		°F	
11. Entrada		288,9	288,9
		552,0	552,0
12. Aumento Médio no Vaso		19,2	19,2
		66,5	66,5
13. Aumento Médio no Carço		20,7	20,7
		69,3	69,3

		16 x 16	14 x 14
14. Média no Carço		309,2 588,6	309,2 588,5
15. Média no Vaso		307,4 585,3	307,4 585,3
Transferência de Calor			
16. Área Ativa de Transferência	m ² ft ²	3094 33300	2668 28715
17. Fluxo de Calor Médio	MW/m ² Btu/hr-ft ²	0,56 1,775 x 10 ⁵	1,83 2,061 x 10 ⁵
18. Fluxo de Calor Máximo em Operação Normal	MW/m ² Btu/hr-ft ²	1,40 4,437 x 10 ⁵	1,83 5,796 x 10 ⁵
19. Produção Média de Calor	KW/m KW/ft	16,7 5,09	21,9 6,67
20. Produção Máxima de Calor em Operação Normal	KW/m KW/ft	41,7 12,7	61,7 18,8
21. Pico de Potência Linear para a Determinação dos "Protection Setpoint"		16,3	21,1
22. Fator de Canal Quente, F _Q		2,50	2,82
Temperatura Central do Combustível			
	°C °F		
23. Pico com Potência Total		1816 3300	2343 4250
24. Pico se ocorrer -21-		2149 3900	2482 4500

PARÂMETROS MECÂNICOS DO PROJETO DO CARÇO

Conjunto de Combustível

		16 x 16	14 x 14
		RCC Canless	RCC Canless
25. Projeto			
26. Número de Conjuntos de Combustível		121	121
27. Número de Barras de Combustível por Conjunto de Combustível		235	179
28. Espaçamento das Barras	m	$1,23 \times 10^{-2}$	$1,41 \times 10^{-2}$
	in.	0,485	0,556
29. Espaçamento dos Conjuntos de Combustível	m	0,197	0,197
	in.	7,763	7,763
30. Massa de Combustível (UO ₂)	Kg	56368	55702
	lb	124267	122800
31. Massa de Zircaloy	Kg	12880	12068
	lb	28395	26605
32. Número de Espaçadores por Conjunto de Combustível		8-Tipo R	7
33. Técnica de Recarregamento		3 regiões não-uniforme	
Barras de Combustível			
34. Número		26435	21659
35. Diâmetro Externo	m	$9,5 \times 10^{-3}$	$1,07 \times 10^{-2}$
	in.	0,374	0,4223
36. Espessura Diametral do Vazio	m	$1,85 \times 10^{-4}$	$1,91 \times 10^{-4}$
	in.	0,0065	0,0075
37. Espessura do Encamisamento	m	$5,72 \times 10^{-4}$	$6,10 \times 10^{-4}$
	in.	0,0225	0,024
38. Material do Encamisamento		Zircaloy-4	

Pastilhas de Combustível

		16 x 16	14 x 14
39. Material		UO ₂ Sinterizado	
40. Densidade (% da Teórica)		95	95
41. Diâmetro	m in.	8,19 x 10 ⁻³ 0,3225	9,29 x 10 ⁻³ 0,3659
42. Espessura	m in.	1,35 x 10 ⁻² 0,530	1,52 x 10 ⁻² 0,600
Conjunto RCC (Rod Cluster Control Assembly)			
43. Absorvedores de Nêutrons		Ag-In-Cd	Ag-In-Cd
44. Material do Encamisamento		Aço Inox-304 (Trabalhado a Frio)	
45. Espessura do Encamisamento	m in.	4,45 x 10 ⁻⁴ 0,0175	6,10 x 10 ⁻⁴ 0,024
46. Número de "Clusters" Total/Comprimento Parcial		33/4	33/4
47. Número de Barras Absorvedoras por "Cluster"		20	16
Estrutura do Carço			
48. Barreira do Carço, D.I./D.E.	m in.	2,77/2,86 109,0/112,5	2,77/2,86 109,0/112,5
49. Projeto da Barreira Térmica		Segmentado	

PARÂMETROS NUCLEARES DO PROJETO

Características Estruturais

50. Diâmetro Equivalente do Carço	m in.	2,45 96,5	2,45 96,5
-----------------------------------	----------	--------------	--------------

		16 x 16	14 x 14
51. Altura Média do Combustível Ativo no Carço	m in.	3,66 144,0	3,66 144,0
Composição e Espessura do Refletor			
52. Topo -- Água e Aço	m in.	~0,254 ~10	~0,254 ~10
53. Base -- Água e Aço	m in.	~0,254 ~10	~0,254 ~10
54. Periferia -- Água e Aço	m in.	~0,381 ~15	~0,381 ~15
55. H ₂ O/U, Razão Molecular para a Célula Fria		2,23	2,23
Enriquecimento Inicial do Combustível (%) em peso)			
56. Região 1		2,10	2,27
57. Região 2		2,60	3,03
58. Região 3		3,10	3,40

APÊNDICE B

PROGRAMAS UTILIZADOS

O cálculo da criticalidade de um reator compreende normalmente duas etapas, a saber, a determinação dos parâmetros microscópicos e o estudo macroscópico do sistema. Por este último entendemos, principalmente, o cálculo da massa crítica, da distribuição global do fluxo dos nêutrons e da queima de combustível. O estudo microscópico do reator ocupa-se da estrutura fina do fluxo, dos efeitos locais das heterogeneidades e, finalmente, da determinação das seções de choque dos multi-grupos, que servirão como parâmetros conhecidos para a análise de difusão do reator como um todo. Esta fase preliminar do estudo da criticalidade somente pode ser tratada convenientemente por meio da teoria de transporte, uma vez que se procuram determinar com rigor as taxas de colisão dentro e nas imediações das heterogeneidades, em distâncias inferiores e da ordem de uns poucos livres percursos médios de transporte. O conhecimento das variações das densidades de reação permitirá calcular seções de choque que incluem os efeitos da distribuição heterogênea dos elementos absorvedores no caroço e, então, proceder ao estudo macroscópico do reator sob a hipótese de que este constitui uma ou mais misturas homogêneas dos diversos elementos constituintes (moderador, materiais físeis, férteis, estruturais e refrigerantes).

B.1 – Programa HAMMER

Para o cálculo das seções de choque, nós nos servimos do programa de computação HAMMER⁽²⁴⁾, desenvolvido em Savannah River Laboratory por J. E. Swich & H. C. Honeck. Este programa, na verdade, compreende cinco sub-programas combinados que calculam, por métodos de transporte, para os grupos de energia, os parâmetros de um reator constituído pela repetição infinita de células unitárias idênticas, colocando-os em forma conveniente para o cálculo de criticalidade segundo os métodos de difusão. São os seguintes:

- 1) Programa CAPN, cuja função é a interpretação dos dados de entrada e a coordenação dos programas subsequentes.
- 2) Programa THERMOS, que calcula a distribuição de fluxo térmico ($E < 0.625$ eV) pela teoria integral unidimensional de transporte, fornecendo na saída as seções de choque médias dos grupos, os parâmetros de difusão e as taxas de reação. Os cálculos são feitos em 30 grupos de energia de amplitude variável e os resultados são condensados e apresentados em um grupo (grupo 4).
- 3) Programa HAMLET, que executa os mesmos cálculos que o anterior, no intervalo de energia compreendido entre 0.625 eV e 10 MeV. Além dos parâmetros da região rápida correspondentes aos fornecidos pelo THERMOS, este programa calcula as probabilidades de escape de ressonância, os fatores de fissão rápida e o "buckling" do reticulado periódico. Os cálculos são executados em 54 grupos de energia e condensados para 3 grupos.
- 4) Programa FLOG, que utiliza as seções de choque calculadas previamente pelo THERMOS e pelo HAMLET para proceder à pesquisa de criticalidade do reator finito. Esta seção do sistema HAMMER não foi usada.
- 5) Programa DIED, que aproveita os resultados dos programas anteriores para fornecer os balanços dos nêutrons, permitindo a comparação das frações dos que escapam do reator, dos que são absorvidos nos vários isótopos, e dos que induzem fissões.

Tabela B.1

Limites dos Grupos de Energia Cedidos
pelo Programa HAMMER

Grupo	LIMITE	
	Superior	Inferior
1	10 MeV	1.05 MeV
2	1.05 MeV	9.12 KeV
3	9.12 KeV	0.625 eV
4	0.625 eV	0

B.2 – Programa COLLAPSE

As seções de choque obtidas da análise do reator assintótico podem ser levadas ao programa de computação CITATION, no entanto, para se economizar tempo de computação, pode-se produzir um novo conjunto com um número menor de grupos de energia através do programa COLLAPSE⁽¹⁾. Utiliza-se o espectro fundamental de cada zona para se efetuar a condensação. O Programa COLLAPSE foi desenvolvido no Instituto de Energia Atômica por A. J. G. Faya e W. J. Oosterkamp.

B.3 – Programa CITATION

O Programa CITATION⁽²⁾ foi desenvolvido em Oak Ridge National Laboratory por T. B. Fowler, D. R. Vondy e G. W. Cunningham, em 1969, sofrendo uma segunda revisão pelos mesmos autores em julho de 1971.

O CITATION resolve problemas envolvendo a representação por diferenças finitas do tratamento por teoria de difusão até três dimensões com um número arbitrário de espalhamento grupo-para-grupo. Geometrias X-Y-Z, θ -R-Z, hexagonal-Z e trigonal-Z podem ser tratadas. Resolve problemas de depleção (queima) de combustível com análise do sistema de recarregamento em multi-ciclos. Trata de problemas de perturbação de primeira ordem se dados microscópicos e concentrações dos nuclídeos forem fornecidos. Resolve problemas de perturbação, em problemas estáticos, isto é, sem depleção, se forem fornecidos dados macroscópicos.

O método de solução é explícito, e as aproximações por diferenças finitas no espaço e no tempo tem sido melhoradas. Os problemas de auto-valor do fluxo são solucionados por iterações diretas na determinação do fator de multiplicação de nêutrons, ou na determinação da criticidade do sistema pela variação da concentração de nuclídeos.

As cadeias de nuclídeos representativas que podem ser tratadas pelo CITATION, em problemas envolvendo reatores térmicos estão nas Figuras B.1 e B.2.

As Tabelas B.2, B.3 e B.4 são os dados de entrada para o programa CITATION nos cálculos do ciclo padrão, do ciclo de urânio e do ciclo de tório tratados no Capítulo 4. O motivo de sua inclusão é servir de modelo, em cálculos semelhantes, para outros pesquisadores.

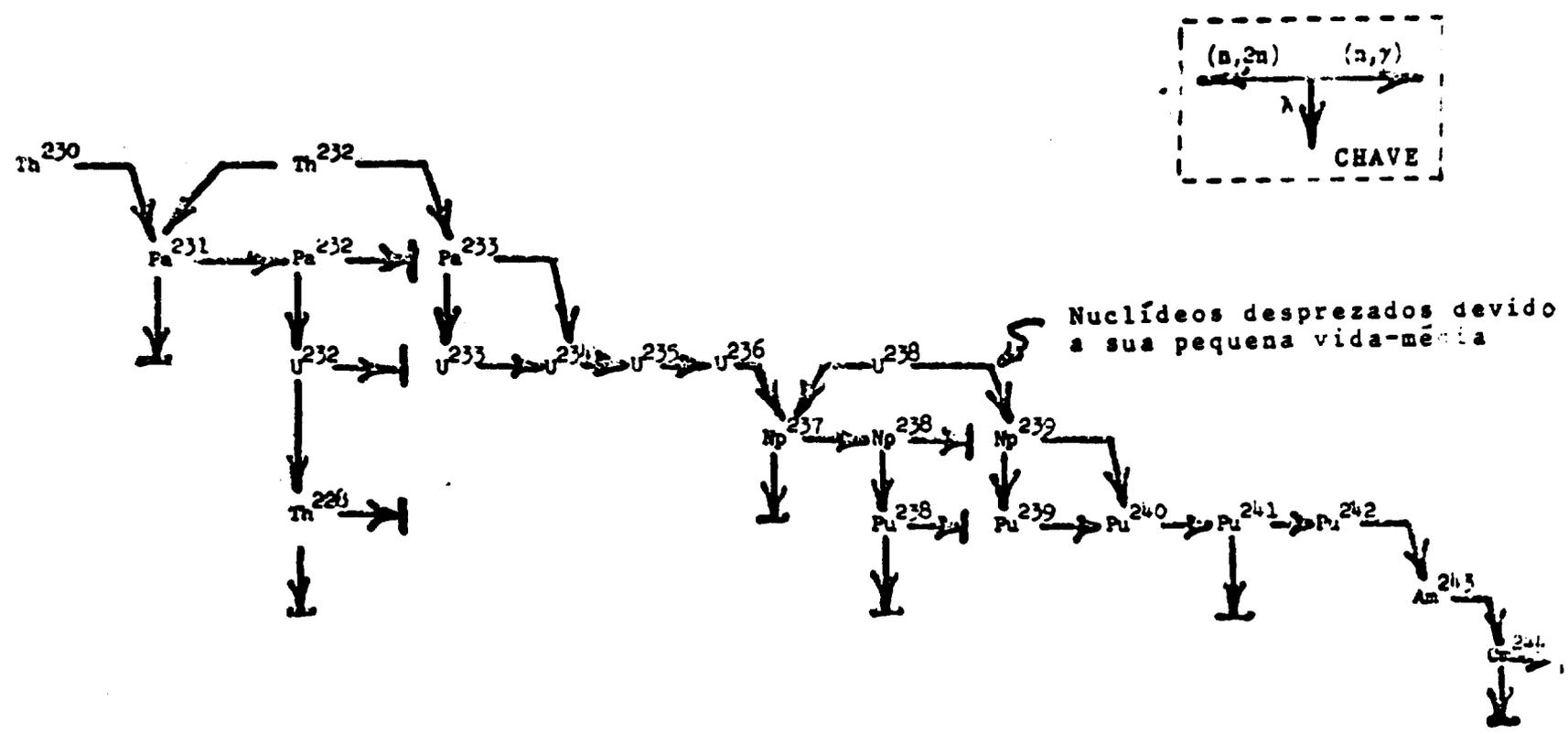
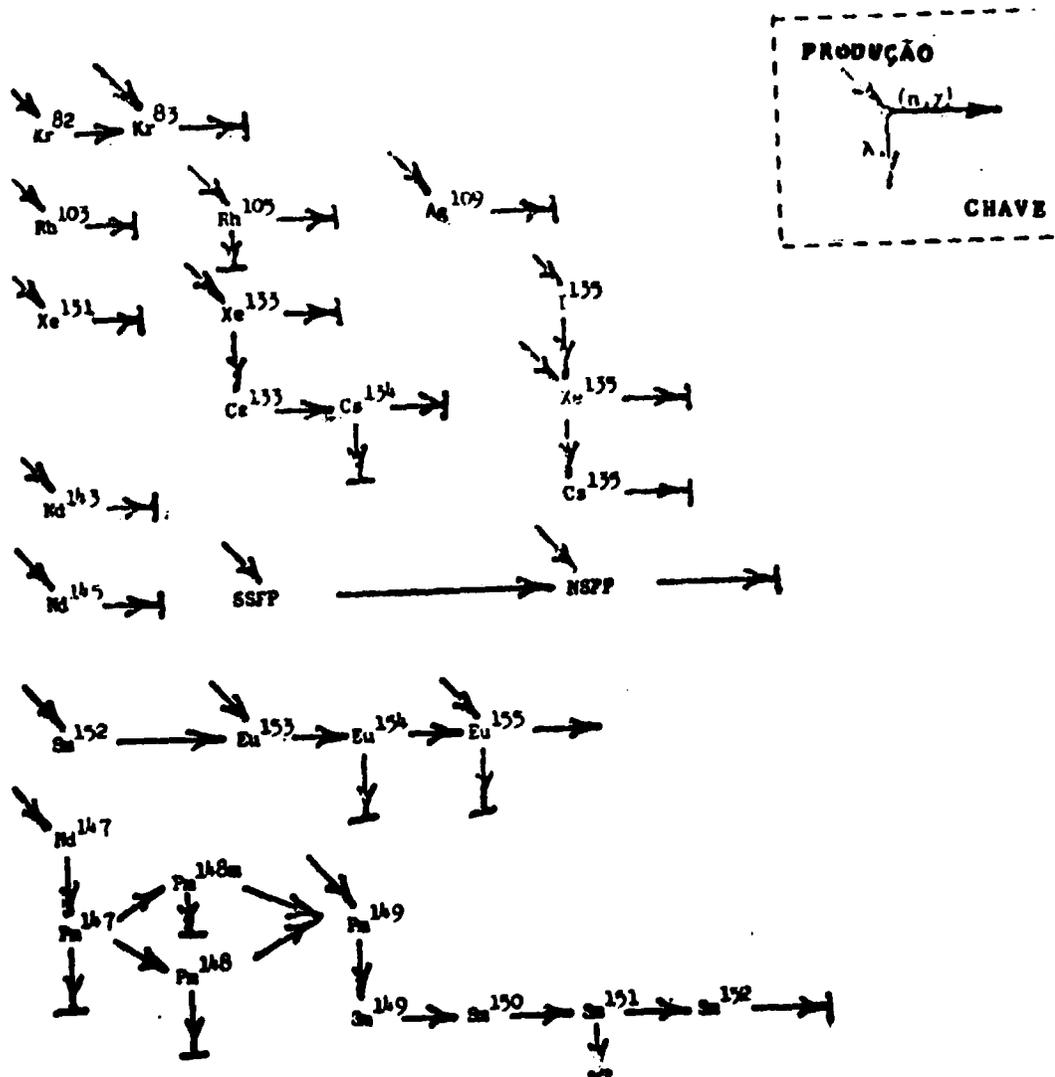


Figura B.1 — Cadeias de Nuclídeos dos Metais Pesados



SSFP - Produtos de fissão que atingem o equilíbrio vagarosamente

NSFP - Produtos de fissão que não atingem o equilíbrio

Figura B.2 - Cadeias de Nuclídeos dos Produtos de Fissão

Tabela B.2

Dados de Entrada do Reator PWR Unidade-1 de Angra dos Reis, Funcionando no
Ciclo Padrão, para o Programa CITATION

```

SYSIN                                NEW MASTER                                128'

./ ADD
./ NUMBER NEW1=10,INCR=10
**** *ANGRA 10 *PWR* *URANIUM-CYCLE* *STANDARD*
110011 AM BLOCKSIZE ASSUMED 00.
****GEOMETRIA R,Z *UO2(3,3) REFUELING*
000
5
001
1
1
20 20
002
12 14 14 14 1 0 0 1 1
60%.
2. 2. 50. 2. 2. 50.
1
003
2 7 1 1 0 0 1 1 -1
.003 1780. .003 0.5
004
6 41.1500 5 17.0449 4 13.0790 3 11.0261 3 9.7142 3 8.7823
3 8.0762 3 7.5171 3 7.0602 2 13. 2 25.
3 14.0692 3 28.1385 3 28.1385 3 28.1385 3 28.1385 3 28.1385
3 28.1385 3 25.
.005
1 8 15 22 29 36 43 50 57 64 64
2 9 16 23 30 37 44 51 58 64 64
3 10 17 24 31 38 45 52 59 64 64
4 11 18 25 32 39 46 53 60 64 64
5 12 19 26 33 40 47 54 61 64 64
6 13 20 27 34 41 48 55 62 64 64
7 14 21 28 35 42 49 56 63 64 64
64 64 64 64 64 64 64 64 64 64 64
012
1 21 1 CORE ZONE 1
22 42 2 CORE ZONE 2
43 63 3 CORE ZONE 3
64 64 3 REFLECTOR
20
1 21.
10 1.4025-4 12 6.7590-3 4 3.5924-9 33 1.5096-3 1 2.7432-2 23 2.1551-2
44 3.7609-3
22 42
10 2.1139-4 12 6.7590-3 4 3.5924-9 33 1.5096-3 1 2.7432-2 23 2.1551-2
44 3.7609-3
43 63
10 2.3253-4 12 6.7590-3 4 3.5924-9 33 1.5096-3 1 2.7432-2 23 2.1551-2
44 3.7609-3
64 64
020 1 1
020 3 1
020 1 2
020 2 2
020 1 3
020 3 4
020 2 3
020 3 5
020 1 6
020 2 8

```


Tabela B.3

Dados de Entrada do Reator PWR Unidade-1 de Angra dos Reis, Funcionando no
Ciclo do Urânio, para o Programa CITATION

```

SYSTEM                                NEW MASTER                                1EJ

// ADD
// NUMBER NEW=10, IACK=10
***** ANGRA 1* OPWR* URANIUM-CYCLE* RECYCLE*
***** GEOMETRIA R,Z U-235 STARTER
000
5
001
1 1
1 1 1 1
20 20
002
12 14 14 14 1 0 2 1 1
604.
2. 2. 50. 2. 2. 50.
1 1 1
003
2 7 1 1 0 0 1 1 -1
.003 1780. .003 0.5
004
6 41.1500 5 17.0444 4 13.0790 3 11.0201 3 9.7142 3 8.7823
9 8.0762 3 7.5171 3 7.0602 2 13. 2 25.
3 14.0692 3 28.1385 3 28.1385 3 28.1385 3 28.1385 3 28.1385
5 28.1385 3 25.
005
1 8 15 22 29 36 43 50 57 64 64
2 9 16 23 30 37 44 51 58 64 64
3 10 17 24 31 38 45 52 59 64 64
4 11 18 25 32 39 46 53 60 64 64
5 12 19 26 33 40 47 54 61 64 64
6 13 20 27 34 41 48 55 62 64 64
7 14 21 28 35 42 49 56 63 64 64
64 64 64 64 64 64 64 64 64 64
012
1 21 1 CORE ZONE 1
22 42 2 CORE ZONE 2
43 63 3 CORE ZONE 3
64 64 3 REFLECTOR
20
1 21
10 1.9025-4 12 6.7590-3 4 3.5924-9 33 1.5096-3 1 2.7432-2 23 2.7557-2
44 3.7605-3
22 42
10 2.1134-4 12 6.7590-3 4 3.5924-9 33 1.5096-3 1 2.7432-2 23 2.7557-2
44 3.7605-3
43 63
10 2.5253-4 12 6.7550-3 4 3.5924-9 33 1.5096-3 1 2.7432-2 23 2.7557-2
44 3.7605-3
64 64
020 1 1
020 2 1
020 3 1
020 3 2
020 2 2
020 3 3
020 3 4
020 2 3
020 3 5
020 3 6
020 2 4

```


SYSLN

NEW MASTER

351

1 4.7107-2 4 6.1754-9 23 2.3593-2
 024
 028
 1 1 -1 4
 1 03
 4 .0000036
 64 64
 4 .0000062
 2 1 -1 10
 1.13
 43 63
 0 .0001 10 .0001 12 .0000076

020 1 7
 020 2 5
 024 1 1
 024 7 1
 028 1 1
 028 2 1
 028 3 1
 028 4 1
 028 5 1
 028 4 2
 028 5 2
 028 4 3
 028 2 2
 028 3 2
 028 4 4
 028 5 3
 028 4 5
 028 2 3
 091 1 1
 091 2 1
 091 2 2
 091 3 1
 091 4 1
 091 5 1
 051 6 1
 091 0 2
 091 7 1
 091 8 1
 091 9 1
 09110 1
 093 1 1
 093 2 1
 093 3 1
 093 4 1
 093 6 1
 093 6 2
 093 6 3
 093 6 4
 093 5 3
 093
 999 1 1
 999 1 2

091
 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 9 10 11 12 50 67 79 4 6 7 8
 1 1
 .0001 .0000076 .0001
 1 1 1 1 1 1 1 1 1
 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1.
 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1. 1.
 093
 100000.
 1 1 1 1 1 1 1 57 36 15 50 29 8 43 22 1 043 6 1
 58 37 16 51 30 9 44 23 2 59 38 17 52 31 10 45 24 3 093 6 2
 60 39 18 53 32 11 46 25 4 61 40 19 54 33 12 47 26 5 093 6 3
 62 41 20 55 34 13 48 27 6 63 42 21 56 35 14 49 28 7 043 6 4

yyy

./ ENDUP
 124181 HIGHEST CONDITILN CECE WAS C000000
 124191 END OF JCB REUPDTE.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. FAYA, A. J. G. *Avaliação neutrônica de "blankets" de tório metálico em reatores rápidos refrigerados por gás*. São Paulo, [Dissertação de mestrado]. Apêndice D.
2. FOWLER, T. B. et alii. *CITATION: nuclear reactor core analysis code*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., 1971. (ORNL-TM-2496, Rev. 2).
3. FURNAS CENTRAIS ELÉTRICAS S. A., Rio de Janeiro. *Preliminary facility description and safety analysis report: Usina Nuclear de Angra, Unidade n.º 1*. Rio de Janeiro, 1972. v.1-7.
4. HAMMOND, J. P. *Physical, mechanical and irradiation properties of thorium alloys*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Apr. 1968. (ORNL-4218).
5. HUGHES, D. J. & HARVEY, J. A. Resonance parameters. In: _____. *Neutron cross sections*. New York, McGraw-Hill, 1955. (BNL-325). p.33-51.
6. HUKAY, R. Y. [Comunicação Pessoal].
7. KITTEL, J. H. et alii. *Effects of irradiation on thorium and thorium-uranium alloys*. Argonne, Ill., Argonne National Lab., Apr. 1963. (ANL-5674).
8. KOUTS, H. General summary. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Light water lattices: report of the panel on . . . held in Vienna, 28 May - 1 June 1962*. Vienna, 1962. (Technical report series, 12). p.9-13.
9. LIN, C. C. & ZOLOTAR, B. A. A study of thorium utilization in LWR's. *Trans. Am. nucl. Soc.*, Hinsdale, Ill., 19:22, 1974.
10. MACIEL, A. C. & CRUZ, P. R. *Perfil analítico do tório e terras raras*. Rio de Janeiro, Dep. Nacional da Produção Mineral, 1973.
11. _____ & CRUZ, P. R. *Perfil analítico do urânio*. Rio de Janeiro, Dep. Nacional da Produção Mineral, 1973.
12. NUCLEAR industry, 1973. Washington, D. C., USAEC, 1973. (WASH-1174-73).
13. OOSTERKAMP, W. J. [Comunicação Pessoal].
14. _____. *A survey of thorium utilization in thermal power reactors*. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, dez. 1974. (IEA-Inf-37).
15. _____ & CORRÊA, F. *The use of thorium in pressurized water reactors*. [A ser publicado na série Publicações IEA].
16. PERFORMANCE potential of large seed-blanket breeder reactors. Pittsburg, Pa., Bettis Atomic Power Lab., Feb. 1965. (WAPD-LSBR-300).
17. PERRY, A. M. & WEINBERG, A. M. Thermal breeder reactors. *Am. Rev. Sci.*, Palo Alto, Calif., 22:317-54, 1972.
18. PETERSON, S. et alii. Properties of thorium, its alloys and its compounds. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Utilization of thorium in power reactors: report of a panel held in Vienna, 14-18 June 1965*. Vienna, 1966. p.292-312.

19. PINHEIRO, R. B. et alii. *Cálculos do Reactor de Obrighein (KWO)*. Belo Horizonte, Instituto de Pesquisas Radioativas, 1964. p.84-96.
20. PRESTLE, J. A. & EDLUNG, M. C. Indian Point Unit no. 1. Core performance: summary paper. In: AMERICAN power conference, 28th annual meeting, held in Chicago, Ill., April 1966.
21. ROTH, E., comp. *Thorium fuel cycle*. Vienna, International Atomic Energy Agency, 1970. (Bibliographical series, 39).
22. SCHLOSSER, G. Reactor physics study on the combination of thorium and uranium fuel cycles in pressure water reactors and the resulting economic aspects. In: KRAFTWERK UNION AKTIENGESELLSCHAFT, Erlangen. *Report of the third Indo-FRG seminar, held in Bhabha Atomic Research Centre, Bombay, Nov. 1974*. Erlangen, 1975.
23. SCHWOERES, F. Fuel cycle costs in the 1980s: a forecast. *Nucl. Energy Dig.*, Pittsburgh, Pa., 2:32-5, 1975.
24. SUICH, J. E. & HONECK, H. C. *The HAMMER System: heterogeneous analysis by multigroup methods of exponentials and reactors*. Aiken, S. C., Savannah River Laboratory & Du Pont de Nemours, Jan. 1967. (DP-1064).
25. U. S. ATOMIC ENERGY COMMISSION. Division of Reactor Development & Technology, Washington, D. C. *The use of thorium in nuclear power reactors*. Washington, D. C., June 1969. (WASH-1097).
26. WEHMEYER, D. B. Analysis of water moderated UO₂ and ThO₂ lattices. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Light water lattices: report of the panel on . . . held in Vienna, 28 May - 1 June 1962*. Vienna, 1962. p.177-210.
27. ZORZOLI, G. B. An evaluation of a near-breeder, low cost, LWR concept. *Energia nucl.*, Milano, 19:151-64, 1972.
28. _____. The potential of metallic thorium for LWR's. *Energia nucl.*, Milano, 20:97-101, 1973.
29. _____. The use of metallic thorium for LWBR's and LWR's. *Nucl. Technol.*, Tucson, Arizona, 20:109-13, 1973.

