

ATENÇÃO

O ORIGINAL DESTE ÍTEM NÃO FORNECE CONDIÇÕES
PARA OBTER UMA CÓPIA DIGITALIZADA COM
MELHOR QUALIDADE

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

**ANÁLISE BÁSICA E COMPARAÇÃO DAS CARACTERÍSTICAS DO GCFR E
LMFBR COM O CICLO DO TÓRIO PELA TEORIA DE DIFUSÃO
EM UM GRUPO DE ENERGIA**

◊ **Gaiané Sabundjian**

Dissertação apresentada ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares como parte dos requisitos para a obtenção do Grau de "Mestre - Área de reatores Nucleares de Potência e Tecnologia do Combustível Nuclear".

Orientador: Dr. Yuji Ishiguro

**São Paulo
1981**

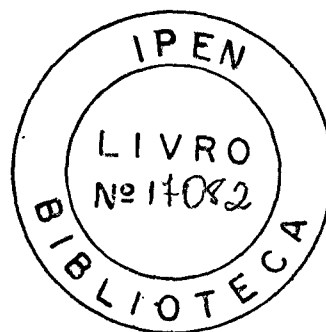
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SECRETARIA DA INDÚSTRIA, COMÉRCIO, CIÊNCIA E TECNOLOGIA
AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

ANÁLISE BÁSICA E COMPARAÇÃO DAS CARACTERÍSTICAS DO GCFR E
LMFBR COM O CICLO DO TÓRIO PELA TEORIA DE DIFUSÃO
EM UM GRUPO DE ENERGIA

Gaianê Sabundjian

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

Orientador: Dr. Yuji Ishiguro



SÃO PAULO
1981

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

Aos meus pais: Fayrouz e Zaven

As minhas irmãs: Cláudia e Valéria

Ao meu irmão: Ivan

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

AGRADECIMENTOS.

A Deus pois: 'Tudo que fiz, seja em palavras, seja em ação, fiz em nome do Senhor Jesus, dando por ele graças a Deus Pai, pois nele foram criadas todas as coisas, no céu, sobre a terra, as visíveis e as invisíveis, sejam tronos, sejam soberanias, quer principados, quer potestades. Tudo foi criado por meio dele e para ele'.

(Colossenses 3.17 e 1.16,17);

Ao Prof. Dr. Yuji Ishiguro pela orientação, colaboração, dedicação e interesse demonstrados durante a execução deste trabalho;

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares pela oportunidade concedida para o desenvolvimento deste trabalho e pelo auxílio financeiro;

Aos colegas do Centro de Processamento de Dados pela colaboração prestada;

Ao colega Mitsuo Yamaguchi pelas discussões, sugestões e dedicação dispensada;

Aos colegas Su Shu Faya, Artur Gonçalves Faya, e Graciete Simões de Andrade e Silva pela cooperação e amizade;

A Mery P.Z. Igami pela revisão e normalização das

das referências bibliográficas;

Finalmente, a todos aqueles que, direta ou indiretamente, prestaram sua colaboração no decorrer deste trabalho.

ANÁLISE BÁSICA E COMPARAÇÃO DAS CARACTERÍSTICAS DO GCFR E LMFBR COM O CICLO DO TÓRIO PELA TEORIA DE DIFUSÃO EM UM GRUPO DE ENERGIA.

GAIANÊ SABUNDJIAN

RESUMO

Um estudo preliminar das características neutrônicas dos reatores regeneradores rápidos com o ciclo do tório é feita, utilizando modelos e métodos simplificados de análise de reatores, com a finalidade de encontrar um tipo de reator regenerador adequado com uma eficiente utilização do tório, que é abundante no Brasil.

São estudados métodos básicos de cálculos de seções de choque e do reator e são aplicados para análise das características de regeneração dos GCFRs e LMFBRs. O GCFR é alimentado com o combustível óxido e refrigerado a hélio. O LMFBR é alimentado com combustível metálico para alcançar altas densidades de potência. As características neutrônicas são determinadas como funções da densidade de potência média e da fração de volume do combustível.

Os resultados mostram que uma alta densidade de potência e uma alta fração de volume são desejáveis para se atingir curtos tempos de dobramento, que o GCFR é inferior ao LMFBR em vista do tempo de dobramento e que o LMFBR pode atingir tempos de dobramento da ordem de dez anos com uma densidade de potência média de 600MW/m^3 e uma fração de volume de 40%.

BASIC ANALYSES AND A COMPARISON OF THE CHARACTERISTICS OF THE GCFR AND THE LMFBR WITH THE THORIUM CYCLE IN ONE - GROUP DIFFUSION THEORY.

Gaianê Sabundjian

ABSTRACT

A preliminary study of neutronics characteristics of thorium cycle fast breeder reactors has been done using simplified reactor models and analyses methods with the aim of finding a type of breeder reactor suitable for an efficient utilization of thorium that is abundant in Brazil.

Basic methods of cross section processing and reactor calculation are studied and applied to analyze breeding characteristics of GCFRs and LMFBRs. The GCFR is fueled with oxide pins and cooled with helium. The LMFBR is fueled with thin metallic pins to achieve high power densities. Neutronics characteristics are determined as functions of the average power density and the fuel volume fraction.

Results show that a high power density and a high fuel volume fraction are desirable to achieve short doubling times, that the GCFR is inferior to the LMFBR in regard to the doubling time and that the LMFBR can achieve reactor doubling times ten years with an average power density of $\sim 600\text{MW/m}^3$ and a fuel volume fraction of 40%.

ÍNDICE

1.	INTRODUÇÃO	1
1.1	O Ciclo do Combustível do Reator	4
1.2	Objetivos do Trabalho	10
1.3	Estudos Anteriores	11
2.	ASPECTOS GERAIS DO CICLO DO TÓRIO COMPARADOS COM O CICLO DO URÂNIO	18
2.1	Introdução	18
2.2	Classificação do Ciclo do Tório	21
2.3	Comparação dos Parâmetros dos Ciclos do Urânio e Tório	22
2.3.1	Conversão e Regeneração	23
2.3.2	Taxa de Conversão (Regeneração) (T.C.)	28
2.3.3	Tempo de Dobramento (T_D)	32
2.4	Tecnologia do Ciclo do Combustível	32
2.4.1	Fabricação do Combustível Fresco	32
2.4.2	Reprocessamento	34
2.4.3	Fabricação do Combustível Reciclado	35
2.4.4	Tratamento e Administração do Lixo Radioativo	36
2.5	Economia	37
2.6	Aspectos de Segurança e do Meio Ambiente	37
3.	REATORES TÉRMICOS MAIS USUAIS QUE UTILIZAM O CICLO DO TÓRIO	39
3.1	Reatores a Água Leve	40
3.1.1	Reator Controlado pelo Espectro Móvel	41

3.1.2	Reator a Água Leve e Núcleo Coberto	48
3.2	Reatores a Água Pesada (HWR)	53
3.3	Reatores a Alta Temperatura Refrigerados a Gás ...	58
3.4	Outros Sistemas	66
3.4.1	Reator Suspenso a Água Pesada	66
3.4.2	Reator Regenerador Térmico de Sal Fundido (MSBR)	68
3.4.3	Reator Regenerador Rápido de Sal Fundido	70
3.4.4	Reator a Água Pesada e Refrigerado com Material Orgânico	71
4.	REATORES RÁPIDOS DO TIPO GCFR E LMFBR	74
4.1	Introdução	74
4.2	Primeira Geração de FBRs	76
4.3	Segunda Geração de FBRs	78
4.4	Reatores Rápidos Experimentais	80
4.5	Outros Reatores Rápidos	80
4.6	Reatores Regeneradores Rápidos (FBRs)	84
4.6.1	Considerações sobre o Refrigerante	84
4.6.2	O Reator GCFR de 1200 MW(e)	86
4.6.2a	O Carço do Reator GBR-4	87
4.6.2b	Comentários	88
4.6.3	O Reator LMFBR de 1200 MW(e)	91
4.6.3a	Descrição da Usina do SuperPhenix	91
4.7	Alguns Aspectos de Segurança para Reatores Rápidos	99
4.8	Coefficiente de Vazio do Sódio	104
4.9	Efeito Doppler em Reatores Rápidos	109

5.	FUNDAMENTOS TEÓRICOS	112
5.1	Análise Neutrônica de Reatores Rápidos	114
5.1.1	Teoria de Difusão de Multigrupo	114
5.1.2	Conjunto de Dados e Cálculo das Constantes de Grupo	120
5.2	Solução da Equação de Difusão em Multigrupo	132
6.	MODELO UTILIZADO	136
6.1	Cálculo das Constantes de Grupo	137
6.2	Intervalo de Variáveis	141
6.3	Formulação do Problema	143
6.3.1	Reator Nú Radialmente	145
6.3.2	Reator Nú Axialmente	151
6.4	Definições de Parâmetros	158
6.4.1	Taxa de Regeneração (T.R.)	158
6.4.2	Fator de Ganho (G)	160
6.4.3	Carga de Material Físsil (M_F)	161
6.4.4	Tempo de Dobramento (T_D)	161
6.5	Resultados do GCFR Carregado com ($^{233}\text{U} - \text{Th}$) O_2	162
6.6	Resultados do LMFBR Carregado com ($^{233}\text{U} - \text{Th}$) Metálico	163
6.7	Resultados Obtidos pelo Código CITATION	165
6.8	Resumo e Discussões dos Resultados	166
7.	CONCLUSÕES E SUGESTÕES	
7.1	Conclusões	183
7.2	Próximos Passos	187

APÊNDICES

A.	CARTÕES DE CONTROLE	189
A.I	Cartões de Controle para a Operação do Código MC ²	189
A.II	Cartões de Controle para a Operação do Código CITATION	191
B.	PROCEDIMENTO MATEMÁTICO UTILIZADO PARA O CÁLCULO DAS DISTRIBUIÇÕES DOS FLUXOS E DAS CONDIÇÕES CRÍTICAS.....	197
B.I	Reator Nú Radialmente	197
B.II	Reator Nú Axialmente	203
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	209

I. INTRODUÇÃO

O grande esforço atualmente dispendido na pesquisa e de envolvimento de reatores rápidos visa, acima de tudo, atender a crescente demanda de energia, de uma forma viável. Os reatores nucleares, de uma forma geral, vêm-se tornando competitivos para a geração de energia elétrica, devido ao baixo custo de seus ciclos de combustível, em relação aos combustíveis fósseis.

O único material físsil existente na natureza é o U-235 e este constitui somente 0,7% do urânio natural. Nos reatores térmicos, temos também a produção de material físsil, mas a quantidade produzida é menor do que a consumida, o que acarretará no esgotamento das reservas de U-235. No entanto, os reatores rápidos proporcionam um crescente aumento de material físsil no tempo, através do consumo apenas de materiais férteis, o que possibilita o uso da energia nuclear por um tempo praticamente indefinido.

Nos reatores rápidos a regeneração de material fértil em físsil é obtida através do material fértil existente no caroço, e envolvendo-se o mesmo caroço por cobertores ('blankets'), nos quais está presente o material fértil. Os isótopos férteis urânio-238 (^{238}U) e/ou tório-232 (^{232}Th) são convertidos em isótopos físseis, plutônio-239 (^{239}Pu) e/ou urânio-233 (^{233}U) respectivamente, através de transmutações induzidas por nêutrons ^(8,12), mostradas na Figura (1.1)

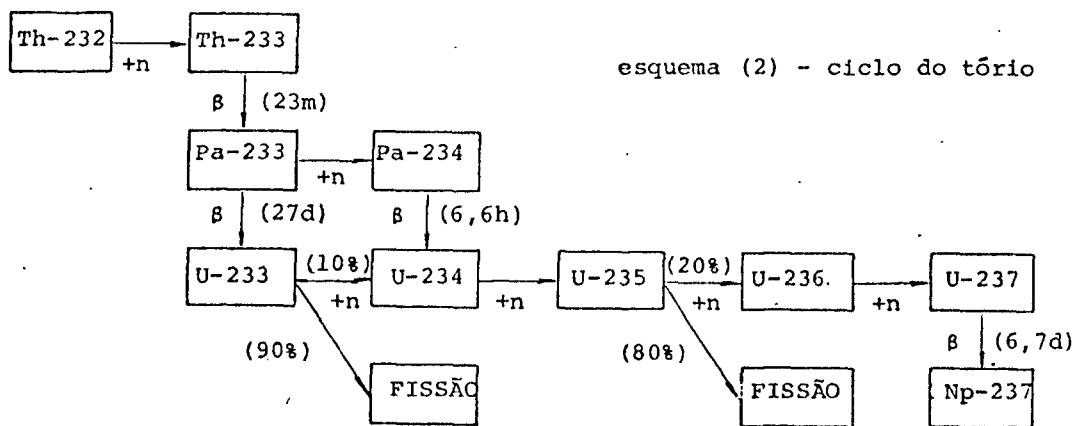
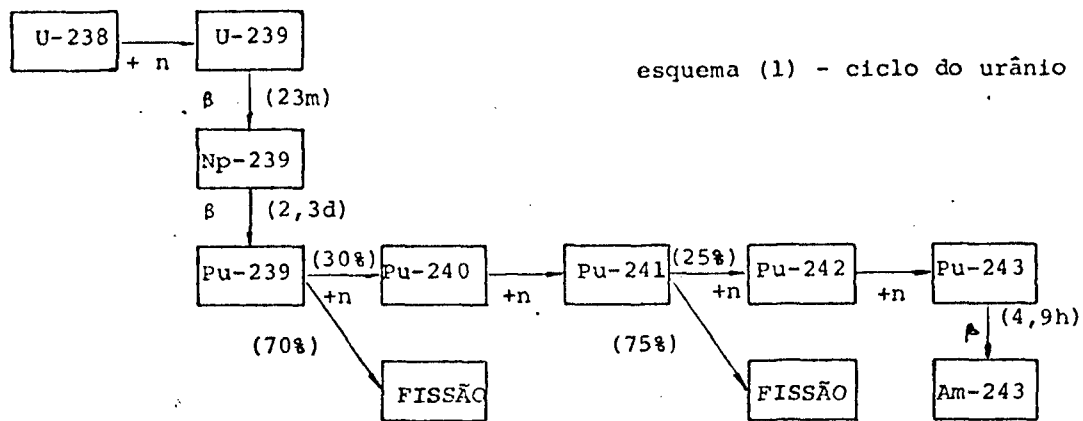


Figura (1.1) - Transformações sofridas pelo Th-232 e pelo U-238

Existe uma série de fatores que tornam atrativa a conver_{ção} de fértil em físsil, representados pelo esquema (2), como⁽¹²⁾;

- existe a possibilidade de regeneração nos reatores té_{rmicos} e rá_{pidos} quando se utiliza o ciclo do tório, devido as suas características nucleares básicas;
- mesmo que a regeneração não seja real, as características de conversão nos reatores té_{rmicos} são melhores com o ciclo do tório do que com o ciclo do urânio;
- há um menor consumo do ^{235}U , quando utilizamos o ciclo do tório, minimizando assim a demanda futura de urânio; e
- a utilização do ^{233}U nos reatores atuais concorda com a política de não proliferação de armamento nuclear.

Outras considerações a este respeito serão fornecidas no capítulo 3.

A maioria dos reatores regeneradores rá_{pidos}, em todo mundo, utiliza o ciclo do urânio, mas pelo fato da política de não proliferação e das reservas mundiais de tório serem superiores ao do urânio (da ordem de 3 a 5 vezes) despertou-se o interesse na utilização do ciclo do tório em reatores regeneradores rá_{pidos}.

A utilização do tório em reatores nucleares é de principal interesse para o Brasil, cujas reservas são mostradas na Tabela (1.1) (5).

Tabela (1.1) - Reservas Brasileiras de Urânio e Tório.

	MEDIDAS	ESTIMADAS
Th*	71.000	1.200.000
U*	128.000	89.300

* ^{232}Th em toneladas de ThO_2

* U natural em toneladas de U_3O_8

Baseados nos dados fornecidos pela Tabela (1.1), podemos dizer que as reservas de minério de tório, quando comparadas com as de urânio, proporcionam uma significativa fonte potencial de divisas.

1.1 - O Ciclo do Combustível do Reator

A expressão 'ciclo de combustível' compreende todas as operações, utilizações e processos associados com o combustível nuclear, desde o momento em que é adquirido o seu minério até a ocasião de sua venda - após exposição no reator e o reprocessamento, para sua utilização posterior, ou mesmo a sua reciclagem nos ciclos subseqüentes do mesmo reator. De um modo sumário, estas operações estão esquematizadas na Figura (1.2) (8).

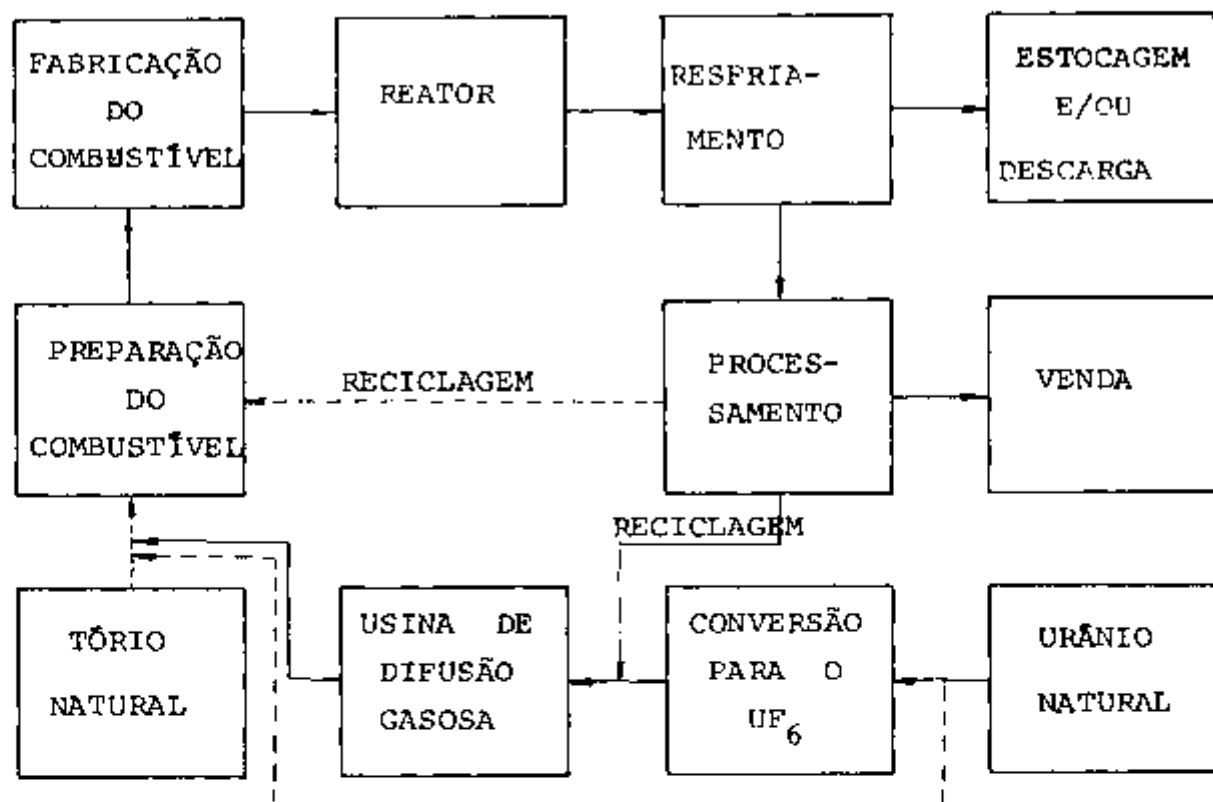


Figura (1.2) - Diagrama esquemático do ciclo do Combustível

Geralmente os ciclos do tório incluem os mesmos estágios dos ciclos U/Pu. Estes são:

- (1) extração do minério, moagem e conversão;
- (2) provisões de material físsil, ou urânio natural, ou urânio enriquecido, ou plutônio, incluindo o transporte;
- (3) fabricação e transporte dos novos elementos combustíveis;
- (4) utilização do combustível no reator,
- (5) transporte e estocagem provisória do combustível gasto;

- (6) reprocessamento do combustível gasto;
- (7) fabricação do combustível reciclado; e
- (8) transporte do lixo ('Waste'), estocagem e arranjo.

A tecnologia necessária para sustentar o ciclo do tório está menos desenvolvida, quando comparada com o ciclo do urânio; embora estejam sendo realizados projetos de pesquisas e de demonstração em vários países, não existem ainda instalações em grande escala comercial com o ciclo do tório.

A expressão ciclo do urânio indica que o ^{238}U é empregado para a produção de material físsil; similarmente o termo ou expressão ciclo do tório indica que o ^{232}Th é usado para produção de material físsil. As cadeias segundo as quais estas reações se processam são mostradas esquematicamente pela Figura (1.1).

A maioria dos tipos de reatores mais comuns (LWR- Light Water Reactor, HWR- Heavy Water Reactor e outros) utilizam atualmente o ciclo aberto, que é esquematizado na Figura (1.3):

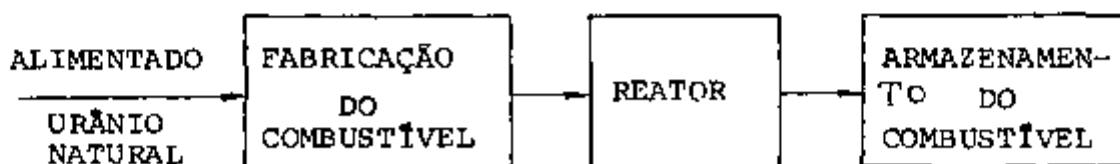


Figura (1.3) - Ciclo aberto do urânio

O ciclo aberto é aquele em que nenhum dos constituintes do combustível gasto, descarregado do reator, é reciclado de volta ao reator.

No caso do PWR (Pressurized Water Reactor) de 1000Mw(e) são necessárias aproximadamente 82tons de UO_2 (com urânio enriquecido de 2 a 3%) para que tal reator opere. Estima-se que existem aproximadamente 150 reatores PWRs de 1000 Mw(e) ⁽⁴¹⁾ em funcionamento em todo mundo, e cada um deles, precisa de aproximadamente 5.000 tons de urânio natural para que possa operar durante 30 anos (tempo de vida média de um reator), os quais esgotarão num futuro próximo as reservas municipais de urânio. Embora nos PWRs exista a produção de plutônio, este não é reciclado e o combustível queimado é armazenado (conforme figura (1.3)). No futuro é possível que estes combustíveis armazenados sejam reprocessados para que se obtenha o plutônio, o qual, por sua vez, poderá ser utilizado em reatores rápidos.

Os reatores regeneradores rápidos, que estão sendo desenvolvidos, utilizam na sua maioria o Pu como material fissil e o urânio natural ou deplegado como material fértil.

Em alguns dos reatores térmicos (HTGR - High Temperature Gas-Cooled Reactor, HWR e SSCR - Spectral Shift Controlled Reactor) são considerados o uso do ^{233}U como material fissil e o tório como fértil e este ciclo é denominado de ciclo do tório, o qual será discutido em detalhes no capítulo 3. Sabe-se que o ^{233}U tem características neutrônicas melhores

do que o ^{235}U em reatores térmicos, que será visto em detalhes no capítulo 2, e existe a possibilidade de regeneração com este ciclo (ciclo do tório).

Os possíveis reatores regeneradores térmicos citados com o ciclo do tório atualmente estão sendo pesquisados em vários países; eles têm a característica de serem apenas reatores auto-sustentáveis.

No caso do MSBR (Molten Salt Breeder Reactor) desde os primeiros estudos realizados em 1956⁽²⁵⁾, viu-se que este tipo de reator apresentava boas características de regeneração. A partir desta data iniciou-se o desenvolvimento e os estudos nos MSBRs em vários países (Alemanha, Estados Unidos, Inglaterra, França, etc), e mais recentemente em estudos realizados nos Estados Unidos, em que o projeto do MSBR utiliza o ciclo do tório, obteve-se valores de taxa de regeneração da ordem de 1,06 e o tempo de dobramento de 22 anos⁽⁴⁸⁾. Baseados nestes resultados podemos dizer que existe a possibilidade de regeneração com reatores térmicos no ciclo do tório.

As expressões gerais do ciclo do urânio e ciclo do tório não definem precisamente os combustíveis usados, mas apenas indicam o material fértil utilizado e as cadeias de núclídeos envolvidos na produção de combustível, associados com as operações do ciclo estabelecido inicialmente.

Não podemos deixar de mencionar alguns dos processos de regeneração do combustível gasto. O processo mais comum usado

para separar o urânio, o plutônio e os produtos de fissão é conhecido por processo PUREX (Plutonium and Uranium Recovery by Extration), e para separar o tório, o ^{233}U , as terras raras e os outros produtos de fissão é o processo THOREX (Thorium Recovery by Extration) (3,16) .-

O processo PUREX usa princípios de extração por solvente líquido-líquido com reações químicas de óxido-redução para separar quimicamente os vários constituintes do combustível gasto, enquanto que no processo THOREX as separações são executadas por extrações com tri-butil fosfato (TBP) em um hidrocarboneto diluído.

Neste trabalho procurou-se um tipo de reator regenerador com o ciclo fechado do tório (veja Figura 1.4) , com o objetivo de utilizá-lo como uma fonte primária de energia nuclear, pois o tório é um dos recursos naturais mais abundantes no Brasil.

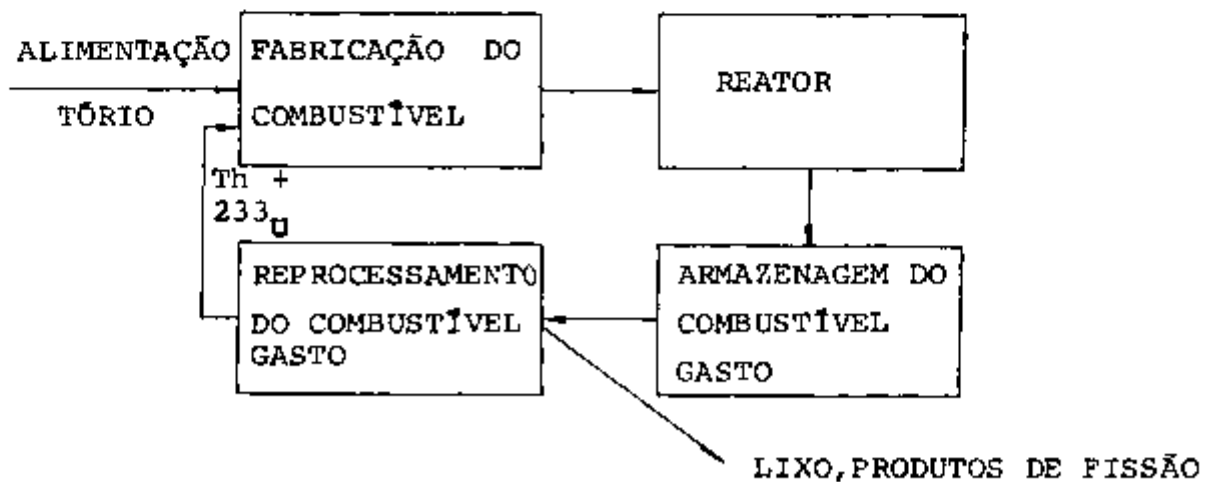


Figura (1.4) - Ciclo fechado do tório

Basicamente serão analisados dois tipos de reatores regeneradores no ciclo do tório; são eles o GCFR (Gas Cooled Fast Reactor) carregado com combustível do tipo óxido e o LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor) alimentado com combustível metálico. O GCFR é considerado melhor regenerador no ciclo do urânio em termos das características neutrônicas do que o LMFBR⁽¹⁾. O LMFBR carregado com combustível metálico foi proposto por R.A. Karam, como sendo um bom regenerador com o ciclo do tório⁽²⁷⁾. As características neutrônicas destes reatores são analisadas com modelos simplificados para o ciclo do tório, com o objetivo de se encontrar condições para se atingir curtos tempos de dobramento.

No capítulo 2 são fornecidos detalhes do ciclo do tório e comparação de seus parâmetros nucleares com os do ciclo do urânio, enquanto que no capítulo 3 são descritos alguns dos atuais reatores (LWR, HWR, HTGR e outros sistemas) que utilizam o ciclo do tório.

1.2 Objetivos do Trabalho

Este trabalho tem por objetivos analisar e comparar as características do GCFR alimentado com $(^{233}\text{U} - \text{Th})\text{O}_2$ com as do LMFBR alimentado com $(^{233}\text{U} - \text{Th})$ metálico, ambos com potência de 2500MW(th), como funções do volume do caroço e da fração de volume do combustível. Como parte desta análise foram estudados métodos de cálculo das constantes de grupo utilizando o Código MC² ('A Code to Calculate Multigroup Cross Sections') , de análise

da criticalidade e de cálculo de taxa de regeneração (T.R.) , tempo de dobramento (T_D) e massa total de fértil e fissil, para vários enriquecimentos e frações de volume do combustível.

1.3 Estudos Anteriores

A possibilidade da utilização do tório como fonte de energia nuclear é conhecida desde o início do desenvolvimento nuclear, ou seja desde a década de 30. O principal interesse está no fato de que, quando o tório absorve um nêutron, ele se transforma no ^{233}U , que é um material fissil, que por sua vez pode ser usado diretamente no reator, como o ^{235}U . Sabe-se também que a produção de nêutrons por fissão do ^{233}U é maior do que do ^{235}U e ^{239}Pu no espectro térmico, portanto existe a possibilidade de regeneração com o ciclo do tório em reatores térmicos⁽³⁵⁾.

O interesse inicial surgiu em relação ao MSBR (Molten Salt Breeder Reactor) que apresenta uma maior utilização e economia do combustível em relação a outros reatores conversores térmicos⁽²⁸⁾.

Os estudos com o combustível de sal fundido iniciaram-se nos Estados Unidos em 1947, em Oak Ridge National Laboratory, o que levou a construção do reator de sal fundido (MSR) de 2,5MW(th) (Aircraft Reactor Experiment) em 1954⁽²⁵⁾. Os esforços no desenvolvimento dos reatores de sal fundido levaram ao projeto, construção e operação do Reactor Experimental de sal fundido (MSRE) de 8MW(th), em junho de 1965 a de

zembro de 1969. O MSRE foi alimentado durante os dois primeiros anos de operação com uma mistura de ^{235}U - ^{238}U , e com apenas ^{233}U durante os 1,5 anos remanescentes de operação.

O desenvolvimento dos MSBRs, foi analisado nos Estados Unidos e viu-se a possibilidade da taxa de regeneração atingir o valor de 1,06 no ciclo do tório⁽²⁶⁾.

Outros trabalhos foram realizados para outros tipos de reatores térmicos com o ciclo do tório como: HWR, LWR e HTGR.

Os reatores a água pesada que serão discutidos são o HWSR (Heavy Water Suspension Reactor) e o CANDU (CANadian Deuterium Uranium reator).

O desenvolvimento do HWSR foi iniciado através das investigações das propriedades físicas do reator suspenso, baseando-se nos resultados obtidos em um reator suspenso experimental, o KEMA Suspension Test Reactor (KSTR) de 1MW(th), e com um inventário do combustível de aproximadamente 30kg, 25% de UO_2 e 75% de ThO_2 , operando a 250°C. Este reator iniciou a sua operação normal em maio de 1974. Sabe-se que o KSTR alimentado por $\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ (^{235}U) pode chegar a taxa de conversão de até 1,05, logo pode ser considerado um reator auto-sustentável. E devido ao fato de que este reator apresenta um grande coeficiente de reatividade negativo, o mesmo pode ser considerado inerentemente seguro⁽²⁵⁾.

O CANDU vem sendo desenvolvido desde os anos 50, embora a utilização do combustível baseado no tório venha sendo estudada apenas a partir do início da década de 70 por B.W. Lewis e outros^(12,34). Estes estudos indicam que basicamente o reator CANDU como está projetado, poderá operar com o ciclo do tório e ser apenas auto-sustentável. Resumindo, o CANDU no ciclo do tório pode ser considerado um sistema industrialmente estabelecido, mas com a reciclagem do combustível em estágio de desenvolvimento⁽²⁵⁾.

O reator a água leve citado é o Seed-Blanket Aqueous Reactor, cujo conceito original foi introduzido em 1951 como um meio de minimizar o trabalho separativo necessário para o combustível de um reator a água leve⁽²⁵⁾. Como se sabe o valor de η do ^{233}U nas regiões térmicas é maior do que o do ^{235}U e ^{239}Pu ; por este motivo o ciclo do tório despertou interesse nos reatores a água leve. Os trabalhos preliminares foram iniciados nos anos 60, o que mostrou a possibilidade de regeneração nos reatores a água leve ('seed-blanket') com ciclo do tório, e tal conceito foi demonstrado na usina nuclear de Shippingport. Este é o projeto do Reator Regenerador a Água Leve (LWBR) e sua operação de demonstração foi iniciada em dezembro de 1977⁽²⁵⁾. Neste tipo de reator (LWBR) a taxa de regeneração pode atingir o valor de 1,11 no início da vida do caroço, mas cai a 1,0 com o tempo. Portanto, o LWBR também é considerado um reator auto-sustentável.

Existem também sistemas simbióticos de diferentes HTGRs como:

- (1) o HTGR com auto-geração de ^{233}U através da reciclagem, alimentado com ^{235}U ; variando-se a potência específica pode-se atingir taxas de conversão de 0,6 a 0,9;
- (2) o HTGR pré-regenerador, alimentado com ^{235}U ; produz ^{233}U para ser usado em outro HTGR. Sua taxa de conversão está na faixa de 0,63 a 0,74; e
- (3) o HTGR quase-regenerador, alimentado com ^{233}U , o qual é reciclado no mesmo reator. Este reator pode obter taxas de conversão entre 0,9 e 0,98. Esta alta taxa de conversão é apenas possível em um reator predominantemente alimentado por ^{233}U ⁽⁴⁾.

Existem também outros tipos de sistemas simbióticos como: térmicos - FBR e FBR-FBR (Fast Breeder Reactor) no ciclo do tório, os quais estão em estudo.

Entre os principais reatores regeneradores térmicos experimentais e de demonstração, com combustíveis baseados no tório, que têm sido construídos ou estão em construção, encontram-se: (a) o Indian Point I LWR, (b) o Peach Bottom e Fort-St. Vrain HTGRs, (c) o LWR e (d) o MSBR. Nenhum destes reatores estão aptos para operarem em grande escala comercial, e os combustíveis baseados no tório estão em fase de desenvolvimento ⁽³⁵⁾.

Ao analisarmos os reatores regeneradores rápidos, voltamos a nossa atenção a dois tipos de reatores, o GCFR e o LMFBR, que vem sendo estudados desde os meados da década de

50⁽⁴⁹⁾.

A grande maioria dos estudos encontrados (12, 19, 32, 43), consideram a utilização do tório em reatores LMFBRs. E estudos semelhantes para reatores GCFRs são escassos (6, 13, 38); estes estudos dão ênfase ao aspecto econômico da utilização do tório. Na referência (6) encontramos que o custo líquido do ciclo do combustível, para um GCFR com cobertor radial de ThO_2 é ~ 0,5 mils/Kwh, que é menor do que o correspondente com cobertor radial de UO_2 .

Kasten e Bartine (ORNL) (28) compararam as taxas de regeneração do GCFR e LMFBR e encontraram valores próximos para o ciclo do tório. E estudos indicam (7) que, no caso do LMFBR no ciclo do tório, podem ser obtidas maiores taxas de regeneração e menores tempos de dobramento, adaptando-se o projeto a uma maior fração de volume do combustível (~ 50%) do que no caso do ciclo do urânio.

Também foram observados através da referência (39) que, para os reatores LMFBR de 1200Mw(e), a taxa de regeneração para caroços heterogêneos são substancialmente melhores do que aqueles com caroços homogêneos. Estes variam na faixa de 1,32 - 1,42 e 1,22 - 1,35 respectivamente.

No trabalho realizado por R.A. Karam (27) verificou-se a possibilidade de se aumentar a regeneração nos LMFBRs utilizando-se combustível do tipo metálico, no ciclo do tório.

Isto devido:

- (1) as altas queimas serem possíveis com combustível baseado no tório metálico. Altas taxas de regeneração podem ser obtidas devido ao espectro duro de nêutrons, com combustível do tipo metálico. A condutividade térmica neste tipo de combustível é aproximadamente 10 vezes maior do que no combustível tipo óxido, nos LMFBRs. Também são menores os diâmetros das barras de combustível do tipo metálico comparada com o tipo óxido (~ 1/2 do seu valor), levando a maiores densidades de potência para os combustíveis do tipo metálico. Todas estas propriedades, combinadas com as excelentes propriedades de transferência de calor do sódio, são capazes de produzir maiores taxas de regeneração para os LMFBRs no ciclo do tório com combustível metálico, do que para os LMFBRs correntes;
- (2) ao coeficiente de vazão do sódio, que é a principal consideração de segurança nos LMFBRs, o qual é positivo com combustível ($^{239}\text{Pu-Th}$) e definitivamente negativo nos LMFBRs alimentados por ($^{233}\text{U-Th}$); e
- (3) às experiências com reatores rápidos (LMFBRs), com combustível do tipo metálico, através do EBR-II (Experimental Breeder Reactor-II), em Idaho.

No trabalho realizado por Oosterkamp, Faya e Shu^(43,50) foi estudado o comportamento de um cobertor de tório metálico para reatores LMFBR e GCFR. Atribuindo-se os preços de U\$10/g e U\$16,7/g para os isótopos físséis ^{239}Pu e ^{233}U ,

respectivamente, concluíram que o tório metálico oferece uma vantagem econômica atrativa, em relação ao UO_2 , de cerca de 1 milhão de dólares por ano, para um reator de 1000MW(e).

Além de todos os fatores citados acima para utilização do ciclo do tório em reatores regeneradores rápidos, a não proliferação nuclear também é um dos fatores para esta escolha. Isto porque este assunto foi muito discutido pelo ex-presidente Carter dos Estados Unidos em 1977⁽³⁷⁾, que durante o seu mandato proibiu a reciclagem e a regeneração do Pu, pois acarretaria num futuro crescimento do armamento nuclear em todo mundo, inclusive no Brasil. A partir desta nova política despertou-se o interesse para o ciclo Th/ ^{233}U .

2. ASPECTOS GERAIS DO CICLO DO TÓRIO COMPARADOS COM O CICLO DO URÂNIO.

2.1 Introdução

O único isótopo físsil existente na natureza é ^{235}U . Sabe-se que os recursos mundiais de urânio estão entre 10 e 20 milhões de tons⁽¹⁾. Por exemplo, no caso de um PWR são necessárias 5.000 tons de urânio natural durante o período de vida do reator (30 anos), e como existem ~ 150 reatores deste tipo, isto significa que ~ 1 milhão de tons de urânio serão necessários para manter estes reatores por 30 anos. Se levarmos em conta também os outros tipos de reatores, estas reservas não serão suficientes para mantê-las até o final de suas vidas.

O interesse nos reatores regeneradores surgiu inicialmente utilizando-se o ciclo do urânio, embora já se soubesse que o tório poderia ser convertido em ^{233}U , desde o início do desenvolvimento da energia nuclear. Atualmente sabe-se que as reservas mundiais de tório são da ordem de 3 a 5 vezes maiores do que as do urânio, portanto é natural que se tenha despertado interesse no ciclo do tório, embora esta pretensão já fosse antiga.

Nos ciclos do urânio e do tório, dois fatos já eram conhecidos desde o início do desenvolvimento nuclear:

- (1) que o valor de η é menor para o ^{233}U do que para o ^{239}Pu , no espectro rápido; e

- (2) que o valor de η é maior para o ^{233}U do que para o ^{239}Pu e ^{235}U (maior do que 2,0), no espectro térmico.

Baseado na consideração (2) viu-se a possibilidade de regeneração nos reatores térmicos. Assim sendo iniciaram-se as pesquisas de reatores regeneradores no ciclo do tório, e o estudo foi dividido em duas partes: reatores térmicos e reatores rápidos, embora já se conhecessem as dificuldades de regeneração com o ciclo do tório, comparado com o ciclo do urânio.

Em vários países (USA, França, Inglaterra, etc) foram e estão sendo pesquisados vários tipos de regeneradores térmicos, que serão discutidos em detalhes no capítulo 3, mas até o momento nenhum deles foi aceito como sendo um bom regenerador com o ciclo do tório.

O MSBR é o tipo de reator térmico mais pesquisado, comparando-se com outros reatores, e pode ser considerado o melhor regenerador térmico. Neste reator a taxa de regeneração é estimada por volta de 1,06 e o tempo de dobramento é da ordem de 22 anos⁽²⁶⁾, e mais detalhes sobre o assunto são encontrados no capítulo 3.

A situação dos regeneradores rápidos no ciclo do tório é similar aos regeneradores térmicos. Uma variedade de pesquisas analíticas mostrou que o tempo de dobramento é maior do que o dos regeneradores rápidos com o ciclo do urânio.

nio.⁽²⁷⁾ Algumas publicações mostram que o tempo de dobramento pode ser da ordem de 30 anos⁽³³⁾, mas em outros trabalhos concluiu-se que o tempo de dobramento para o ciclo do tório é da ordem de 100-200 anos⁽²⁸⁾.

Como se sabe o ^{233}U não existe na natureza e que as reservas mundiais de ^{235}U são limitadas; uma das condições para que o aproveitamento dos recursos de tório seja eficiente é que o ^{233}U seja produzido com um pequeno tempo de dobramento, com o ciclo fechado do tório. O MSBR parece satisfazer esta condição, embora a sua construção e operação exija novas tecnologias, portanto até o momento este tipo de reator não foi aceito como gerador de eletricidade.

Atualmente o interesse no tório está no fato dele servir como suplemento no ciclo do urânio, para aumentar-se a fonte de energia nuclear baseada no urânio. Várias pesquisas foram realizadas utilizando-se o tório nos atuais reatores nucleares, as quais mostram que as quantidades de urânio necessárias para que o reator opere, diminuem significativamente. Mais detalhes são discutidos no capítulo 3.

Mais recentemente R.A. Karam⁽²⁷⁾ concluiu que o LMFBR com o ciclo fechado do tório pode atingir tempos de dobramento da ordem de 10 anos, se forem utilizadas barras finas de combustível, com altas frações de volumes do combustível e combustível do tipo metálico. O trabalho de R.A. Karam mostra que continua o interesse nos regeneradores rápidos com o ciclo fechado do tório, e que existe a possibilidade de obtermos pe

quenos tempos de dobramento nos LMFBRs.

Em nosso trabalho discutiremos o tipo de reator (LMFBR) sugerido no trabalho de R.A. Karam e são feitas comparações com outro tipo de reator (GCFR), no ciclo do tório e com combustível do tipo óxido.

2.2 Classificação do Ciclo do Tório.

Os ciclos do tório são classificados de acordo com o material físsil utilizado.

Nesta secção consideraremos dois ciclos do tório (Th/ ^{233}U), os quais diferem quanto ao enriquecimento dos combustíveis de urânio que alimentam os reatores. Estes são classificados convenientemente nos ciclos: HEU-Th (High Enriched Uranium), iniciando o ciclo com urânio altamente enriquecido, aproximadamente 93% de ^{235}U ou ^{233}U puro; e o MEU-Th (Medium Enriched Uranium) cujo conteúdo de urânio utilizado para iniciar o ciclo é ajustado de tal forma que os pesos dos vários isótopos de urânio no combustível fresco satisfaçam a relação:

$$\frac{\text{peso do } ^{233}\text{U} + 0,6 \times \text{peso do } ^{235}\text{U}}{\text{peso total de urânio}} < 0,12.$$

O ciclo MEU-Th também é conhecido de ciclo de urânio e tório 'contaminado' (23).

Existe um caso especial em que o material físsil (externo) que é utilizado para iniciar o ciclo, não se torna mais

necessário para que o sistema fique em equilíbrio. Tal ciclo é classificado de ciclo SSET (Self Sustaining Equilibrium Thorium), neste caso o reator pode ser abastecido inicialmente por tório e qualquer material físsil, o qual é fornecido externamente para o sistema.

No caso dos ciclos do tório iniciados com plutônio ou ^{233}U , deve-se ter um sistema de fornecimento externo destes nuclídeos físséis pois os mesmos não existem na natureza. Por exemplo, o ^{233}U poderia ser retirado dos combustíveis gastos provenientes de reatores térmicos alimentados por $^{233}\text{U-Th}$ ou ser produzido nos cobertores de tório dos reatores regeneradores; no caso do plutônio este também poderia ser tirado dos combustíveis gastos provenientes de reatores térmicos alimentados por urânio ou produzido nos FBRs cobertos por ^{238}U .

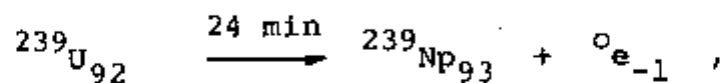
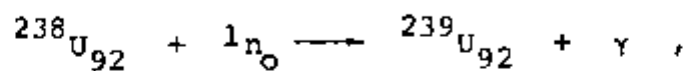
Geralmente considera-se também uma variedade de sistemas simbióticos com muitas combinações de sistemas regeneradores e não regeneradores, sendo que cada um deles conservam suas características básicas como: suprimento de combustível, economia do sistema, aspectos de não proliferação e outras.

2.3 Comparação dos Parâmetros dos Ciclos do Urânio e Tório.

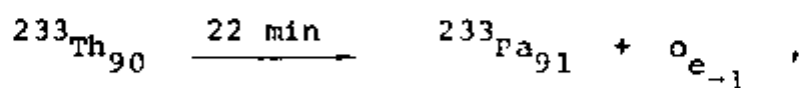
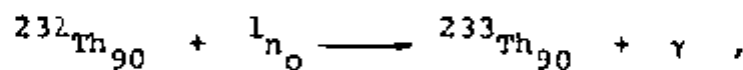
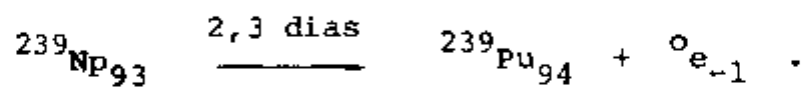
Nesta secção serão fornecidos dados de parâmetros nucleares dos nuclídeos envolvidos em cada um dos ciclos considerados, e a partir deles faremos algumas considerações.

2.3.1 Conversão e Regeneração

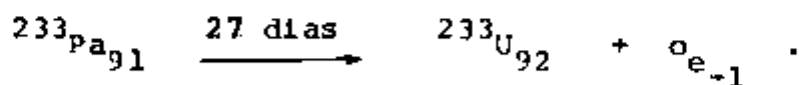
As reações de regeneração são iniciadas pela captura de um nêutron por nuclídeos férteis tais como ^{238}U e ^{232}Th , resultando numa série de reações que fornecem os nuclídeos físséis ^{239}Pu e ^{233}U , respectivamente. As reações são :



e



e



A taxa de variação dos nuclídeos físséis é dada por:

$$\frac{dN_f}{dt} = (\text{taxa de produção}) - (\text{taxa de queima}), \quad (2.1)$$

onde N_f é a densidade numérica dos nuclídeos físséis que constituem o combustível do reator no tempo t .

A taxa acima é positiva se a taxa de produção exceder a taxa de queima. Isto não pode acontecer naturalmente em reatores contendo combustível altamente enriquecido, mas a penas quando grandes quantidades de material fértil estiverem presentes.

Os parâmetros nucleares mais importantes en volvidos na determinação da taxa de produção de nuclídeos fis seis num reator são: ν , η e α , onde:

ν = número médio de nêutrons produzidos por fissão;

η = número médio de nêutrons produzidos por nêu tron absorvido, e

α = razão da taxa de captura de nêutrons pela taxa de fissão, que é dada por:

$$\alpha = \frac{\sigma_c}{\sigma_f} \quad , \quad (2.2)$$

onde σ_c e σ_f são as secções de choque mi croscópicas médias de captura e fissão respec tivamente.

A Tabela (2.1)⁽¹⁰⁾ fornece, entre outros pa râmetros, os valores típicos de ν , η e α para reatores térmi cos e rápidos, avaliados sobre as energias típicas para estes reatores. Os outros parâmetros serão discutidos nas secções se guintes.

Tabela (2.1) - Parâmetros nucleares

PARÂMETROS	COMBUSTÍVEIS FÍSSEIS TÉRMICO			COMBUSTÍVEIS FÍSSEIS RÁPIDO		
	^{235}U	^{233}U	^{239}Pu	^{235}U	^{233}U	^{239}Pu
σ_f (barns)	577	527	790	1,40	2,20	1,78
β	0,0065	0,0026	0,0020	0,0065	0,0027	0,0020
ν	2,40	2,51	2,90	2,50	2,59	3,00
η	2,06	2,29	2,10	2,20	2,30	2,60
α	0,17	0,10	0,50	0,15	0,068	0,150
f_b	0,515	0,561	0,524	0,545	0,587	0,615
$C_{\text{máx}}$	1,06	1,29	1,10	1,20	1,30	1,60

Do que foi exposto na tabela acima, as características dos vários combustíveis no espectro térmico são resumidos a seguir:

- (1) o valor de η , no espectro térmico para o ^{233}U é muito maior do que para o ^{235}U e ^{239}Pu . Através da figura (2.1), verificamos que o valor de η é maior para o ^{239}Pu no espectro de nêutrons rápidos do que no espectro de nêutrons térmicos comparado com ^{233}U e ^{235}U ;
- (2) no espectro térmico a produção de nêutrons pelo ^{233}U é praticamente insensível a variação da energia, enquanto que para o ^{235}U e ^{239}Pu ela decresce com o aumento da mesma (ver Figura 2.1); e

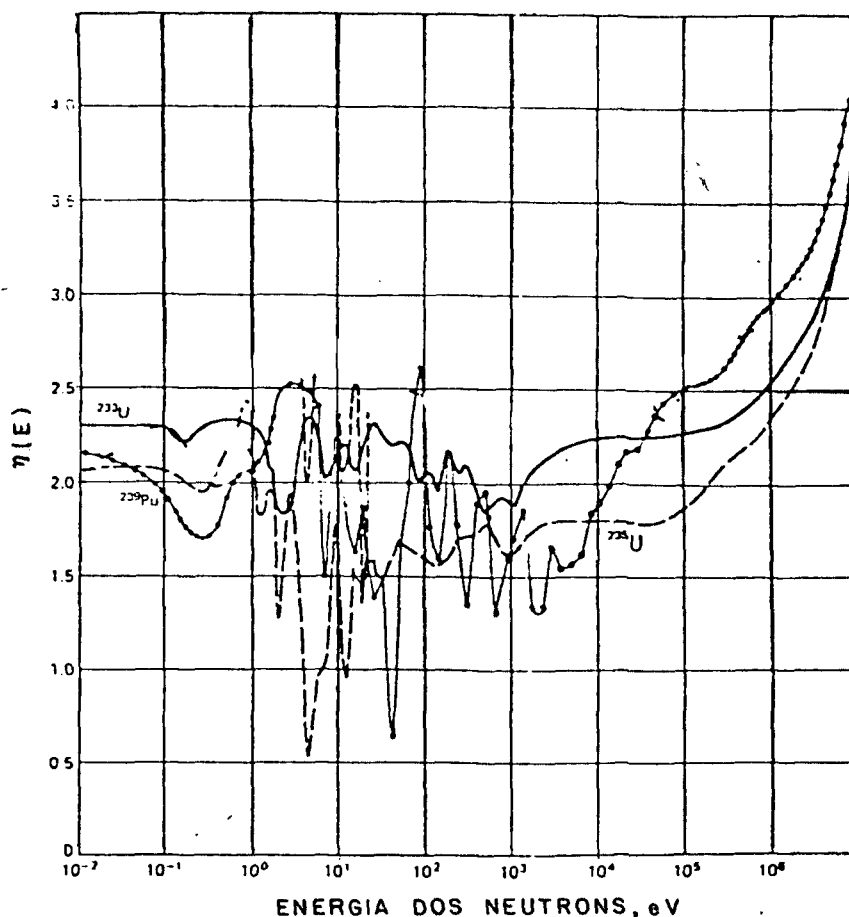


Figura (2.1) - η como função da energia dos nêutrons para ^{235}U , ^{233}U e ^{239}Pu .

- (3) o valor η no espectro epitérmico para o ^{233}U é menor do que o mesmo no espectro térmico, mas se for escolhido um 'espectro mais suave' (alto valor para a razão moderador combustível) resulta num maior aproveitamento dos nêutrons para possível regeneração.

A Tabela (2.1) nos mostra também as características dos combustíveis ^{235}U , ^{233}U e ^{239}Pu no espectro rápido, que estão resumidas abaixo:

- (1) a secção de choque de fissão do ^{233}U no espectro rápido e significativamente maior do que para o ^{235}U ou para ^{239}Pu ;
- (2) o valor de η para o ^{239}Pu é significativamente maior do que o do ^{233}U e do ^{235}U ; e
- (3) através da Figura (2.1), verifica-se que os valores de η para o ^{239}Pu , ^{235}U e ^{233}U variam com a energia (para todos os nuclídeos citados, η cresce no espectro rápido).

O parâmetro η é um dos mais importantes fatores na regeneração ou seja,

$$\frac{\nu}{\eta} = \frac{\text{taxa de absorção de nêutrons no combustível}}{\text{taxa de reações de fissão no combustível}} \quad (2.3a)$$

$$= 1 + \frac{\text{taxa de captura}}{\text{taxa de fissão}} \quad (2.3b)$$

ou

$$\eta = \nu \left(\frac{1}{1 + a} \right) \quad (2.3c)$$

Os nêutrons em excesso disponíveis no sistema, num dado instante, são utilizados na conversão ou na regeneração. Estes são iguais ao número de nêutrons produzidos, no mesmo instante pela fissão menos aqueles usados na fissão, perdidos pela fuga, capturados pelo combustível e por todos

os outros materiais que constituem o caroço. A fração de nêutrons necessária para que se mantenha o sistema no estado estacionário é $1/\eta$. No caso dos reatores rápidos alimentados por ^{239}Pu esta fração é de $1/2,6$ ou $38,5\%$, enquanto que para o ^{233}U é $1/2,42$ ou $41,3\%$. O balanço de nêutrons, conhecido por f_b , é a fração de nêutrons disponíveis para a regeneração (ou conversão) e para as perdas por fuga e reações de captura em todos os materiais do caroço além do combustível. Estas fugas dependem do projeto, do tamanho e dos materiais do caroço. A fração f_b é dada por:

$$f_b = 1 - \frac{1}{\eta} \quad (2.4)$$

Os valores de f_b para ^{235}U , ^{233}U e ^{239}Pu estão na Tabela (2.1), e são maiores para o ^{239}Pu no espectro rápido ($61,5\%$) e ^{233}U ($58,7\%$) do que para o ^{235}U ($54,5\%$), enquanto que para o espectro térmico é maior para o ^{233}U ($56,1\%$)⁽¹⁰⁾.

2.3.2 Taxa de Conversão (Regeneração) (T.C.)

A taxa de conversão C é a razão do número de nuclídeos físséis produzidos a partir do material fértil, pelo número de nuclídeos físséis consumidos na fissão e em reações de captura. É dada por:

$$C = \eta - 1 - L \quad (2.5)$$

onde L é o número de nêutrons perdidos pela fuga e captura

(não no material físsil) para cada nêutron absorvido em um núcleo físsil. O máximo valor de C (valor de $C_{m\grave{a}x}$) é obtido se L for reduzido a zero, ou seja:

$$C_{m\grave{a}x} = \eta - 1 \quad . \quad (2.6)$$

Dependendo dos valores de η e L , o valor de C encontrado poderá ser muito menor do que a unidade, neste caso o reator é denominado como sendo um 'queimador'. Para um reator com o valor de $C = 1,0$, ele é conhecido como um conversor, e em todos os casos (para qualquer valor de C), verifica-se que existe um limite teórico máximo para que a quantidade de nuclídeos férteis possam ser convertidos em nuclídeos físsis. Este limite teórico máximo depende do valor de C e do número inicial de nuclídeos físsis. Quando:

- $C = 1$, significa que o reator consome o número de nuclídeos físsis que produz; e
- $C > 1$, significa que o reator produz mais nuclídeos físseis do que consome.

É impossível que todos os nuclídeos físsis sejam consumidos no reator, e mesmo que o reator seja um 'queimador' os elementos combustíveis devem ser reprocessados periodicamente devido à absorção de nêutrons pelos produtos de fissão e à redução da reatividade do sistema, ou por causa da mudança das propriedades dos materiais, ou considerações termohidráulicas, etc.

Os reatores que são alimentados por combustível enriquecido são classificados como: (1) conversores e (2) regeneradores. Um conversor pode ser definido de duas maneiras: (a) um reator que produz menos combustível físsil do que consome ou (b) um reator que consome um tipo de combustível e produz outro, por exemplo, um reator consumindo ^{235}U e produzindo ^{239}Pu a partir do ^{238}U . A regeneração também pode ser definida de duas maneiras: (a) é um reator que produz mais átomos físséis do que consome (consome e produz combustíveis de qualquer tipo), isto é, com $C > 1$; ou (b) é um reator que produz o mesmo tipo de combustível que é consumido, por exemplo, um reator consumindo ^{239}Pu e produzindo ^{239}Pu a partir do ^{238}U (ou consumindo ^{233}U e produzindo o mesmo a partir do ^{232}Th). As definições do tipo do item (a) são as mais usuais.

O termo taxa de regeneração tem o mesmo significado do que taxa de conversão. O ganho de regeneração (ou conversão) (G) é a quantidade de isótopos físséis ganhos por físséis consumidos, ou seja:

$$G = C - 1 = n - 2 - L \quad (2.7)$$

O ganho máximo, $G_{\text{máx}}$, é:

$$G_{\text{máx}} = C_{\text{máx}} - 1 = n - 2 \quad (2.8)$$

A Tabela (2.1) nos fornece valores de $C_{\text{máx}}$, e por meio deles verificamos que as melhores regenerações ocorrem nos reatores rápidos alimentados por ^{239}Pu do que para os carregados por ^{233}U , enquanto que no caso dos reatores tér

micos uma regeneração substancialmente maior se dá com o combustível de ^{233}U .

Os materiais refrigerantes e estruturais, tais como o sódio e o ferro, comportam-se diferentemente para cada tipo de reator (rápidos e térmicos). Pela Tabela (2.2) podem ser comparadas as razões σ_c / σ_f (α) para o Na e o Fe nos reatores rápidos e térmicos alimentados por ^{235}U , ^{233}U e ^{239}Pu .

Tabela (2.2) - Razões da σ_c , de alguns materiais do caroço com σ_f dos materiais combustíveis.

COMBUSTÍVEL	MATERIAIS DO CAROÇO			
	REATOR TÉRMICO		REATOR RÁPIDO	
	Na	Fe	Na	Fe
^{235}U	0,00087	0,0044	0,0018	0,0061
^{233}U	0,00096	0,0048	0,00118	0,0040
^{239}Pu	0,00068	0,0034	0,00146	0,0049

Baseando-se nos dados da Tabela (2.2), podemos dizer que existe uma maior captura parasítica para os materiais refrigerante e estrutural (Na e Fe) num reator rápido do que num reator térmico, sendo maior esta captura para os reatores rápidos alimentados com ^{235}U , e a menor razão se verifica para os reatores rápidos carregados com ^{233}U . Portanto uma das vantagens de carregarmos os reatores rápidos, refrigera

dos a Na e com estrutura de Fe, com ^{233}U como elemento combustível é o fato de apresentarem menores razões σ_c / σ_f do que o ^{235}U e o ^{239}Pu .

2.3.3 Tempo de Dobramento (T_D)

Um dos fatores de importância para análise dos reatores regeneradores é o tempo de dobramento. Este é o tempo para que um reator regenerador duplique a sua massa original de material físsil. No capítulo 6 é fornecida uma expressão matemática para o cálculo do tempo de dobramento para reatores regeneradores.

Como é conhecido de estudos anteriores ⁽²⁹⁾, nos reatores regeneradores que utilizam o ^{239}Pu como combustível, o tempo de dobramento é da ordem de 10 a 20 anos, enquanto que para os FBRs alimentados com ^{233}U os tempos de dobramento são maiores do que 30 anos ⁽³³⁾.

2.4 Tecnologia do Ciclo do Combustível

Como já foi dito no capítulo anterior os ciclos do tório incluem, geralmente, os mesmos estágios dos ciclos do urânio. A seguir descreveremos em detalhes todos estes estágios para os combustíveis baseados no tório.

2.4.1 Fabricação do Combustível Fresco

Geralmente, o manuseio do tório natural é de

similar complexidade ao manuseio do urânio natural.

Na maioria das experiências realizadas nos Estados Unidos, com relação à fabricação de combustíveis baseados no tório, tem-se utilizado combustíveis do tipo óxido com misturas de UO_2 e ThO_2 . Foi fabricado cerca de 100t de ThO_2 , $^{233}UO_2 - ThO_2$ e $^{235}UO_2 - ThO_2$, nas formas de pastilhas e de partículas cobertas, e barras de cobertores com ThO_2 , para vários tipos de reatores, os quais incluem os reatores de pesquisa como: o Indian Point I⁽³⁵⁾, os reatores de Elk River e o Borax IV Boiling-Water Reactor (BWR), onde se utilizam combustíveis na forma de pastilhas⁽¹⁰⁾. Outras experiências foram também realizadas para os reatores regeneradores a água leve (LWBRs) de Shippingport⁽³⁵⁾, o qual foi necessária a fabricação de 40t da mistura $^{233}UO_2 - ThO_2$ e de ThO_2 para os cobertores, todos na forma de pastilhas. Adicionalmente, tem sido realizadas algumas experiências com partículas cobertas, as quais estão sendo fabricadas com a finalidade de serem empregadas em determinados reatores, os quais incluem os HTGRs e o Reator Experimental 'Boiling Water'.

Nas experiências feitas com os cobertores de tório foi necessária a fabricação de 15t de partículas cobertas de ThC_2 para o reator Fort St. Vrain, e aproximadamente 9t da mistura $(U,Th)C_2$ para os reatores Fort St. Vrain e Peach Bottom⁽²³⁾. Na Alemanha Ocidental tem-se efetuado experiências de fabricação do combustível com o objetivo de ser utilizado em reatores moderados a água e em reatores a alta temperatura refrigerados a gás.

Com relação às experiências de fabricação de combustíveis que serão utilizados nos HTGRs, elas têm sido realizadas nos reatores experimentais Dragon e AVR. Na Alemanha viu-se que a capacidade de fabricação do combustível fresco baseado no tório é da ordem de 9t por ano.

Na Itália muitas das etapas da fabricação do combustível baseado na mistura U-Th, foram desenvolvidas na usina de fabricação piloto do IFEC, Saluggia. As etapas incluídas nestas experiências são as seguintes:

- as pastilhas com as misturas de óxidos foram sintetizadas e encamisadas com aço inox;
- os arranjos dos elementos combustíveis são preenchidos com urânio enriquecido, sinterizados e encamisados por zircalloy; e
- a fabricação de barras de combustível, as quais são encamisadas por alumínio, contém no seu interior pastilhas de urânio altamente enriquecido.

2.4.2 Reprocessamento

A tecnologia utilizada no reprocessamento dos combustíveis contendo tório estão num estágio de menor desenvolvimento do que para os combustíveis U/Pu. O processo considerado no ciclo do tório é o 'THOREX' que se limita na separação e na reconversão do urânio e tório^(16,23).

Extração por Solvente. O urânio e o tório são extraídos do combustível gasto com 30% de tri-n-butil fosfato (TBP), enquanto que nos produtos de fissão não permanece nenhum resíduo de protactínio e impurezas metálicas.

Radioatividade dos Produtos. Devido às reações nucleares formarem impurezas nos combustíveis durante a irradiação, e através do decaimento dos produtos originados pelas reações, existe a necessidade de blindagens para os elementos ^{233}U e ^{232}Th que são removidos do combustível. As quantidades de ^{232}U que acompanham o produto ^{233}U , variam em relação a alguns parâmetros, os quais não serão discutidos neste trabalho.

Estado do Processo 'THOREX'. Existem experiências a respeito deste processo na Alemanha, as quais estão sendo realizadas em uma usina piloto (HTGR) que utiliza elementos combustíveis na forma esférica.

Na Itália também estão sendo efetuadas experiências de reprocessamento na usina piloto ITREC, baseadas no combustível contendo a mistura de $(\text{U-Th})\text{O}_2$.

2.4.3 Fabricação do Combustível Reciclado

Devido à radiação gama e ao produto ^{232}U , os quais surgem através dos ciclos do tório, não se pode manusear o urânio produzido neste ciclo da mesma maneira que no caso dos isótopos naturais. Tornam-se necessários sistemas de manuseios especiais, os quais incluem equipamentos de operação e manutenção, com a finalidade de refabricação de grandes quantidades de combustível. A refabricação do combustível é considerada como sendo um processo diferente da fabricação do combustível fresco, e necessita de uma atenção especial e um maior desenvolvimento tecnológico. Algumas das experiências com respeito à refabricação do combustível estão sendo realizadas nos Estados Unidos, na Alemanha Ocidental e na Itália.

2.4.4 Tratamento e Administração do Lixo Radioativo.

Admite-se que os métodos de tratamento do lixo radioativo (com vários níveis de radiação) considerados no processo 'PUREX', se aplicam perfeitamente ao processo 'THOREX'. No entanto, tornam-se necessárias algumas modificações do método para o processo 'THOREX', devido aos fluoretos presentes nos lixos radioativos. Na Alemanha Ocidental as usinas experimentais de tratamento do lixo radioativo são as FIPSI e PAMELA. Na usina FIPSI o lixo ativado é transportado em blocos de silicato de boro, e na usina PAMELA ele é transportado em grânulos de vidro e em blocos de vidro; além disso, em ambos os casos os lixos são encaixados em matrizes metálicas.

2.5 Economia

Como os combustíveis baseados no tório não estão sendo fabricados ou reprocessados em escala comercial, não se sabe com certeza quais são os custos dos diferentes estágios do ciclo de combustível. As maiores incertezas quanto aos custos estão no sistema de reprocessamento e refabricação. Os custos específicos do reprocessamento do combustível baseado no ciclo do tório geralmente são considerados maiores do que para os combustíveis U/Pu, mas a fabricação do combustível ^{233}U , que é o produto do ciclo do tório, é ainda muito falha pois está em estágio de desenvolvimento.

O processo de produção do material físsil envolve a produção de ^{233}Pa , como um estágio intermediário. Este nuclídeo é por si só um veneno para os nêutrons, e a sua concentração é um dos fatores que deve ser levado em conta na otimização do projeto do reator, pois o fator mencionado eleva os custos do sistema.

2.6 Aspectos de Segurança e do Meio Ambiente

A radioatividade devido ao decaimento dos nuclídeos da cadeia do ^{233}U , principalmente pela emissão de gama de 2,6 MeV do filho ^{208}Tl , conduz todos os produtos reciclados, incluindo o sistema de refabricação dos elementos combustíveis, a um nível de radiação relativamente alta. Adicionalmente, a atividade das partículas alfa para o ^{233}U é menor do que para o plutônio, mas muito maior do que para o ^{235}U . Portanto os sis

temas devem ser supridos de devidas proteções radiológicas. Os impactos ambientais devido às operações de extração e moagem do minério, dependerão dos tipos e das quantidades de minério necessários para os vários ciclos de combustíveis. Por outro lado, os aspectos de segurança e do meio ambiente para os ci clos do tório são similares aos dos ciclos do urânio, os quais são utilizados nos atuais LWRs, HWRs e HTGRs. Não se tem infor mações avaliadas a respeito de outros tipos de reatores, por tanto não se pode avaliar seguramente seus aspectos de seguran ça e do meio ambiente.

3. REATORES TÉRMICOS MAIS USUAIS QUE UTILIZAM O CICLO DO TÓRIO

Como foi discutido no capítulo anterior, existe o interesse no uso do tório como fonte de energia nuclear, desde o início do desenvolvimento da tecnologia nuclear. Além dos esforços em desenvolver reatores regeneradores com o ciclo puro do tório, tem sido também realizadas pesquisas sobre o aproveitamento do tório em reatores térmicos atuais, a fim de diminuir a demanda de urânio em todo o mundo.

Neste capítulo são sumarizados alguns resultados das pesquisas feitas anteriormente sobre este assunto, e as características dos reatores que utilizam o ciclo do tório.

Atualmente existe também um interesse no ciclo do tório, como uma forma de assegurar a política de não proliferação do armamento nuclear.

O nosso estudo foi baseado principalmente nas pesquisas feitas por um dos grupos da INFCE (International Nuclear Fuel Cycle Evaluation), que por sua vez realizou um estudo de diferentes sistemas de reatores que utilizam o ciclo do tório⁽²³⁾.

Classificaremos os sistemas de reatores em: (a) reator a água leve (LWR) e os sistemas baseados no LWR tais como: Reator Controlado pelo Espectro 'Movel' ('Shift') (SSCR) e o Reator de Água Leve e Núcleo Coberto; (b) reator de água pesada (HWR); (c) reator de alta temperatura refrigerado a gás

(HTCR) e (d) outros sistemas. E não serão fornecidas descrições destes sistemas, dos recursos utilizados, das técnicas e desenvolvimentos necessários, e das características econômicas.

Com respeito aos reatores rápidos refrigerados a gás e a metal líquido, estes serão devidamente analisados no capítulo 4.

3.1 Reatores a Água Leve

Descrição do Sistema. Os reatores a água leve vêm sendo desenvolvidos comercialmente de duas décadas para cá, e conta com aproximadamente 85% de toda a capacidade nuclear instalada no mundo. O reator a água leve com o ciclo do tório é idêntico aos comumente usados com o ciclo do urânio. A tecnologia dos LWRs já está bem estabelecida, e estão sendo construídos com rigorosas exigências de segurança e de proteção do meio ambiente, além do fato dos LWRs serem ainda uma das fontes de eletricidade mais econômicas quando comparadas com os combustíveis fósseis, os quais por sua vez estão se tornando cada dia mais dispendiosos.

Associação dos Ciclos de Combustível. Existem uma variedade de ciclos do tório que podem ser considerados para os LWRs, entre eles temos: os ciclos HEU(^{235}U)-Th, MEU(^{235}U)-Th e MEU(^{233}U)-Th, que foram devidamente definidos no capítulo anterior.

No nosso estudo será considerado principalmente o ci

ciclo $^{233}\text{U}/\text{Th}$ para a análise dos LWRs.

Utilização do ($^{233}\text{U}-\text{Th}$). O interesse em se utilizar o combustível baseado (35) no tório nos reatores LWRs tem aumentado de alguns anos para cá. Este interesse se deve ao fato de que com ^{233}U (regenerado do ^{232}Th) pode-se construir reatores regeneradores térmicos, muitos estudos vêm sendo desenvolvidos, e alguns reatores experimentais ou de demonstração com combustível baseado no tório estão sendo construídos, entre estes encontra-se o Indian Point I LWR. E a utilização do tório nos LWRs existentes é uma das opções mais atrativas, pois visa reduzir o consumo das reservas mundiais de urânio.

Através da Tabela (3.1) são vistas algumas informações normalizadas do ciclo MEU(^{233}U)-Th para os LWRs, com capacidade de 1GW(e) e um fator de carga padrão de 70%. Para este fator de carga de 70%, aproximadamente 2800 a 3000 toneladas de combustível são necessárias para que o reator opere no período de 30 anos por GW(e).

No caso do ciclo (^{233}U)Th, que está sendo analisado, é assumida uma fonte externa de ^{233}U , o que torna difícil estimar a quantidade de ^{233}U que se precisa para operar um LWR durante 30 anos, com um fator de carga de 70%. Pela Tabela (3.1) observa-se que seriam necessária por volta de 11200kg de ^{233}U por GW(e), como composição das fontes externas e com um fator de capacidade de 70%. Verifica-se também por meio da Tabela (3.1) que a taxa de conversão obtida é de ~ 0,9, portanto podemos dizer que os LWRs podem chegar no máximo a serem reatores auto-sustentáveis.

Tabela (3.1) - Informações do ciclo do tório para o LWR.

	USA	USA
Ciclo do Combustível	MEU- ²³³ U/Th ^a	MEU- ²³³ U/Th
Isótopo Inicial	²³³ U	²³³ U
Características Especiais		SSCR
Taxa de Conversão		0,83
Intervalo de Realimentação (anos)	1	1
Fração do caroço substituído	0,33	0,33
Substituição anual (fator de capacidade de 100%), t/GW (e)	32,7	32,9
FISSIL NECESSÁRIO (a,b) (t/GW(e))		
Inicial no caroço	1,904	1,704
Reciclado anualmente	0,478	0,512
Composição anual	0,295	0,229
Grosso acumulado, 30 anos	11,163	9,454
Líquido acumulado, 30 anos	9,575	6,726
Th-NECESSÁRIO (a,b) (t/GW(e))		
Inicial no caroço	57,9	69
Anual	16,2	19,6
Grosso acumulado, 30 anos	539	641
Líquido acumulado, 30 anos	-	641
MATERIAL FISSIL NO COMBUSTÍVEL GASTO (a,b)		
U-fiss./U	7,9	9,2
Pu-fiss./Pu	74,7	76,5
Descarga anual (kg/GW(e))		
U - fiss.	478	446
Pu - fiss.	65	71
Descarga de material fissil, 30 anos (kg/GW(e))		
U - fiss.	13705	13380
Descarga de material acumulado, 30 anos (kg/GW(e))		
Pu-fiss.	1789	2657

a - normalizado para fator de carga de 70% e 0,2% de enriquecimento.

b - acúmulo líquido necessário em 30 anos que é o acúmulo bruto necessário em 30 anos, menos o inventário no cargo e fora dele no fim de 30 anos de operação, que poderá ser usado em outros reatores.

Técnicas e Desenvolvimentos. Acredita-se que não sejam necessárias grandes mudanças nos reatores LWRs para podermos utilizar o ciclo do tório. Existem também algumas experiências com a irradiação de combustíveis baseados no tório para serem usados nos LWRs. No entanto, serão indispensáveis análises adicionais para assegurar o bom desempenho do combustível, que estejam de acordo com as exigências esperadas para o licenciamento da usina.

A tecnologia para a utilização do combustível baseado no tório nos LWRs e para a reciclagem do ^{233}U , está em menor desenvolvimento quando comparada com o combustível baseado no ciclo U/Pu.

Acredita-se que estes reatores com o ciclo do tório e com reciclagem estarão em operação comercial apenas no próximo século, pois são ainda necessárias várias pesquisas e demonstrações na área, para que se possa assegurar o seu bom funcionamento.

Economia. Como existem diferenças quanto aos projetos e aos processos de licenciamento para os vários países envolvidos com a energia nuclear, tentaremos dar nesta seção algumas das estimativas dos custos empregados nas usinas e nos ciclos de combustível.

Para os reatores LWRs carregados com combustível baseado no tório, não assumiremos novas otimizações e poderemos assim estimar o custo capital e da usina, comparando com a ge

ração atual de LWRs (que são alimentados com urânio de baixo enriquecimento).

No entanto, não possuímos dados concretos sobre os custos dos componentes do ciclo de combustível. O motivo pelo qual os combustíveis baseados no tório não tem sido comercialmente fabricados ou reprocessados, é devido aos altos custos do reprocessamento e da refabricação. Entretanto, algumas estimativas que já foram feitas, fornecem uma boa margem dos custos de refabricação e do reprocessamento para o ciclo do tório, os quais se tornam competitivos em relação ao ciclo direto do urânio.

Aspectos de Segurança e do Meio Ambiente. Os aspectos de segurança e do meio ambiente para o ciclo do tório já foram discutidos com detalhes no capítulo anterior. No entanto, é importante salientar que não se esperam outros impactos com o meio ambiente, no local onde se encontra o reator em questão, além do já existente devido à exposição radioativa durante a recarga do combustível no reator.

3.1.1 - Reator Controlado pelo Espectro Móvel

Descrição do Sistema. O reator controlado pelo espectro móvel ('shift') consiste basicamente numa usina de um PWR, no qual o sistema de controle da reatividade é substituído pelo controle do espectro móvel. O controle da reatividade é obtida adicionando-se água pesada no refrigerante do reator; com isto existe um endurecimento do espectro de

nêutrons, o que resulta numa maior absorção de nêutrons pelo material fértil. Conseqüentemente há a produção de uma quantidade adicional de material físsil.

Nos SSCRs são necessárias instalações de troca de água pesada com água leve a medida em que a queima do combustível vai se processando, e também deve ser adicionado um sistema de armazenamento de água pesada. No início da vida do caroço a quantidade de água pesada pode ser de 85% (que serve como refrigerante e moderador). A medida em que o combustível vai se queimando, a quantidade de água pesada diminui, e no fim do ciclo este valor chega a 2% ou menos. Os reservatórios de água pesada propostos são similares aos utilizados nos atuais HWRs. As modificações feitas no projeto convencional do PWR envolve componentes e sistemas auxiliares que controlam a concentração de água pesada. Também são necessãrias outras alterações do sistema, ou seja, nas bombas, nas válvulas e tubulações da usina, para que se possa minimizar a perda de D_2O e ter-se um estoque de abastecimento substancial de água pesada.

Ciclos de Combustíveis Associados. Ge

ralmente os SSCRs operam com os mesmos ciclos de combustível que os LWRs (incluindo os ciclos U/Pu). No entanto, nós nos prenderemos apenas ao estudo do ciclo MEU(^{233}U)-Th, e maiores informações a seu respeito estão incluídas na Tabela (3.1). O ciclo MEU(^{233}U)-Th se tornará possível se dispormos de uma fonte externa de ^{233}U (que poderá ser previamente obtido em um reator regenerador no ciclo do tório). Este ciclo para os

SSCRs está num bom estágio de desenvolvimento, quando comparado com outros ciclos, embora sejam necessárias reservas de ^{233}U para iniciar o ciclo.

Utilização do ($^{233}\text{U}-\text{Th}$). O ciclo MEU (^{233}U)-Th nos SSCRs poderá operar num período de 30 anos com um fator de carga de 70%; para que isto ocorra, são necessárias - 9460Kg/GW(e) de ^{233}U (como fonte externa). Esta quantidade de material físsil é cerca de 85% da necessária para que um PWR opere sem o controle do espectro móvel. O SSCR não é considerado um bom regenerador no ciclo do tório⁽²⁸⁾, pois além de apresentar uma taxa de conversão de - 0,9 (ver Tabela (3.1)), apresenta também um alto custo da reciclagem do combustível, que está associado com a baixa exposição do combustível necessária para a operação de tal regenerador. Neste caso também podemos dizer que o SSCR no ciclo do tório poderá ser considerado no máximo um reator auto-sustentável. Embora todos os dados fornecidos sejam valores estimados, eles estão sujeitos a verificações experimentais.

Técnicas e Desenvolvimento. O conceito do espectro móvel tem sido testado no caroço de um reator experimental, o BR-3 de 10MW(e) (reator da Bélgica). Mesmo assim são necessários maiores desenvolvimentos para a comercialização deste conceito.

No entanto, encontramos alguns problemas técnicos nos reatores SSCRs que incluem o controle da liberação de trítio durante a operação de realimentação, os siste

mas de contenção e manuseio da água pesada. Estes problemas ocorrem mesmo que o volume de água pesada no moderador seja pequeno durante a realimentação, e deve existir o risco da liberação de trítio se a realimentação for feita com a mistura de água pesada e água leve. Esta mistura deverá ser substituída por água leve pura no período de realimentação, e após a realimentação a água leve deverá ser substituída pela mistura de água contendo 85% de água pesada, substituição que deverá ser feita antes do reator entrar novamente em funcionamento. Todas estas operações são executadas sem perda significativa de água pesada. Os reservatórios de água pesada são necessárias nos SSCRs e devem ser feitas modificações no sistema de circulação do refrigerante. Com a introdução da água pesada no sistema, deverá haver modificações adequadas no projeto do reator, a fim de minimizar a perda de D_2O , como é feito nos HWRs. Mas ainda existe a necessidade de um maior desenvolvimento tecnológico nos SSCRs com ciclo do tório, o que já está sendo feito nos LWRs.

Economia. A diferença básica entre os sistemas LWR e SSCR, é que o último necessita de um reservatório de água pesada, e por este motivo devem ser feitas modificações no sistema de refrigeração primária para minimizar a perda de D_2O . Conseqüentemente, as estimativas dos custos para os SSCRs se tornarão maiores do que os esperados para os LWRs. Os custos da eletricidade nos SSCRs no ciclo do tório ainda são objeto de discussões, como no caso dos LWRs.

te . Baseados no fato de que a usina de um SSCR é basicamente a de um PWR, conclui-se que ambos sejam licenciados da mesma forma. No entanto, existe um número de aspectos do projeto que estão mencionados no licenciamento e na segurança do sistema, os quais necessitam de maiores avaliações. Estes relatam principalmente o uso da razão variável D_2O/H_2O (ambos como refrigerante e moderador) na substituição da água leve durante a realimentação e a subsequente substituição da água leve com 85% de água pesada após a realimentação. As mesmas considerações feitas sobre a segurança e o meio ambiente para o LWR no ciclo do tório se aplicam perfeitamente para os SSCRs. A principal diferença existente nos efeitos ambientais entre os LWRs e os SSCRs é devido a maior produção de trítio no SSCR.

3.1.2 Reator a Água Leve com Núcleo Coberto

Descrição do Sistema . O conceito do núcleo coberto foi originariamente considerado durante os anos cinquenta, como uma forma de reduzir o trabalho separativo necessário para um combustível num LWR. Se uma pequena parte de uma rede ('lattice') de água leve e urânio de baixo enriquecimento é substituída por combustível de urânio altamente enriquecido, a rede se tornará crítica. A massa de ^{235}U e o trabalho separativo necessários para o combustível de um reator a água leve e núcleo coberto, são menores do que no caso do combustível de um reator convencional carregado com urânio de baixo enriquecimento. A região com urânio de alto enriquecimento é conhecida de núcleo, e a região vizinha e maior que contém urânio natural é denominada de cobertor. Para se obter menores

quantidades de urânio natural e enriquecido, tem-se a necessidade de que o reator seja projetado com um controle pela geometria, ou seja, com o núcleo móvel (ver Figura (3.1) ⁽³²⁾).

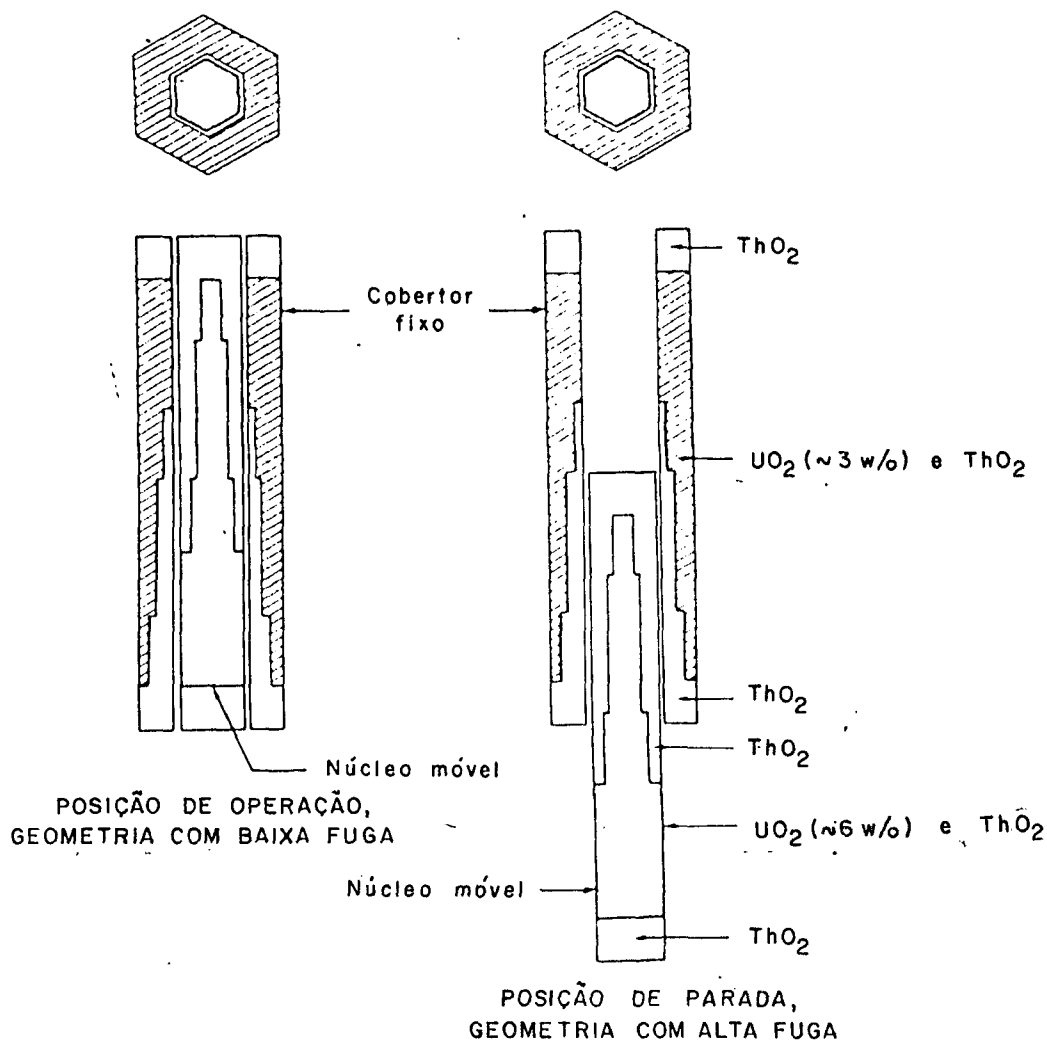


Figura (3.1) - Controle pela Geometria.

Tanto nos reatores regeneradores a água leve com núcleo coberto como nos reatores 'queimadores' a água leve, são utilizados controles pela geometria para manter a reatividade do sistema. A região do cobertor, nos projetos de reatores regeneradores, contém pouca água, sendo que a taxa de fissão no cobertor é relativamente baixa e a conversão

do material fértil em material físsil é substancialmente alta. Existe uma baixa potência específica na região do cobertor, o que limita a produção de potência nesta região de cerca de 50%. A razão de volume água/combustível na região do cobertor para os reatores 'quemadores' é maior do que para os reatores regeneradores, de tal modo que a conversão de material fértil em físsil é menor, mas a taxa de fissão do material físsil produzido no cobertor é maior.

O conceito do núcleo coberto foi empregado no projeto da primeira usina comercial de um PWR, em Shippingport, Pensilvânia, e o início de seu pleno funcionamento foi em dezembro de 1977⁽²⁵⁾.

A maior vantagem destes regeneradores aquosos é que eles podem ser adaptados na maior parte das atuais usinas comerciais de potência nuclear, com modificações relativamente pequenas.

Ciclos Associados. Como nos outros casos, os reatores a água leve e com núcleo coberto podem operar com uma variedade de ciclos. No entanto, em nosso estudo consideraremos particularmente os reatores regeneradores refrigerados a água, com os ciclos de combustíveis iniciados com os núcleos contendo ^{233}U puro e cobertos por tório, ou então, com núcleos que tenham urânio altamente enriquecido e também cobertos por tório. Neste último caso, após a partida do reator, o núcleo de ^{235}U é gradualmente substituído por ^{233}U , o qual é produzido no mesmo reator. O fator de ganho de regeneração pa

ra este tipo de reator é da ordem de 1%.

Utilização do ($^{233}\text{U-Th}$). Depois dos trabalhos preliminares realizados nos anos 60, viu-se a possibilidade de regeneração com reatores de núcleo coberto e refrigerados a água leve, utilizando o ciclo do tório. Assim sendo foram autorizadas as demonstrações da usina nuclear de Shippingport, que é o projeto de um reator regenerador a água leve (LWBR), iniciada em dezembro de 1977⁽²⁵⁾.

Num típico LWBR a taxa de regeneração encontrada é de 1,11 no início da vida do reator e diminui com o tempo para um valor de 1,0 quando for atingida a quantidade máxima de combustível físsil. Neste caso também pode-se dizer que o LWBR chega a ser um reator auto-sustentável.

Técnicas e Desenvolvimento. Os LWBRs são viáveis apenas se o arranjo do combustível móvel, constituído de núcleo e cobertor, for uma forma de controlar a reatividade do sistema, além do fato da taxa de regeneração ser baixa isto é, da ordem de 1,0 a 1,1. Ambos os fatores citados acima, já foram demonstrados na usina de Shippingport. Mesmo assim, a tecnologia do movimento variado do controle pela geometria do combustível, necessita de maiores desenvolvimentos devido a sua complexidade.

Economia. Os custos do conceito dos LWBRs provavelmente seriam maiores do que os dos PWRs, devido à necessidade do controle pela geometria nos reatores de nú

cleo coberto. Embora já existam experiências com os LWBRs, poucos dos tais sistemas de controle foram construídos, os quais não são suficientes para basearmos os custos futuros destes tipos de reatores, quando usados em grande escala comercial.

Outro item de difícil estimativa de custo é o ciclo do tório, no qual está incluído o reprocessamento e manuseio do elemento combustível ^{233}U .

Aspectos de Segurança e do Meio Ambiente. Embora os LWBRs estejam baseados nos PWRs padrões, são necessários adequados aspectos de segurança e de licenciamento, devido ao uso do controle pela geometria e do combustível baseado no tório.

Se o reator for desligado com grandes quantidades de protactínio, a reatividade do sistema poderia elevar-se com o decaimento do protactínio em ^{233}U , então será necessária a introdução de veneno solúvel. Procedendo-se desta forma não se teria problemas de segurança, mas esta é uma situação a qual não existem experiências anteriores. Conseqüentemente problemas que não foram levados em conta poderiam aumentar os problemas de segurança, colocando em risco o sistema. Para tanto deve-se tomar adequadas precauções.

Os procedimentos de emergência para a parada do reator são similares ao do PWR padrão, com a exceção do boro solúvel que normalmente não se encontra presente no reator.

Os impactos com o meio ambiente são si milares aos dos LWRs com o ciclo do tório, variando proporcionalmente de acordo com as quantidades de materiais físséis pro duzidos e manuseados.

3.2 Reatores a Água Pesada (HWR)

Descrição do Sistema. O projeto deste tipo de reator quando utiliza o ciclo do tório é semelhante aos HWRs comer ciais. Duas são as variações existentes nos projetos dos HWRs: uma delas é constituída por tubos de pressão, enquanto que a outra é composta por vaso de pressão.

O reator de água pesada constituído por tubos de pressão é um projeto canadense, conhecido como sistema de reator de potência nuclear CANDU, que vem sendo desenvolvido desde os anos 50 pela Atomic Energy of Canada Limited (AECL), em colaboração com a indústria canadense. CANDU significa CANada Deuterium Uranium, e indica que o reator utiliza a água pesada ou o D_2O como moderador⁽²⁵⁾.

O CANDU tem sido usado com sucesso com o ciclo direto do urânio natural, entre os quais podemos citar as seguintes usinas de potência: a Pickering Generating Station de 2000MW(e)⁽³⁶⁾ e a Bruce Generating Station de 3000MW(e)⁽⁵¹⁾. Este conceito básico é flexível, e podem ser usados diversos combustíveis, como, por exemplo, o tório. Neste caso consideramos os projetos de 200 a 1000MW(e), que deverão sofrer algumas modificações para poderem ser adaptados ao ciclo do tório.

Algumas das mudanças sugeridas têm a finalidade de melhorar a economia de nêutrons para a geração de potência. A principal modificação do projeto considerado é a elevação da pressão do refrigerante de 100 bars para 150 bars. Para isto será necessário uma elevação na pressão do tubo, o que afetará a economia de nêutrons, e assim reduz levemente a descarga do combustível queimado. No entanto, o aumento da eficiência termodinâmica tende a compensar os efeitos de redução na economia de nêutrons.

Nos estudos feitos para os projetos dos HWRs com o ciclo do tório, que são constituídos de vaso de pressão, utilizam barras de combustível do tipo do LWR para a rede quase-homogênea, e sem qualquer separação entre o refrigerante e o moderador. Consideraremos os projetos com 200 e 600MW(e) de potência.

No caso dos reatores HWRs constituídos por vaso de pressão e com potência de 600MW(e), estes são formados por arranjos quadrados de conjuntos de combustíveis numa rede de 12 x 12, com 8 posições em cada conjunto para serem ocupadas pelas barras suportes ou barras de controle (que são tubos guiados). As barras de combustível têm 1 cm de diâmetro, são encamisadas por zircalloy e estão em arranjo onde o 'pitch' é de 1,75cm.

A razão de volume entre a água pesada e o combustível é aproximadamente de 10-15, este valor é muito maior quando comparado com a razão de volume em um LWR (- 2). Conseqüente

mente, são necessários maiores vasos de pressão para se ter a mesma potência no reator.

Ciclos Associados. Existem uma variedade de ciclos do tório que podem ser utilizados nos HWRs, entre eles encontramos os ciclos: HEU-Th, MEU-Th, Pu-Th e SSET. Como já dissemos nas secções anteriores nós nos prenderemos aos ciclos que utilizam o $^{233}\text{U-Th}$, que são os casos do MEU(^{233}U)-Th e HEU(^{233}U)-Th. Devem ser feitas também considerações quanto ao projeto e à operação dos HWRs quando são utilizados tais ciclos, para que se atinjam queimas significativas com uma maior economia de nêutrons.

Utilização do ($^{233}\text{U-Th}$). Todos os reatores CANDU operam com combustível de urânio natural na forma de óxido. Entretanto, para se assegurar a demanda futura de urânio, tem-se estudado a possibilidade do uso do combustível baseado no tório⁽²⁵⁾. Estes estudos indicam basicamente da maneira como estão projetados os reatores CANDU; estes podem operar em um ciclo auto-sustentável de tório, sem alimentação de urânio e com uma pequena alimentação de tório. Devido à baixa secção de choque de absorção da água pesada, torna-se atrativo o uso do combustível baseado no tório nos HWRs, e estudos a este respeito são ilustrados na Tabela (3.2) (os quais utilizam o ciclo puro do tório). Por meio desta tabela é vista que a taxa de regeneração poderá atingir o valor de 1,073, o qual pode ser considerado como sendo um reator auto-sustentável.

Resumindo-se, os reatores HWRs com o ciclo do tório

Tabela (3.2) - Informações do ciclo do tório para o HWR.

	ROMENIA		USA
	HEU-233 U/Th 233U	MEU-233 U/Th 233U	
Ciclo do combustível			
Isótopo Inicial	HEU-233 U/Th 233U	MEU-233 U/Th 233U	MEU-233 U/Th 233U
Características especiais	SSET	-	-
Taxa de conversão	1,002	1,073	-
Substituição anual (t/GW(e)) (fator de carga de 100%)	83,9	83,9	83,3
Fissil exigido 'a,b) (t/GW(e))			
Inicial no caroço	2,110	2,000	1,859
Peciclaçem anual	0,974	0,895	0,856
Composição anual	0	0,27	0,106
Grosso acumulado, 30 anos	4,058	4,566	6,52
Líquido acumulado, 30 anos	0	0,755	3,17
U-natural necessário 'a,b) (t/GW(e))			
Inicial no caroço	125,2	104,7	105,4
Composição anual	57,9	50,7	50,4
Grosso acumulado, 30 anos	1820	1590	-
Líquido acumulado, 30 anos	32	28	-
Material Fissil no combustível			
Gasto (a)			
Enriquecimento (%)	68,6	10,4	11,2
U-fiss./U	N.A.	45,5	67,7
Pu-fiss./Pu			
Descarga anual (kg/GW(e))			
U-fiss.	1000	882	848
Pu-fiss.	0	52	22,8
Descarga de material fissil, 30 anos (kg/GW(e))			
U-fiss.	31400	27800	26,02
Pu-fiss.	0	1600	706

são caracterizados como sendo um sistema de reator industrial básico já estabelecido mas com a reciclagem do combustível ainda em desenvolvimento.

Técnicas e Desenvolvimento. Nos reatores CANDU podem ser utilizados perfeitamente os ciclos do tório, e a descrição dos reatores CANDU-Th são basicamente as mesmas que os reatores CANDU atuais, com diferenças mínimas. No caso do CANDU com o ciclo do tório auto-sustentável é necessário que se faça otimizações no projeto de tal reator, nos esquemas de controle do combustível, sistemas auxiliares e sistemas de controle do reator. No caso de utilizarmos maiores pressões no refrigerante é necessário também um maior aperfeiçoamento dos tubos de pressão e das máquinas de realimentação.

Agora, no caso dos HWRs com vaso de pressão, a sua tecnologia está baseada na dos LWRs, e será considerado tecnologicamente viável.

Economia. Devido ao fato de existirem diferenças quanto aos projetos e aos processos de licenciamento para os vários países envolvidos com a energia nuclear, tentaremos dar aqui algumas das estimativas dos custos empregados nos reatores e nos ciclos do combustível.

As estimativas dos custos do reprocessamento e da fabricação do combustível são incertas, devido ao fato de não existir ainda experiências em grande escala comercial com a reciclagem do combustível Th/U. Embora os custos do reprocessa

mento sejam geralmente considerados da mesma ordem ou um pouco mais caro do que a dos combustíveis U/Pu, estima-se que a refabricação do combustível é acrescido de um fator de 6 a 9 mais caro, dependendo do tipo de combustível, quando comparado com a fabricação do combustível de urânio natural.

Outros parâmetros do projeto que afetam a economia do sistema são: a descarga do combustível queimado, o consumo e os custos do combustível. Todos estes fatores devem ser otimizados para que se possa minimizar os custos da usina.

Aspectos de Segurança e do Meio Ambiente. Os HWRs são similares aos LWRs do ponto de vista ambiental, e ambos têm sido aceitos com respeito ao impacto com o meio ambiente.

Os reatores a água pesada estão projetados para satisfazerem os aspectos padrões de segurança, os quais tem sido aceitos em todo mundo. Por meio de estudos que estão sendo realizados até o momento com respeito aos HWRs, não foram encontrados problemas graves que impeçam que no mesmo sejam utilizados combustíveis baseados no ciclo do tório.

3.3 Reatores a Alta Temperatura Refrigerados a Gás

Descrição do Sistema. O HTGR é um sistema moderado a grafita e refrigerado a hélio (He), e devido à pequena absorção parasítica nestes materiais e à ausência de material estrutural metálico no caroço, é que se obtém uma boa economia de nêutrons nestes sistemas. O HTGR pode ser alimentado com

urânio altamente enriquecido e tório (HEU-Th), e com urânio meio enriquecido (MEU-Th) ou Pu-Th.

As densidades médias típicas de potência dos sistemas HTGRs estão entre os valores de 5-9MW/m³.

O sistema HTGR é constituído por um vaso de pressão de concreto protendido ('PCR_V' - Prestressed, Concrete Reactor Vessel), o qual envolve o caroço e suporta as altas pressões do refrigerante (He), no qual o sistema opera.

O combustível fundamental empregado nos HTGRs é formado por pequeníssimas partículas esféricas, com algumas centenas de microns de diâmetro, possuindo um núcleo central ('kernel'), que constitui o combustível propriamente dito. Este pode conter material físsil e/ou material fértil (misturadas ou em partículas separadas).

Estas partículas podem ter:

a- partículas com duas camadas envolventes, que são constituídas de um núcleo central ('kernel' ou Cerne) envolvido com duas camadas de carbono pirolítico da seguinte forma: uma camada interna de carbono pirolítico poroso de baixa densidade, e uma camada externa de carbono pirolítico isotrópico, e de alta densidade (Biso);

b- partículas com três camadas envolventes denomina

das de 'TRISO', nas quais a camada externa existente no 'BISO' é subdividida em duas outras, tendo entre elas, em forma de 'sanduíche', uma camada de carbeto de silício (SiC) (ver figura 3.2).

Ambas retêm os produtos de fissão. As partículas cobertas têm a mesma finalidade do encamisamento das barras de combustível nos reatores a água; entretanto o volume do combustível incluído é muito menor.

A colocação destas partículas no interior do elemento combustível diferem consideravelmente; existem os projetos de blocos integrados, de blocos de barras e de esferas. No caso dos blocos integrados as partículas estão compactadas no interior de barras de 12 a 13 mm de diâmetro e são colocadas no interior das cavidades dos blocos de grafite. Através destas cavidades não há fluxo do refrigerante, ou melhor, a energia térmica é conduzida pelo grafite até os canais separados de passagem de hélio, os quais também estão no interior dos blocos considerados. Nos projetos de blocos de barras de combustível, as partículas encamisadas pelo grafite estão compactadas no interior de barras de combustível de 42mm de diâmetro as quais são colocadas no bloco moderador de grafite em cavidades de 50mm de diâmetro. Por meio destas cavidades existe o fluxo do hélio que refrigera diretamente as barras de combustível.

No último caso, ou seja, no projeto do elemento de combustível esférico, as partículas de combustível estão no

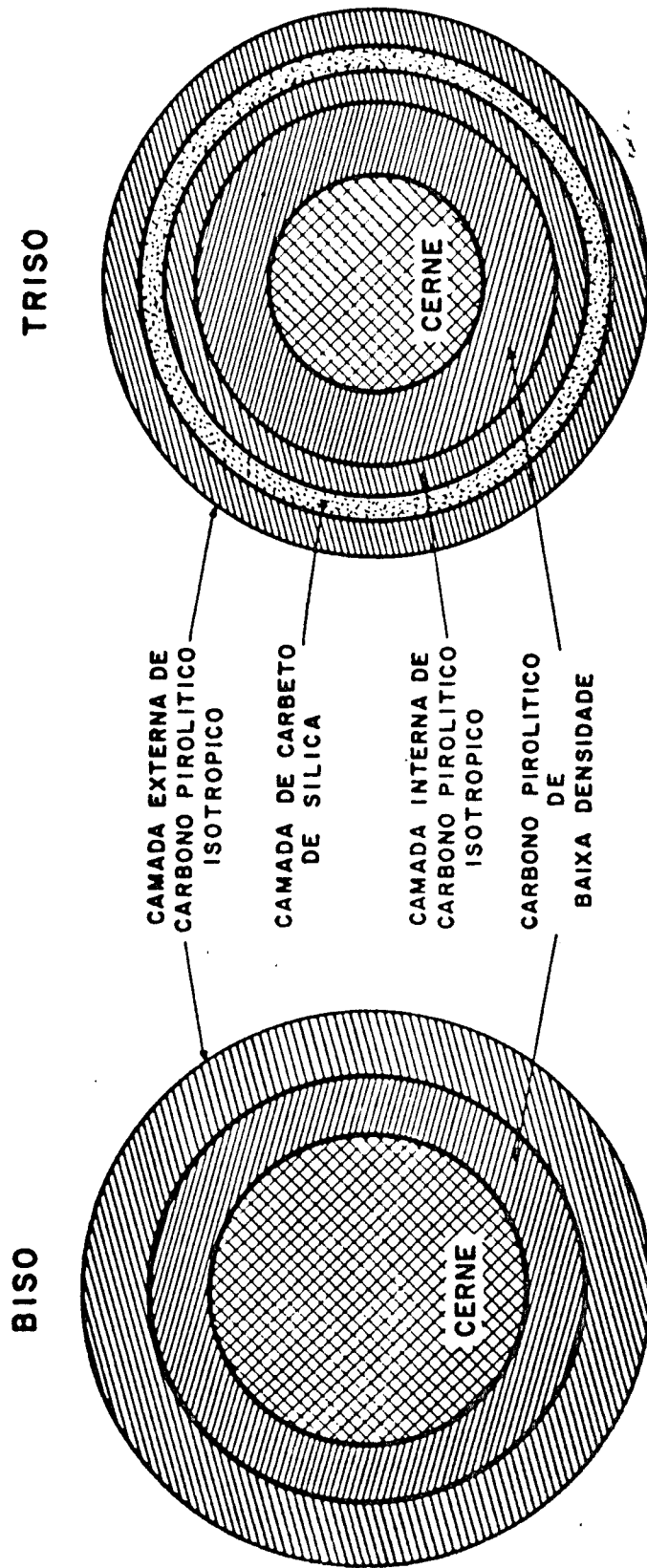


Figura (3.2) - Partículas BISO e TRISO.

interior de uma matriz de grafite esférica, a qual é rodeada por uma armação de grafite. O diâmetro externo destas esferas é de 60mm. Estes elementos esféricos são utilizados nos reatores 'pebble-bed' nos quais as esferas alimentam e descarregam continuamente o reator.

Ciclos de Combustíveis Associados. Em princípio, como nos casos anteriores, várias combinações de materiais férteis e físséis podem ser utilizados nos HTGRs. Consideraremos nesta secção o ciclo MEU-(^{233}U)-Th, e a Tabela (3.3) nos fornece dados a seu respeito.

Utilização do (^{233}U -Th). O ciclo do tório tem sido utilizado na pesquisa de sistemas simbióticos com diferentes HTGRs como, por exemplo, o HTGR quase-regenerador, alimentado com ^{233}U , o qual é reciclado no mesmo reator, e neste caso pode-se atingir taxas de conversão da ordem de 0,9 a 0,98, esta alta taxa de conversão é apenas possível em um reator HTGR predominantemente alimentado por ^{233}U ⁽⁴⁾. Mais informações com respeito ao HTGR com ciclo puro do tório são vistas na Tabela (3.3), por meio das quais podemos observar que a taxa de conversão para os HTGRs no ciclo puro do tório é de ~ 0,8. Isto significa que os HTGRs chegam a ser apenas reatores autossustentáveis no ciclo puro do tório.

Foram feitas também estimativas para um projeto do 'pebble-bed', no qual se enfatizava a utilização de urânio natural, o que minimiza os custos da usina. Este projeto apresenta as seguintes características: o elemento combustível con

Tabela (3.3) - Informações sobre o ciclo do tório para o HTGR

	USA
Ciclo do Combustível	MEU- ²³³ U/Th
Isótopo Inicial	²³³ U
Taxa de Conversão	0,77
Intervalo de Realimentação (anos)	1
Fração do caroço substituído	0,33
FISSIL EXIGIDO ^{a,b} (t/GW(e))	
Inicial no caroço	1,26
Reciclagem anual	0,322 ^c
Composição anual	0,226 ^f
Grosso acumulado, 30 anos	7,81
Líquido acumulado, 30 anos	6,69
Th NECESSÁRIO ^{a,b} (t/GW(e))	
Inicial no caroço	31,0
Anual	9,5
Grosso acumulado em 30 anos	307
Líquido acumulado em 30 anos	18,7
MATERIAL FISSIL NO COMBUSTÍVEL GASTO ^{a,b}	
Enriquecido (%)	
U-fiss./U	7,9
Pu-fis./Pu	68
Descarga anual (kg/GW(e))	
U-fiss	317
Pu-fiss	47
Descarga de material físsil 30 anos (kg/GW(e))	
U-fiss.	10437
Pu-fiss.	1456

a - normalizado para fator de carga de 70% e 0,2% de enriquecimento,

b - a massa líquida acumulada por 30 anos = massa bruta acumulada - inventário dentro e fora do caroço no fim de 30 anos.

c - do total 0,126t/GW(e) é reciclado no HTGR e 0,042t/GW(e) é descarregado com enriquecimento de - 3% o qual está incluído no consumo líquido.

d - a composição anual líquida inclui 0,042t/GW(e). A composição grossa = 0,397 + 0,042 = 0,439t/GW(e).

e - deste total 0,205t/GW(e) é reciclado no HTGR e 0,140t/GW(e) é somada no consumo líquido.

f - composição anual grossa = 0,242 + 0,140 = 0,382t/GW(e)

g - apenas urânio reciclado.

tém uma mistura de material fértil e físsil, os quais podem ser reprocessados separadamente e reconvertidos em conjuntos de materiais para diferentes reatores como, por exemplo, um quase-regenerador alimentado por ^{233}U (como já citado).

Técnicas e Desenvolvimento. O desenvolvimento do HTGRs estão ligados diretamente com a escolha dos materiais, que constituem o sistema, com os testes feitos dos componentes do reator, e o mais importante, com a demonstração e comercialização da usina em questão.

Com respeito à fabricação do novo combustível no ciclo MEU- ^{233}U -Th, o seu estágio de experiências está sumariada abaixo:

MEU- ^{233}U -Th : Não existem experiências documentadas a seu respeito, pois o combustível não tem sido submetido a testes de irradiação; mas pode-se antecipar seus resultados por meio de dados extrapolados das experiências com o ciclo de combustível HEU-Th.

O reprocessamento do combustível gasto do HTGR difere do reprocessamento do combustível dos sistemas LWRs e HWRs. No estágio do fim da vida do reator HTGR, são necessários maiores aspectos de proteção radiológica, devido ao fato de que existe a contaminação do sistema pelo radônio proveniente do combustível baseado no tório, e o ^{14}C do carbono. O moderador grafite no fim da vida dos HTGRs, contém traços de

^{14}C , que se formaram no reator devido aos nêutrons ativos. E existem alguns métodos de tratamento deste ^{14}C durante o reprocessamento do combustível, mas não serão discutidos em detalhes.

Os processos de separação do urânio e do tório são similares aos utilizados nos LWRs e HWRs.

As técnicas de refabricação do combustível para os HTGRs estão ainda na etapa experimental, e pesquisas no assunto são limitadas. É necessário, no entanto, um grande empenho para sua introdução comercial.

Economia. Como já mencionamos anteriormente, pelo facto de existirem diferenças quanto aos processos de licenciamento e projetos para os vários países envolvidos com a energia nuclear, tentaremos dar aqui algumas estimativas dos custos empregados nas usinas e nos ciclos do combustível.

Nos estudos feitos pelos Estados Unidos, o custo do ciclo MEU-Th com a reciclagem do combustível, são da mesma ordem que os custos do ciclo direto MEU-Th. No caso da Alemanha Ocidental os estudos mostram que os custos do ciclo HEU-Th com reciclagem do combustível são 30% menores do que os custos dos ciclos diretos para LEU, MEU-Th. e HEU-Th. Os estudos realizados na Inglaterra revelam que os custos do ciclo HEU-Th e LEU com combustível reciclado são similares.

De acordo com as estimativas apresentadas acima, po

demos dizer que os custos de uma usina comercial de um HTGR são um pouco maiores quando comparados com os de um sistema LWR, com a mesma produção de potência em ambos os sistemas.

Aspectos de Segurança e do Meio Ambiente. A retenção dos produtos de fissão nas partículas cobertas é muito boa. E são considerados métodos de segurança devido à produção de ^{14}C nos reatores HTGRs, durante o reprocessamento.

Outras considerações feitas para os HTGRs estão baseadas em evidências experimentais e teóricas, as quais revelam características favoráveis com respeito à segurança e ao aspecto ambiental. Estas características incluem:

- (1) coeficiente de temperatura negativo durante a operação do reator, combinado com uma grande margem de segurança para as falhas das temperaturas do combustível;
- (2) uma boa condutividade térmica do moderador e das estruturas de grafite do caroço; e
- (3) uma alta eficiência de conversão da energia térmica para energia elétrica.

3.4 Outros Sistemas

3.4.1 Reator Suspenso a Água Pesada

O seu estudo foi iniciado com a investigação

das propriedades físicas de um reator suspenso num experimento subcrítico. Podemos basear, por exemplo, nos resultados obtidos pelo reator suspenso experimental, o KEMA Suspension Test Reactor (KSTR) com 1MW(th), e um inventário físsil de 30Kg com 25% de UO_2 e 75% de ThO_2 , operando a 250°C. Este reator serve para analisar os aspectos nucleares e de operação os quais são a base para futuros HWRs. Na segunda fase da pesquisa deste tipo de reator estudou-se mais extensivamente sobre o comportamento do combustível suspenso. A investigação desta segunda fase possibilitaria a construção e operação de uma usina de 50MW(e). E com os resultados obtidos nesta 2ª fase tornar-se-ia possível a construção de uma 3ª fase de reatores de demonstração com a potência entre 250 e 1000MW(e).

O reator suspenso a água pesada é constituído de uma mistura homogênea de combustível e refrigerante. Dois projetos são considerados: um sistema com tubo de pressão convencional, o qual possui dois dispositivos de inserção de partículas cobertas no fluxo do refrigerante, a qual é feita durante a operação do reator; e um sistema com vaso de pressão que contém um dispositivo que introduz as partículas de combustível suspensas na água pesada e na direção da base do vaso. Em ambos os projetos os produtos de fissão e o material físsil produzido são removidos durante a operação do reator, devido à contínua circulação de uma parte da mistura refrigerante e combustível pelo sistema de purificação.

Um dos aspectos da proliferação nuclear para este tipo de sistema é devido ao reprocessamento do combustí

vel que é feito durante a operação do reator; apropriados sistemas de segurança devem ser desenvolvidos e aplicados na instalação do reprocessamento durante a operação da usina.

3.4.2 Reator Regenerador Térmico de Sal Fundido (MSBR).

Reatores deste tipo vêm sendo estudados desde 1956⁽²⁵⁾. Nos primeiros estudos feitos a seu respeito viu-se que este tipo de reator apresentava boas características de regeneração. Mais recentemente, nos Estados Unidos, em que o projeto do MSBR utiliza o ciclo do tório, a taxa de regeneração total do sistema atingiu ao valor de 1,06 e o tempo de dobramento de - 22 anos⁽²⁶⁾. A partir destes resultados viu-se a possibilidade de existir reatores regeneradores térmicos com o ciclo do tório.

Os MSBRs (no ciclo do tório) são moderados com grafite e alimentados por material fértil e físsil na forma de soluções de sal fluorídrico. O sal usado é uma mistura de fluoreto de lítio e berílio. A solução de sal de combustível passa através das cavidades dos blocos de grafite. O calor é conduzido até o gerador de vapor através de um sistema de refrigeração secundária, que contém sais de sódio. A eficiência de tal projeto é de cerca de 44%.

O reprocessamento do combustível com a solução de sal é feita na própria usina, evitando-se assim os altos custos de operação da reciclagem do combustível, como no

caso dos reatores convencionais. O reprocessamento, sendo realizado na própria usina, auxilia também a remoção de ^{233}Pa do caroço, reduzindo assim a absorção parasítica no ^{233}Pa .

O caroço de tal reator é refletido no topo, na base e na direção radial por grafite, e todo este sistema reside num vaso de pressão. Estes blocos de grafite devem ser trocados num período de 2 a 6 anos, por causa dos danos sofridos pela radiação.

O Reator Experimental de Sal Fundido de 8MW (th) foi desenvolvido em Oak Ridge National Laboratory, nos Estados Unidos.

Para que se possa ter maiores reatores do tipo MSBRs é necessário um maior aperfeiçoamento de seus componentes tais como os geradores de vapor, as bombas e os trocadores de calor.

Este tipo de reator se tornará economicamente competitivo com relação a outros tipos de reatores avançados se todos os problemas tecnológicos forem solucionados.

Neste caso também um dos atributos da proliferação nuclear é o fato do reprocessamento do combustível ser efetuado durante a operação do reator. Como o material físsil se encontra no fluxo do refrigerante, boa parte dele permanece no sistema, sendo necessários adequados sistemas de proteção radiológica na instalação do reprocessamento do combustível du

rante a operação do reator.

3.4.3 Reator Regenerador Rápido de Sal Fundido

O reator regenerador rápido de sal fundido é alimentado por combustível de sal clorídrico diluído (cloreto de sódio) e sem moderador. O calor é removido do sistema através da circulação dos cloretos pelos trocadores de calor. O material físsil e os produtos de fissão são removidos do combustível durante a operação do reator, por meio de uma usina de reprocessamento. Existe também a possibilidade do refrigerante circular pelo caroço e retirar o calor do sistema, ao invés da circulação do combustível pelos trocadores de calor.

Quando este tipo de reator estiver baseado no ciclo do U/Pu, onde o caroço está dividido em uma zona externa de material físsil (Pu) e uma zona externa (^{238}U) de material fértil, a taxa de regeneração total para este sistema está estimada no valor de - 1,58. Se for utilizado mais uma zona interna adicional mas de material fértil (^{238}U), a taxa de regeneração total do sistema poderá atingir o valor de 1,75. O caroço do reator e a composição do combustível serão projetados de forma adequada para produzirem quantidades suficientes de plutônio, a fim de que tal reator funcione; e o ganho de regeneração poderá ser empregado para obtenção do ^{233}U . Para este sistema (no ciclo U/Pu) estima-se que o tempo de dobramento possa atingir o valor de 10 anos. Este tipo de reator está ainda num estágio teórico, e necessita de um maior desenvolvimento tecnológico para que seja possível a

sua construção. Similarmente aos MSBRs os reatores regenerado res rápidos de sal fundido apresentam os mesmos problemas de proliferação nuclear.

3.4.4 Reator a Água Pesada e Refrigerado com Material Orgânico.

Os dados de avaliação do ciclo ($^{233}\text{U-Th}$) em reatores moderados a água pesada e refrigerados com material orgânico são fornecidos pela medida do 'buckling' do material e pela distribuição de nêutrons térmicos. Os elementos combustíveis são compostos de 24 a 31 barras de combustível (com 97 peso % de ThO_2 + 3 peso % de $^{233}\text{UO}_2$ e densidade de $8,96\text{g/cm}^3$) que são encamisadas por zircalloy-2 e com 'pitch' de 1,791cm; este sistema está num vaso de contenção de aço inox. As 24 barras do elemento combustível têm um invólucro de alumínio com 4,458cm de diâmetro. O refrigerante do sistema tem uma temperatura baixa, e o vaso de aço inox serve para reduzir o 'buckling' do material.

Os valores dos 'bucklings' do material foram obtidos por meio da ativação das folhas de Índio ao longo dos trechos principais do arranjo, que tem $107,95\text{cm}^2$ por 106,68cm de altura. A atividade do fluxo de nêutrons térmicos foi observada pelas folhas de disprósio e 'lucitium', colocadas nas barras de combustível, no refrigerante orgânico e na água pesada. A Tabela (3.4) ⁽⁴⁰⁾ fornece os resultados experimentais e pelos cálculos feitos pelo código METHUSELAH. Este código foi escolhido para monitorar os resultados experimen

tais, pelo fato de poder manipular um grande número de geometrias.

Tabela (3.4) - Resultados obtidos experimentalmente e pelo código METHSELAH.

NÚMERO DA REDE	ARRANJO	ELEMENTO COMBUSTÍVEL	FITCH (POLEGADAS)	REFLETOR	REFRIGERANTE	PUREZA DO D ₂ O
1	4 x 4	31 barras	10,65	boro		99,76%
2	4 x 4	31 barras	10,65	boro + parafina		99,75%
3	5 x 5	31 barras	8,50	boro + parafina		99,72%
4	5 x 5	31 barras	8,50	boro + parafina	ar	99,69%
5	5 x 5	24 barras+Al	8,50	boro + parafina		99,61%

NÚMERO DA REDE	ϕ_m / ϕ_f (exp)	ϕ_m / ϕ_f (METH)	$u^2 x + by^2$ (m ⁻²)	$1/L^2$ (m ⁻²)	Bm^2 (exp)	B^2_m (99,8% D ₂ O)	B^2_m (METH)
1	-	-	14,58 ± 0,15	13,56 ± 0,16	1,02 ± 0,22	1,07 ± 0,22	4,1
2	4,65	3,89	14,80 ± 0,18	14,15 ± 0,13	0,65 ± 0,22	0,71 ± 0,22	4,1
3	3,70	3,11	14,69 ± 0,19	9,97 ± 0,11	4,72 ± 0,22	4,78 ± 0,22	7,7
4	3,50	3,23	14,40 ± 0,13	5,83 ± 0,07	8,57 ± 0,15	8,66 ± 0,15	9,2
5	3,20	2,71	14,82 ± 0,16	13,35 ± 0,08	1,47 ± 0,18	1,62 ± 0,18	3,7

Os resultados obtidos pelo código METHSELAH não são muito bons, isto é devido ao fato de que seus dados de absorção e fissão epitérmicas do ²³³U contidos em sua biblioteca são incorretos. Novas constantes de grupo foram geradas, baseando-se em recomendações dadas por Feiner e Esch's (40).

Foram realizados novos testes com as novas seções de choque do ²³³U com o código METHSELAH, o qual fornece o valor de k_{eff} de 1,020 no caso em que foi assumido o

'buckling' do material igual ao 'buckling' geométrico. Poderiam ainda ser feitas adequadas mudanças na biblioteca do código METHUSELAH para melhorar os resultados. Conseqüentemente são esperados erros no valor do k_{ef} quando este foi obtido pelo código METHUSELAH.

Observa-se que os valores dos 'bucklings' conhecidos, ou seja, é feita uma super-estimativa no valor de k_{ef} de aproximadamente 0,04.

O fator de desvantagem térmica ϕ_m/ϕ_F (fluxo médio no moderador/fluxo médio no combustível) calculado pelo código é consideravelmente menor do que o observado experimentalmente, o que afeta levemente a reatividade. As diferenças entre os cálculos feitos pelo código e as experiências são devido ao fato de haver uma sub-estimativa da taxa de captura de nêutrons ressonantes, pois na realidade a taxa de captura de nêutrons epitérmicos nas várias redes é bem alta, enquanto que a probabilidade de fuga de nêutrons é relativamente baixa.

4. REATORES RÁPIDOS DO TIPO GCFR E LMFBR

4.1 Introdução

Futuramente existirá a necessidade de conservarmos as reservas de urânio e reduzir a dependência do combustível estrangeiro; isto tem feito com que a maioria dos principais países construíssem programas de desenvolvimento de reatores regeneradores rápidos refrigerados a sódio (LMFBR). Entretanto, apenas na década de 60 certas autoridades da Europa e de outras partes do mundo, decidiram investigar sistemas de regeneração que usem gases como refrigerantes (GCFR), pois esperava-se que estes sistemas fossem de fácil construção, baseando-se nas experiências que se têm na indústria nuclear. Uma consequência foi a formação da Associação Européia de Reatores Regeneradores refrigerados a gás (GBR Association), em 1969, que se estabeleceu em Bruxelas, para estudar a economia e segurança de Reatores Regeneradores refrigerados a gás⁽⁵³⁾.

O projeto preliminar da Associação foi do reator GBR-1 em 1970, que usava barras de combustível e o hélio como refrigerante. Seguiu-se em 1971 os projetos do GBR-2 e GBR-3, que utilizavam partículas cobertas como combustível e refrigerados respectivamente por hélio e di-óxido de carbono. Após estes estudos preliminares, decidiu-se concentrar as pesquisas nos GCFRs, com barras de combustível e refrigerados a hélio, e para um desenvolvimento a longo prazo dos GCFRs com partículas cobertas de combustível.

Como já se observou, a diferença básica entre os dois tipos de reatores está no refrigerante, pois o LMFBR é refrigerado a sódio (Na) e o GCFR a hélio (He). O sódio, no entanto, apresenta alta condutividade térmica, acarretando em altas densidades de potência ($\sim 500 - 600\text{MW/m}^3$) para o reator LMFBR; conseqüentemente necessitam de pequenos volumes ($\sim 4 - 5\text{m}^3$ para potências da ordem de 2500MW(th)). O hélio, por sua vez, apresenta baixa condutividade térmica, conduzindo o reator GCFR a baixas densidades de potência ($\sim 200 - 400\text{MW/m}^3$), portanto necessitam de volumes maiores ($\sim 6-12\text{m}^3$ para potência da ordem de 2500MW(th)) quando comparados com os volumes do LMFBR.

Tanto o LMFBR quanto o GCFR utilizam combustíveis do tipo óxido, carbeto e metálico; no entanto os do tipo óxido são os mais utilizados nos reatores protótipos (GCFR e LMFBR), embora os combustíveis do tipo metálico sejam melhores para os LMFBRs como visto no trabalho de Karam⁽²⁷⁾.

O objetivo principal deste capítulo é o de análise e descrição breve de alguns FBRs. Esta discussão se limitará, quanto ao caroço e ao circuito primário.

Uma das partes fundamentais do reator é a barra de combustível, ou melhor, a avaliação de barras em Watt/cm , que é determinado principalmente pela condutividade térmica, pela temperatura de fusão do combustível e pelas propriedades do encamisamento.

A primeira consideração que deve ser feita para a escolha do tipo de reator para geração de potência seria na opção do GCFR ou do LMFBR, e na escolha do tipo de combustível. No projeto do reator existem vários parâmetros que podem ser otimizados, de acordo com os objetivos propostos, como os custos, a segurança (coeficiente de vazão do Na, efeito Doppler), a tecnologia disponível, o material combustível, etc. Algumas das experiências deram como resultados a primeira geração de reatores rápidos e que são os protótipos de hoje.

4.2 Primeira Geração de FBRs

Os reatores regeneradores rápidos foram discutidos primeiramente no ANL (Zinn, 1944), durante o desenvolvimento dos reatores. Os primeiros projetos, na sua maior parte, eram 'regeneradores externos' com pequenos caroços alimentados por combustível do tipo metálico. Este combustível, que é altamente enriquecido, encontrava-se em um pequeno caroço, com pequena massa crítica (menos do que 100kg). Como nos reatores regeneradores rápidos não existe moderador, o espectro é duro, e existe pouco espalhamento inelástico pelo material físsil, por ser pouca a sua quantidade no caroço. O cobertor dos FBRs é constituído de material fértil, material estrutural e refrigerante, enquanto que o caroço possui material fértil e físsil, material estrutural e refrigerante, logo a regeneração se dá tanto no cobertor quanto no caroço.

Deve ser mencionado que o primeiro reator que produziu eletricidade foi o EBR-I, projetado pelo ANL (Zinn) e construído em Idaho. Todos os primeiros projetos da primeira gera

Tabela (4.1) - Primeira Geração de Reatores Regeneradores Rápidos.

	USA				UNIÃO SOVIÉTICA			INGLATERRA	FRANÇA
	CLAMEN-TINE	EBR-I	EBR-II	EFFBR	BR-1	BR-2	BR-5	DFR	RAPSODE
REATOR DE POTÊNCIA									
Térmico, MW(th)	0,025	1,2	62,5	200	0	0,1	5	72	20
Elétrico, MW(e)	0	0,2	20	66	0	0	0	15	0
CAROÇO									
Combustível	Pu-metal	U-metal	U-metal	U-metal	Pu-metal	Pu-metal	PuO ₂	U-metal	PuO ₂ /CO ₂
Volume do caroço, litros	2,5	6	65	420	1,7	1,7	17	120	54
Avaliação do combustí- vel, MW(th)/kg de fissil	0,0016	0,02	0,3	0,37	0	0,008	0,1	0,24	0,14
Densidade média do com- bustível, MW(th)/litro	0,01	0,17	0,8	0,45	0	0,06	0,3	0,5	0,32
Potência máxima linear da barra, W/cm	(média 50)	300	450	250	0	150	200	(média 320)	(média 210)
Fluxo máximo de nêu- trons, n/cm ² seg	(média 5 x 10 ¹²)	1,1 x 10 ¹⁴	3,7 x 10 ¹⁵	4,7 x 10 ¹⁵	5 x 10 ¹⁰	1 x 10 ¹⁴	1 x 10 ¹⁵	2,5 x 10 ¹⁵	1,8 x 10 ¹⁵
SISTEMA PRIMÁRIO DE TRANSFERÊNCIA DE CALOR									
Refrigerante	Hg	NaK	Na	Na	-	Hg	Na	NaK	Na
Temperatura do refrige- rante									
Entrada do caroço, °C	40	230	370	290	-	30	375	200	410(450)
Saída do caroço, °C	120	320	470	430	-	60	450(500)	350	500(540)
Fluxo de massa do refri- gerante, m ³ /h	0,6	80	2200	5500	-	6	240	1800	800
Nº de circuito de re- frigeração	1	1	2	3	-	1	2	24	2
LISTA DE DATAS									
Projeto	1945	1945					1956		1958
Construção	9/1946	1949	1957	8/1956			1957	3/1955	1962
1ª Criticalidade	11/1946	8/1951	10/1961	8/1963			6/1958	11/1959	1/1967
Plena Operação	3/1949	12/1951	4/1965	8/1966	1955	1956	7/1959	7/1963	3/1967
Parada do Reator	6/1953	1963	-	-	1956	1957			
OBSERVAÇÃO	Alimenta- do por Pu	Elemento combustí- vel Pu		Já parou de funcio- nar			Caroço com UC, já parou de funcionar	Já parou de funcio- nar.	Não é realmente um reator da 1ª ge- ração, per- tence em sua gran- de parte a 2ª gera- ção-já pa- rou de funcionar
ENRIQUECIMENTO		95%	49% 235U	25%					
MASSA CRÍTICA		30,4kg	170kg						

ção de FBRs, seguiram de forma similar aos principais projetos. A Tabela (4.1) ⁽⁴⁹⁾ fornece informações sobre os reatores da primeira geração de reatores rápidos. Todos estes são refrigerados por metal líquido. O EBR-I tornou-se famoso devido ao fato de seu caroço ter-se fundido acidentalmente, que foi causado pelo encurvamento das barras de combustível com a elevação da temperatura, que foi acoplado a um coeficiente de reatividade positiva.

4.3 Segunda Geração de FBRs

Com as experiências da primeira geração pode-se conhecer melhor os FBRs. Os aspectos físicos foram estudados nesta segunda geração, e baseados nos conhecimentos básicos foram construídos e projetados reatores maiores do que os da primeira geração, e que produzem eletricidade. Na Tabela (4.2) são fornecidos dados típicos de dois tipos de reatores rápidos, em relação a parâmetros de reatores térmicos mais comuns ⁽⁴⁹⁾.

A segunda geração de reatores rápidos que já foram construídos para gerar eletricidade são de fácil manutenção, projetados com maior número de sistemas para segurança e podem operar sem recarregamento por mais tempo, além de apresentarem espectro mais suave, grande efeito Doppler e altas queimas.

Nos projetos da segunda geração existem muitas características comuns, as quais serão objeto de alterações nas

Tabela (4.2) - Dados de Modernos Reactores de Potência.

TIPO DE REATOR	DADOS DO COMBUSTÍVEL							DADOS DA POTÊNCIA
	CARGA DE COMBUSTÍVEL	NÚCLEOS FISSIS	DESCARGA MÉDIA DE QUEIMA	AVALIÇÃO DO COMBUSTÍVEL	AVALIAÇÃO DO MATERIAL FISSIL	DENSIDADE DE POTÊNCIA	TAXA DE CONVERSÃO	
REATOR A ÁGUA PRESSURIZADA Ca. 1300MW (e)	UO ₂ 102	3,1	31500	37	1,5	93	0,6	33
REATOR A ÁGUA EBULINDO (BOILING) Ca. 1300MW (e)	UO ₂ 147	2,7	27500	25	1,1	56	0,7	34
REATOR AVANÇADO REFRIGERADO A GÁS Ca. 600MW (e)	UO ₂ 102	2,3	18000	13	0,54	2,7	0,5	42
REATOR DE ALTA TEMPERATURA REFRIGERADO A HÉLIO Ca. 1200MW (e)	UO ₂ -ThO ₂ 39	4,1	98000	77	1,9	8,4	0,65	38
REATOR REGENERADOR RÁPIDO REFRIGERADO A SÓDIO Ca. 1000MW (e)	PuO ₂ -UO ₂ 19	11,5	67000	116	1,0	380	1,27	42
REATOR REGENERADOR RÁPIDO REFRIGERADO A HÉLIO Ca. 1000MW (e)	PuO ₂ -UO ₂ 28	12,7	73000	93	0,73	259	1,39	36

últimas gerações. Alguns dos aspectos comuns são, por exemplo, os encamisamentos resistentes, os combustíveis do tipo óxido, os diâmetros das barras (da ordem de 6mm), as potências das barras (cerca de 400 a 500Watt/cm), as avaliações do material físsil (em torno de 0,8MW(th)/kg físsil) e refrigeração a metal líquido. A Tabela (4.3) fornece dados da segunda geração, da qual alguns estão construídos e outros estão projetados (prontos para construção) (24,49).

4.4 Reatores Rápidos Experimentais

Os reatores rápidos experimentais, que acompanham os atuais FBRs em desenvolvimento, podem ser considerados como uma espécie de geração seguinte, em relação a alguns listados na Tabela (4.3). Na Tabela (4.4) são fornecidos dados sobre os reatores rápidos experimentais. O reator SEFOR foi projetado principalmente para testar o coeficiente Doppler de reatividade, sob condições de operação. Os reatores FFTR (Fast Flux Test Facility, USA), PEC (Itália), o BOR-60 (União Soviética) e o JEFR (Japão) apresentam um alto fluxo rápido (49).

4.5 Outros Reatores Rápidos

Além dos reatores rápidos mencionados e mostrados nas Tabelas (4.3) e (4.4), forneceremos também dados de alguns reatores rápidos da segunda geração que estão em projeto. Estes são listados na Tabela (4.5) (24,49).

TABELA (4.3) - Segunda Geração de Reatores rápidos
(em construção ou em projeto)

	UNIÃO SOVIÉTICA		INGLATERRA		FRANÇA		ALEMANHA	USA
	BN-350	BN-600	PFR	CDFR	PHENIX	SUPER PHENIX	SNR	CLINCH-RIVER
REATOR DE POTÊNCIA								
REATOR DE POTÊNCIA								
Térmico, MW(th)	1000	1500	600 (670)	3230	600	3000	730	975
Elétrico, MW(e)	350	600	250 (275)	1240	250	1240	300	380
CAROÇO								
Volume do caroço, litros	1900	2727	1320	21533	1150	10714	1750	-
Avaliação média do combustível, MW(th)/kg de fissil	0,96	0,69	0,7		0,8	0,85	0,76	
Densidade média de potência, MW(th)/l	0,5		0,4		0,5		0,37	0,22
Potência máxima linear da barra, W/cm	470		450		430	280	420	
Taxa de Regeneração	1,5		1,2		1,1-1,3		1,33	
Combustível	PuO ₂ / UO ₂	UO ₂	PuO ₂ / UO ₂	PuO ₂ + UO ₂	PuO ₂ / UO ₂	(U,Pu) O ₂	PuO ₂ / UO ₂	PuO ₂ + UO ₂
Queima, MWd/ton			70000	25000	>50000	65000	55000	
SISTEMA PRIMÁRIO DE TRANSFERÊNCIA DE CALOR								
Tipo	loop	loop	picina	picina	picina	picina	picina	loop
Refrigerante	Na	Na	Na	Na	Na	Na	Na	Na
Nº de circuitos de refrigeração	5	3	3	24	3	4	3	3
Capacidade da bomba, m ³ /h	32000		5000		4800		4670	
Temperatura do refrigerante na entrada do caroço, °C	300	377	400-420	410	405 (420)	395	380	388
na saída do caroço, °C	500	459	560-580	540	565 (590)	545	560	535
SISTEMA DE VAPOR								
Gerador de vapor	5		3		3		9	
Tipo					modular		picina	
Condições de vapor								
Temperatura, °C	435	510	510-540		540	487	505	482
pressão, atm	50		162		163		165	
DATAS DE OPERAÇÃO	1969	1980/4	1971	1986	1973	1983/8		1983

Tabela (4.4) - Reatores Experimentais.

	USA		UNIAO SOVIÉTICA	ALEMANHA	ITÁLIA	JAPÃO
	SEFOR	FFTF				
POTÊNCIA DO REATOR						
Térmica, MW(th)	20	400	60	58	130	92
Elétrica, MW(e)	0	0	12	20	0	0
CAROÇO						
Combustível	PuO ₂ /UO ₂	PuO ₂ /UO ₂	PuO ₂ /UO ₂ ou UO ₂		UO ₂	PuO ₂ - UO ₂
Volume do Carçoço, litros	500	950	53		420	240
Avaliação média do combustível, MW(th)/kg de fissil	0,06	0,7			0,34	0,4
Densidade média de potência, MW(th)/l	0,04	0,45	1		0,28	0,35
Potência Linear máxima da barra, W/cm	650	500	590	420	400	430
Fluxo máximo de nêutrons, ns/cm ² .seg	6x10 ¹⁴	7x10 ¹⁵			4x10 ⁵	4x10 ¹⁵
SISTEMA PRIMÁRIO DE TRANSFERÊNCIA DE CALOR						
Tipo	loop	loop		loop	loop	loop
Refrigerante	Na	Na	Na	Na	Na	Na
Nº de circuitos de refrigeração	1		2	2	2	1
Capacidade da bomba, m ³ /h	1360		600	670	1300	2400
Temperatura do refrigerante na entrada do carçoço, °C	370	260	360-450	410	375	370
na saída do carçoço, °C	430	420	600	560	525	500
DATA DE OPERAÇÃO	1968/69	1973	1969	1974	1981	1972

TABELA (4.5) - Reatores da segunda geração em projeto

	ALEMANHA	JAPÃO	USA		
	SNR-2	MONJU	GE	WESTINGHOUSE	AI
POTÊNCIA DO REATOR					
térmica, MW(th)	3420	714	750	540	1250
elétrica, MW(e)	1460	300	310	212	500
CAROÇO					
volume, litros	2727	2596	2000	1000	3000
carga inicial do combustível (ton)	-	5,9	-	-	-
tipo	UO ₂	Pu + U	PuO ₂ /UO ₂	carbeto	PuO ₂ /UO ₂
enriquecimento (%)	-	16-21	-	-	-
densidade de pot. do combustível (kw/l)	550	275	310	500	370
densidade de pot. linear (kw/m)	-	21	-	-	-
SISTEMA DE TRANSFERÊNCIA DE CALOR					
refrigerante	Na	Na	Na	Na	Na
fluxo de massa (t/h)	-	15360	5000	16000	12000
temperatura da saída (°C)	-	529	590	540	570
DATA DE					
construção	1981	-	-	-	-
operação comercial	1987	-	-	-	-

4.6 Reatores Regeneradores Rápidos (FBRs)

Os dois modelos utilizados, nos quais nos basearemos para realização deste trabalho são os GCFR (GBR-4) e o LMFBR (SuperPhenix) ambos de 1200MW(e).

4.6.1 Considerações sobre os Refrigerantes

Alguns dos estudos realizados nos Estados Unidos e na Europa mostraram que o uso do hélio, como refrigerante de reatores rápidos (GCFR), em relação ao metal líquido (LMFBR) apresentam algumas vantagens, as quais são:

- (1) o hélio interage muito pouco com os nêutrons, o que resulta em maiores taxas de regeneração e menor excesso de reatividade para o reator operar;
- (2) o hélio é um gás inerte. E a possibilidade de vazamento e posterior contato do hélio com o vapor do circuito secundário não comprometem a segurança da usina, pois o nível de radioatividade do hélio é muito baixo. Além do mais os dois fluidos não interagem quimicamente;
- (3) o serviço de manutenção de um reator rápido refrigerado por hélio é relativamente de fácil execução. Além das considerações já mencionadas sobre o hélio no item anterior, ele não é inflamável, dispensando os cuidados de uma atmosfera inerte para o vaso de con

tenção; e

- (4) o hélio não atravessa mudança de fase nas temperaturas de operação de reatores.

Alguns aspectos de segurança para os reatores rápidos refrigerados a hélio são: o pequeno ganho de reatividade associado com a perda do hélio, a reduzida radioatividade do refrigerante e a ausência de qualquer possibilidade de uma explosão química.

No entanto, o refrigerante metal líquido apresenta também uma série de vantagens em relação ao hélio, entre os quais se destacam:

- (1) a energia necessária para bombear o próprio refrigerante é menor; e
- (2) alto coeficiente de transferência de calor.

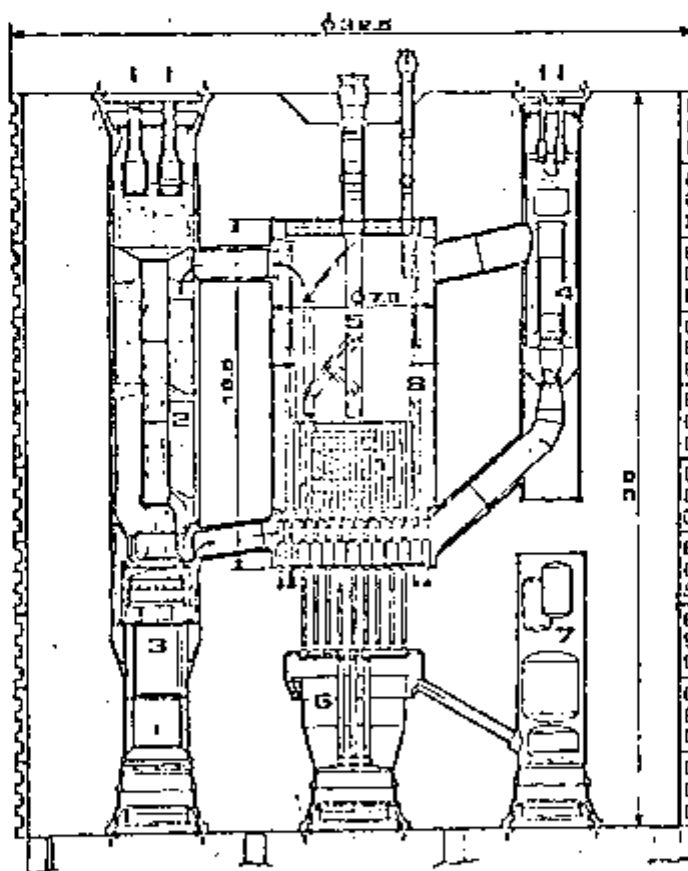
Nos reatores rápidos refrigerados a sódio, observamos alguns aspectos de segurança, como o efeito de reatividade positiva devido a perda ou expulsão do sódio do reator.

Embora existam vantagens de um refrigerante em relação ao outro (hélio e sódio), serão feitos estudos para os dois tipos de reatores rápidos que utilizam tais refrigerantes, GCFR e LMFBR, ambos de 1200 MW(e), pois é um dos objetivos

do trabalho. Nas seções seguintes eles serão descritos de u ma forma breve e sucinta.

4.6.2 O Reator GCFR de 1200MW(e)

O projeto final da 'GBR Association' foi o GBR-4⁽⁵³⁾ que tem uma potência de 1200MW(e). A figura (4.1) mostra em perspectiva todo o sistema do GBR-4, incluindo o reator, o sistema de refrigeração e o vaso de pressão que é de concreto protendido.



- | | |
|---------------------------------------|----------------------------------|
| 1. Carço do reator | 5. Manipulador de combustível |
| 2. Gerador de vapor principal | 6. Cavidade de controle |
| 3. Circulador de gás principal | 7. Usina de purificação de hélio |
| 4. Loop de refrigeração de emergência | 8. Blindagem de nêutrons |

Figura (4.1) - Reator GBR-4 de 1200MW(e).

O reator GBR-4 se encontra no interior de um vaso de contenção, que possui 6 geradores de vapor e 3 circuitos de emergência. O vapor é produzido a 533°C e 110 bar. O projeto otimizado assume 725°C como a temperatura de ponto quente do encamisamento do combustível, que é marginalmente mais alta do que para os LMFBRs.

O projeto original está baseado no ciclo do urânio; entretanto, tem-se proposto também, o uso do óxido de tório como material fértil para o cobertor^(12,13). No entanto, até o momento não existe nenhum GCFR em funcionamento.

4.6.2.a O Carço do Reator GBR-4

O reator GBR-4, Figura (4.1), é realimentado por cima e controlado por baixo. O carço de tal reator tem 252 arranjos em três zonas de enriquecimento e com 1/3 do carço realimentado anualmente. Apenas 7 barras para o controle da depleção são necessárias, e um adicional de 6 barras formando as barras para a parada do reator ('shutdown'). Todas estas barras estão divididas em dois sistemas separados de movimentos. O refletor circunda os 126 arranjos do cobertor radial. Na superfície do carço tem-se a blindagem de nêutrons, que é refrigerado pelo gás hélio. Os suportes são hexagonais fixos, e suportam 7 arranjos cada e são auxiliados por baixo pelas barras que passam através do depósito, na base do carço. Cada suporte pode ser substituído, se for necessário, por meio da penetração do manipulador de realimentação.

O manipulador de realimentação move os arranjos de combustível entre a posição do caroço e uma posição temporária. O manipulador é uma máquina simples, estabilizada pela gravidade, com o arranjo combustível retido sempre no interior de um tubo suporte.

Os arranjos do caroço são vistos na Figura (4.2). A blindagem de nêutrons se faz necessária, por causa da transparência do hélio em relação aos nêutrons. Todas as barras de combustível estão localizadas em grades espaçadoras convencionais, e nas suas extremidades inferiores possuem tubos (com várias ligações) que coletam os produtos de fissão gasosos. O encamisamento é de aço inox. A atmosfera seca existente leva o sistema a um possível gasto e friccionamento dos pontos de contato entre as grades espaçadoras e o encamisamento da barra, sendo este um tópico que deverá ser constantemente investigado; por outro lado prevê os danos de corrosão do combustível no caso da falta de encamisamento. Mesmo com pequenos danos de corrosão no combustível do reator (que não danifiquem o sistema), a usina poderá operar seguramente até a próxima realimentação do caroço, quando as barras danificadas poderão ser substituídas.

As características principais do reator GBR-4 são fornecidas na Tabela (4.6) ⁽¹¹⁾.

4.6.2.b Comentários

Os estudos mostram que a tecnologia dos

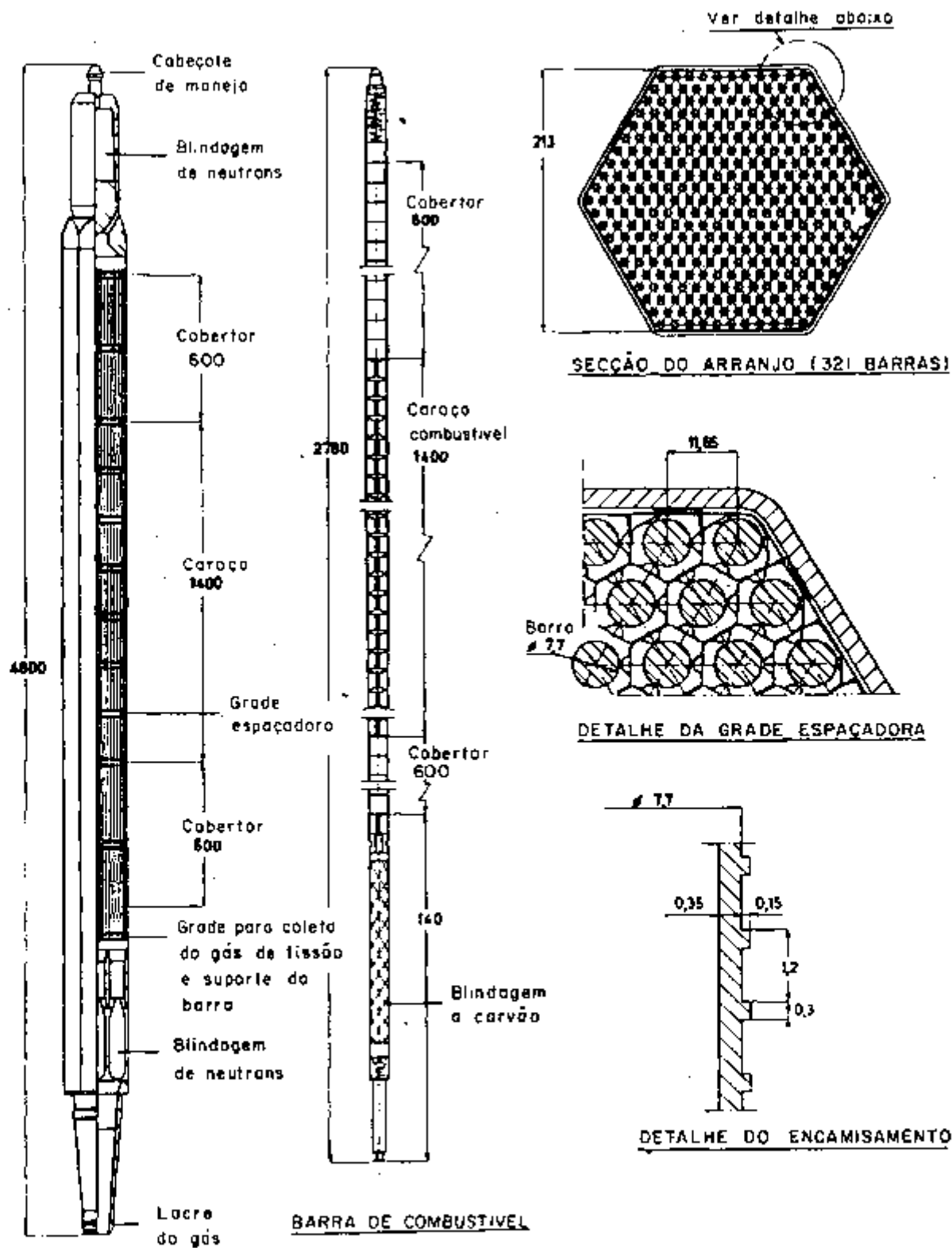


Figura (4.2) - Arranjo do combustível do GBR-4

TABELA [4.6] - Características do Reator GBR-4

Potência térmica, MW(th)	3000
Potência elétrica, MW(e)	1200
Temperatura do hélio, °C	
na entrada	340
na saída	635
Pressão do hélio, psi	1250
Eficiência líquida da usina, %	39,5
Material combustível	UO ₂ - PuO ₂ , pastilhas
Temperatura máxima do encamisamento, °C	700
Taxa máxima de calor, KW/ft	18
Queima no caroço, MWd/kg (máx)	100
Potência específica do combustível, KW/kg Pu físsil	855
Inventário total de físsil, kg/MW(e)	4,8
Densidade de potência, KW/litro	277
Taxa de Regeneração	1,5
Tempo de dobramento anos	10

reatores refrigerados a gás, AGR (Advanced Gas Reactor), unido à tecnologia do combustível do LMFBR resultará em um regenerador refrigerado a gás, com boas características de desenvolvimento, segurança e operação. Um trabalho especial de desenvolvimento é necessário em várias áreas, mas no entanto o tempo gasto para a sua instalação e os seus custos serão menores do que tem sido necessários para outros regeneradores.

4.6.3 O Reator LMFBR de 1200MW(e)

Os reatores regeneradores rápidos refrigerados a metal líquido vem sendo desenvolvidos desde 1946, quando o primeiro reator deste tipo foi construído nos Estados Unidos (Clementine). Como já foi mostrado através das tabelas (4.1), e (4.3), outros reatores têm sido desenvolvidos desde então. No entanto o desenvolvimento comercial das usinas de potência dos reatores regeneradores rápidos, de 1200MW(e), vem se processando desde a década passada. Várias companhias estão se desempenhando no seu desenvolvimento como a General Electric, Westinghouse, e outras.

Basearemos o nosso estudo no projeto francês do reator SuperPhenix, que tem uma potência de 1200MW(e). A construção da estação de potência nuclear Creys-Malville será equipada com o reator SuperPhenix, cujo projeto é derivado da estação Phenix (250MW(e)) que está em operação desde 1974.

4.6.3.a Descrição da Usina do SuperPhenix

O caroço do reator é constituído de 364 arranjos de combustível, cada um contendo 271 barras da mistura UO_2/PuO_2 . Os cobertores axiais (superior e inferior) de urânio deplegado estão integrados nas próprias barras de combustível, conforme Figura (4.3).

Este caroço está rodeado por três anéis de arranjos férteis contendo urânio deplegado, e vários anéis de arranjos de aço que agem como blindagem lateral de nêutrons. As características principais do reator e do caroço são dados respectivamente pelas Tabelas (4.7) e (4.8).

O reator (Figura (4.4)) é constituído de um tanque principal com 21m de diâmetro, cheio de sódio, que está localizado na base do vaso. Nas proximidades do caroço e existe um tanque primário que separa o sódio quente do sódio frio.

O sódio quente sai dos arranjos e flui para dentro dos trocadores de calor intermediários entre o tanque primário e o tanque principal, agindo como coletor de calor⁽²⁾.

O sistema de parada do reator consiste:

- num sistema principal de parada, contendo 21 barras absorvedoras, das quais 3 são para controle dos nêutrons do caroço. As barras são agrupadas em sub-sistemas independentes;

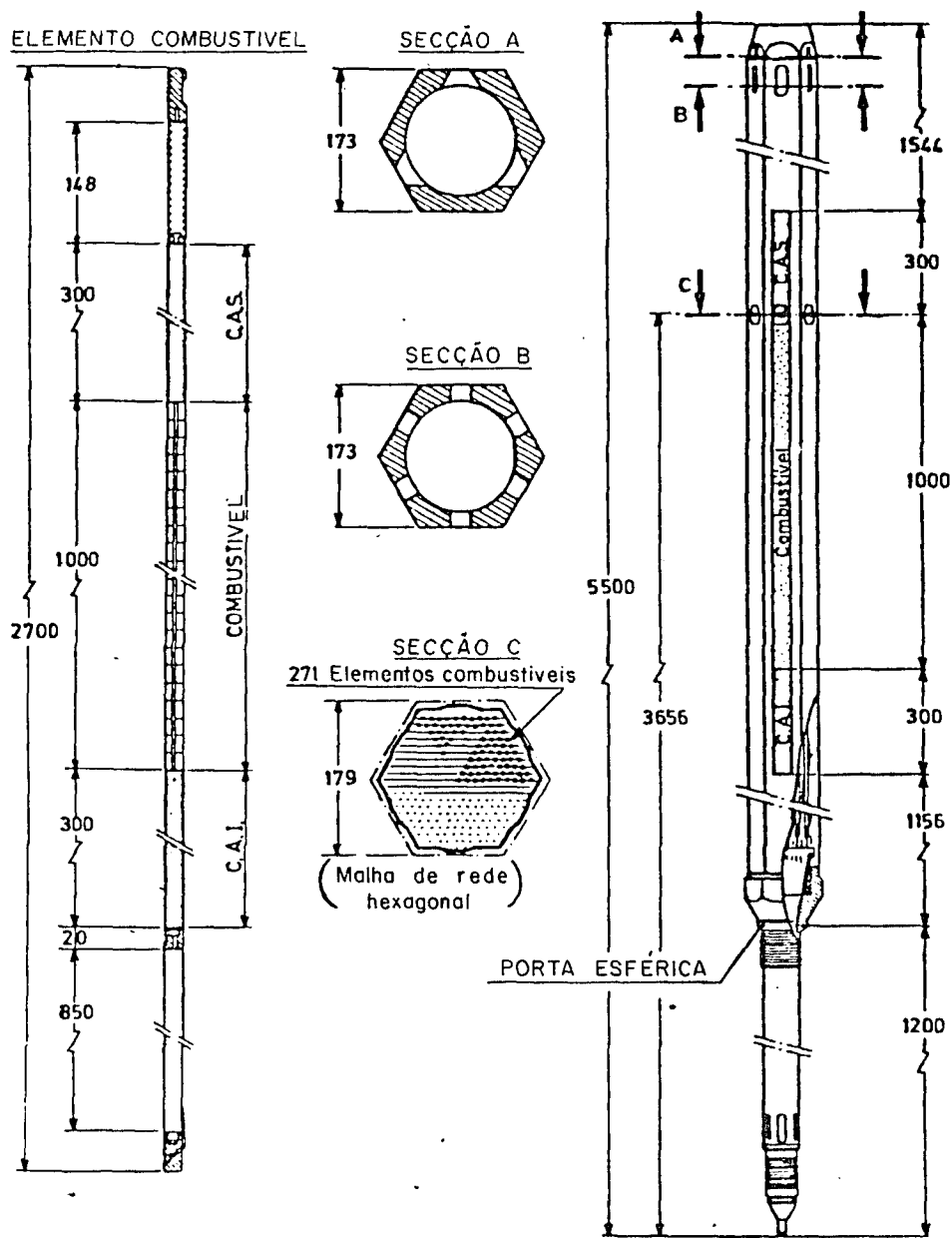


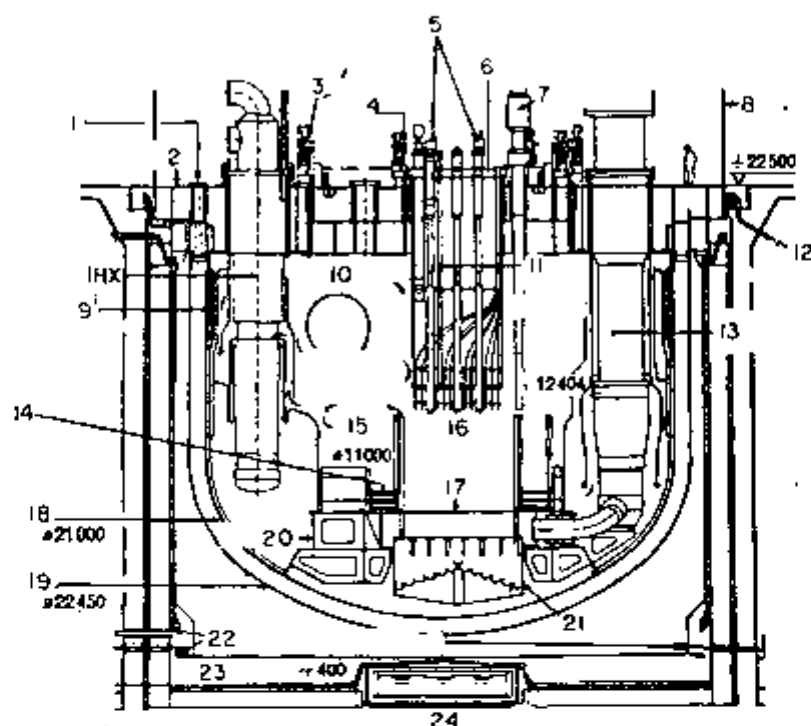
Figura (4.3) - Arranjo do Combustível do SuperPhenix de 1200Mw(e)

TABELA (4.7) - Características do Reator SuperPhenix.

Potência térmica,	MW(th)	3000
Potência elétrica,	MW(e)	1200
Refrigerante		Na
na entrada do caroço	°C	395
na saída do caroço	°C	545
Altura do caroço	cm	100
Cobertor Axial (superior e inferior)	cm	30/30
Refletor Axial	cm	20
Diâmetro do Caroço	cm	366
Espessura Cobertor Radial	cm	49,62
Espessura Refletor Radial	cm	32,89
Número de Arranjos		
caroço		379
cobertor radial		186
barras de controle		21
fator de carga		0,82

TABELA (4.8) - Características do Carço do SuperPhenix

PROJETO DO ARRANJO DO COMBUSTÍVEL		
Material físsil		(Pu,U)O ₂
barras por arranjo		271
comprimento da barra	cm	270
comprimento do arranjo	cm	540
'pitch' da rede	cm	17,90
diâmetro da barra	cm	0,85
diâmetro da pastilha	cm	0,702
material de encamisamento		SS-316
espessura do encamisamento	cm	0,07
diâmetro da grade	cm	0,12
PROJETO DO ARRANJO DO COBERTOR RADIAL		
material do cobertor		(UO ₂) deple _u dado
barras por arranjo		91
comprimento da barra	cm	195
comprimento do arranjo	cm	540
'pitch' da rede	cm	17,90
diâmetro da barra	cm	1,58
diâmetro da pastilha	cm	1,45
espessura do encamisamento	cm	0,065
diâmetro da grade	cm	0,095
ARRANJO DAS BARRAS DE CONTROLE		
elemento absorvedor		B ₄ C
barras por arranjo		31
diâmetro da barra	cm	14,90
número de arranjos de controle		21
enriquecimento		90% ¹⁰ B



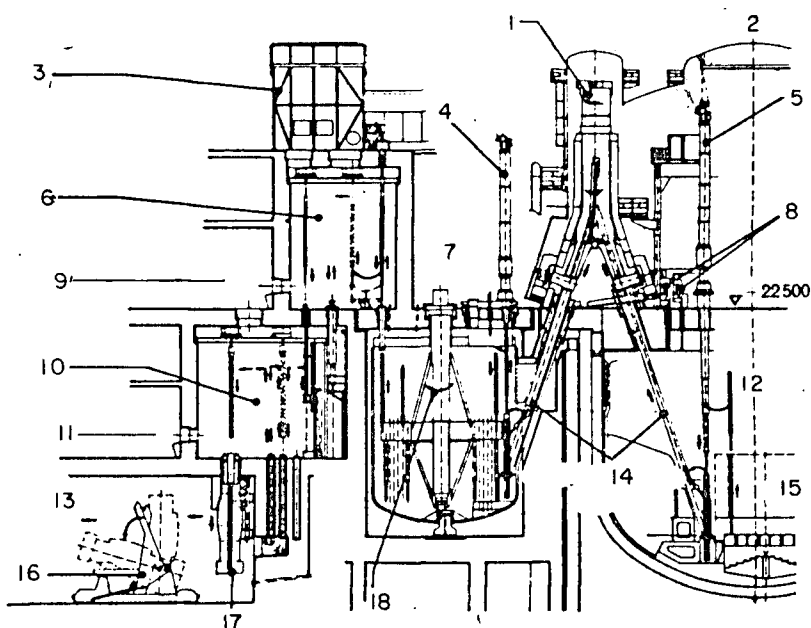
- | | |
|---|--|
| 1. Orifício de inspeção | 13. Bomba primária |
| 2. Envôlocro | 14. Suporte simulado |
| 3. Grande pino de rotação | 15. Tanque interno |
| 4. Pequeno pino de rotação | 16. Carço do reator |
| 5. Mecanismo das barras de controle | 17. Suporte do carço do reator |
| 6. Tampa do carço | 18. Tanque principal |
| 7. Máquina de transferência | 19. Tanque de segurança |
| 8. Abóbada | 20. Soalho do tanque |
| 9. Chicanas do refrigerante no tanque principal | 21. Depósito |
| 10. Circulação do metal | 22. Circuito de refrigerante de emergência |
| 11. Detector de ruídos do vapor | 23. Circulação |
| 12. Envôlocro do circuito de refrigeração. | 24. Célula de medição de nêutrons. |

Figura (4.4) - Secção transversal do reator SuperPhenix.

- num sistema de parada auxiliar que é constituído de 3 barras de segurança, que tem um projeto totalmente diferente do sistema principal. As barras de controle e seus mecanismos são suportados por uma tampa que cobre o caroço; e
- num circuito de emergência que é constituído de dois sistemas canalizados, que estão localizados ao redor do tanque de segurança e são capazes de remover o calor proveniente do decaimento dos produtos de fissão, após a parada do reator.

SISTEMAS DE MANUSEIO DO ARRANJO - Este sistema (Figura 4.5) é projetado para desenvolver as operações com combustível, os arranjos do fértil e de controle, e com alguns arranjos de blindagem. Este sistema consiste das seguintes operações:

- transfere os arranjos de combustível de uma para outra posição no caroço, por meio de duas tampas rotativas e duas máquinas de transferência;
- o carregamento das áreas de estocagem são feitos por meio de duas carregadoras, que se movem ao longo de rampas inclinadas, ligando o reator a área de estocagem através de uma câmara de vácuo;
- a estocagem num tambor preenchido de sódio, possibilita um grau de desativação do arranjo, depois des



- | | |
|--|---|
| 1. Câmara de vácuo | 10. Local de empacotamento |
| 2. Abóbada | 11. Local de trabalho |
| 3. Passagem superior | 12. Reator |
| 4. Manipulador | 13. Câmara de vácuo do com
bustível gasto |
| 5. Máquina de transferência | 14. Rampas de carga/descarga |
| 6. Local de manuseiamento | 15. Carço do reator |
| 7. Corredor sobre o barril de
armazenamento | 16. Carro giratório (rolante) |
| 8. Pinos rotatórios | 17. 'Flash' |
| 9. Local de trabalho | 18. Barril de armazenamento
do combustível |

Figura (4.5) - Esquema da usina do SuperPhenix.

te ser removido; o calor residual do combustível é retido por meio de dois circuitos de sódio conectados a resfriadores a ar; e

- para empilhamento e remoção dos arranjos, cada arranjo é introduzido dentro do recipiente que está preenchido de sódio e fechado hermeticamente.

4.7 Alguns Aspectos de Segurança para Reatores Rápidos

Uma variedade de reatores nucleares de potência já foram construídos e estão operando em todo o mundo sem colocar em risco a segurança pública. Pode-se atualmente confiar na segurança das instalações de usinas nucleares, devido às prevenções tomadas neste aspecto pelos engenheiros nucleares e pelas exigências feitas pelo licenciamento de usinas nucleares.

Em reatores rápidos do tipo LMFBR um dos aspectos de segurança é que este opera com baixas pressões de refrigerante (sódio), não havendo portanto grandes possibilidades de ruptura do sistema primário. As reações sódio-ar e sódio-água apresentam alguns problemas, portanto o sistema primário é rodeado por uma atmosfera inerte, tal como o argônio. Os reatores rápidos operam com combustível enriquecido e geralmente os nêutrons rápidos têm pouco tempo de vida, e no caso do caroço fundir-se são inseridas altas taxas de reatividade negativa.

O enriquecimento dos reatores rápidos estão entre 10 a 15%, que são substancialmente maiores quando comparados com

1 a 3% dos reatores térmicos refrigerados a água. Mas pelo fato dos reatores rápidos terem maiores densidades de potência (até 600KW/l), maiores potências específicas e algumas centenas de vezes menores as secções de choque de fissão em relação aos reatores térmicos, e para um mesmo volume do caroço, tem-se a necessidade de uma maior quantidade de combustível nos reatores rápidos do que nos térmicos.

Os refrigerantes tais como metais líquidos, gases e vapor são usados em reatores rápidos pelo fato deles terem baixa capacidade de moderação. Os metais líquidos apresentam maiores coeficientes de transferência de calor o que reduz as temperaturas do encamisamento e o aparecimento de vazios. No caso dos gases ou vapor, é necessária a utilização de encamisamento com superfície áspera, ou então um aumento na turbulência do refrigerante (gás ou vapor), para que haja um crescimento do coeficiente de transferência de calor entre o refrigerante e a superfície do encamisamento.

Para se evitar acidentes nos reatores rápidos devem ser tomadas devidas precauções em seus projetos, as quais excluem a possibilidade de grandes inserções de reatividade e de propagação de falhas locais, que é também um dos fatores que preocupam a segurança do sistema. Se as propagações de falhas se tornarem automáticas haverá uma grande escala de falhas de combustível, como a formação de bolhas de sódio e de vazios causando uma grande taxa de inserção de reatividade.

Também podem ocorrer falhas locais, na forma de blo

queio do fluxo do refrigerante, para um único combustível de um arranjo (o bloqueio do fluxo do refrigerante para mais de um arranjo ocorreu no reator Enrico Fermi), o que resultaria no borbulhamento e esvaziamento do refrigerante, e consequentemente o combustível se fundiria. A propagação das falhas locais é possível e pode ser causada pelo violento borbulhar do refrigerante, devido aos efeitos da reatividade pelo movimento do combustível e fundição do mesmo através das paredes do arranjo (apesar de que isto seja lento e detectável), e outros. O arranjo sem paredes tem a vantagem de permitir que o refrigerante entre num arranjo bloqueado, mas a desvantagem de eliminar uma forte barreira para a propagação de falhas.

Outro tipo de falhas é conhecido por falhas do caroço, que podem ser causadas pelo mal funcionamento do sistema de controle, falhas da bomba do refrigerante, e outros. Estas falhas são frequentemente detectáveis e seus efeitos podem ser minimizados ou evitados através da parada do reator.

Uma das principais considerações de segurança em reatores rápidos é a possibilidade do caroço se fundir. Isto poderá resultar na formação de uma massa super-crítica. Por exemplo, no Reator Enrico Fermi, tal fundição resultou em uma massa que seria 6 vezes a crítica⁽¹⁰⁾. O projeto do reator deverá assegurar que o combustível fundido seja administrado na base do vaso com uma configuração menor do que a crítica. Nos casos de reatores térmicos este problema inexistente, devido aos baixos enriquecimentos dos combustíveis diluídos pelos moderadores e por outros materiais do caroço.

A fundição do caroço pode ser causada pela (a) excursão da potência, ou (b) perda do refrigerante. O ítem (a) que pode resultar do ítem (b) é evitado por controles apropriados. O ítem (b) é um dos problemas mais sérios e pode causar a fundição do caroço, mesmo se o reator for imediatamente desligado, devido ao calor proveniente do decaimento dos produtos de fissão. Uma rápida refrigeração é essencial nestes casos.

Quando se aumenta a potência de um reator, as temperaturas do combustível, material estrutural e do refrigerante aumentam correspondentemente. Isto provoca a expansão do combustível e da estrutura, e diminuição da densidade do refrigerante (sódio). A reatividade do reator é alterada por dois efeitos opostos: um positivo que corresponde a diminuição da densidade do sódio, e um negativo que resulta da expansão do combustível. No caso de uma expansão radial do caroço de 1% e axial 2% pode significar num coeficiente negativo de reatidade de entre 0,6 e 0,7%⁽¹⁰⁾.

O encurvamento dos elementos e das varetas de combustível é resultado do gradiente radial de temperatura no sentido radial. A parte mais quente do elemento está geralmente voltada para o centro do reator. Assim, se as duas extremidades do elemento são fixas, ele tende a curvar-se em direção ao centro do reator, introduzindo um coeficiente positivo de reatividade; se apenas uma das extremidades é fixa, a extremidade livre tende a afastar-se do centro do reator diminuindo a reatividade do mesmo. Geralmente este fenômeno ocorre apenas com as varetas de combustível, pois entre os elementos existem es

paçadores. O efeito do encurvamento é complicado para que se estabeleça uma análise quantitativa detalhada. Deve-se conhecer todos os pontos de suporte e a distribuição de temperaturas ao longo das superfícies das varetas a fim de se determinar o encurvamento resultante e, posteriormente, o coeficiente de reatividade.

A medida que o combustível é queimado num reator, os produtos de fissão passam a se acumular forçando o combustível a se expandir ('swelling'). Para acomodar esta expansão, o combustível óxido é sintetizado com densidades de 80 a 90% das densidades teóricas máximas. Entretanto, existem situações nas quais a potência do reator pode ultrapassar o valor nominal e o combustível fundir e mover-se para a parte inferior do reator. Nesta região o combustível resfria e densifica-se de maneira que sua densidade aproxima-se mais da densidade teórica máxima. Isto pode resultar num caroço de dimensões menores, mais denso e com configuração mais reativa.

Além de todos aspectos de segurança citados acima, existe também a segurança intrínseca dos reatores rápidos do tipo piscina que é a circulação natural. Foram feitos alguns testes sobre a circulação natural; estes compreendem o reator rápido protótipo Downreay (PRD), que foi discutido em julho de 1979 no Nuclear News ('Coment from Europe', pg. 71) e também foi descrito num artigo apresentado por Colin Gregory para o International Conference on Fast Reactor Safety Technology em Seattle, agosto 19-23 de 1979.

Basicamente os testes foram feitos para que tais reatores pudessem sobreviver à perda total de suprimento de eletricidade, por um longo período. Nestes casos as bombas primárias ficam em repouso em aproximadamente 200 segundos. Conseqüentemente sem qualquer fluxo do refrigerante, a temperatura do refrigerante no caroço atingiria o ponto de ebulição em 50 segundos adicionais. Mas se a circulação natural for estabelecida de uma forma rápida e suave, o calor proveniente do decaímento dos produtos de fissão pode ser removido do caroço para um sistema especial (no qual é removido o calor) que fica acima dos trocadores de calor intermediários. Este sistema especial pode diminuir o calor de 15MW(th) para os trocadores de calor refrigerados a ar, e desde que este exceda a produção do calor proveniente dos produtos de fissão depois de cerca de 20 minutos, pode-se manter as temperaturas de segurança indefiⁿidamente. Mesmo se este sistema especial falhar, a capacidade térmica das 1000 toneladas de sódio da piscina primária é suficiente para adiar o início da ebulição do refrigerante pelo menos por 25 horas. Além destes testes outros foram feitos, e que confirmam a segurança intrínseca de reatores rápidos do tipo piscina ⁽²²⁾.

4.8 Coeficiente de Vazio do Sódio

A remoção do sódio em um reator rápido do tipo IMFBR, pela evaporação do refrigerante, afeta a reatividade do sistema de três maneiras:

- (1) nêutrons não são mais capturados pelo sódio (e

feito positivo);

(2) o espectro de nêutrons torna-se mais 'duro' (em razão do limiar de fissão do ^{238}U e ^{232}Th , e porque η cresce com a energia; este é um efeito positivo); e

(3) aumenta a fuga de nêutrons (efeito negativo).

Os reatores rápidos da 1ª geração possuíam caroços muito pequenos e o efeito negativo da fuga de nêutrons predominava sobre os demais. Nims e Zweifel⁽²⁾ foram os primeiros a reportar que o efeito da mudança de espectro poderia ser positivo e dominante para reatores rápidos grandes tendo o plutônio como combustível. Este fato despertou a atenção geral para o fenômeno e, nos últimos anos, tem-se enfatizado o estudo do coeficiente de reatividade causado por ausência de sódio.

Nos reatores rápidos refrigerados a sódio, no final das altas energias há uma degradação do espectro de nêutrons, por causa do espalhamento inelástico (ver Figura (4.7)). Um aumento na temperatura do sódio-líquido diminui suas densidades, e contribui para o coeficiente de temperatura de reatividade de todo reator. O caso limite é a completa perda local de sódio, isto é, formação de vazio pelas bolhas.

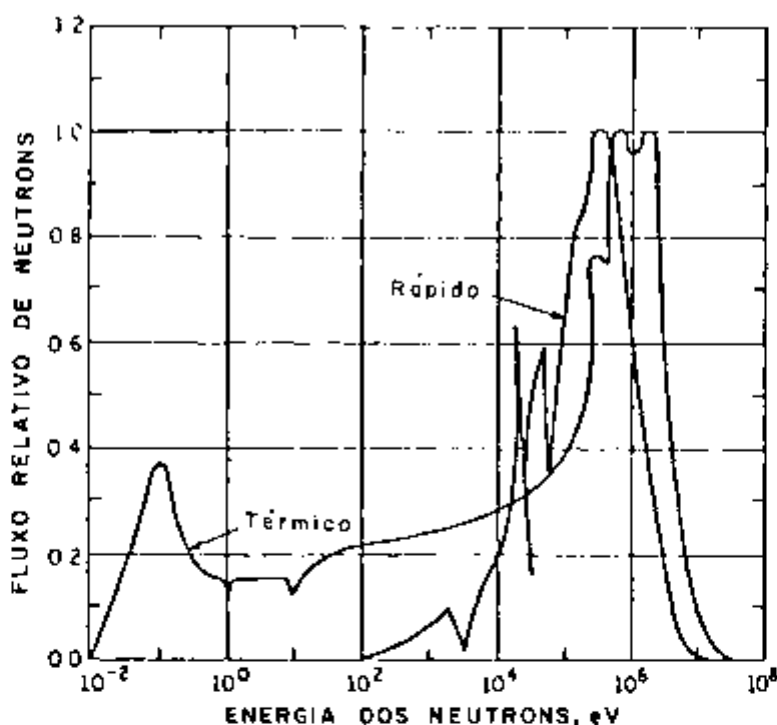


Figura (4.7) - Espectro de nêutrons para um reator rápido e térmico.

O principal efeito da remoção do sódio, pela geração de vazios ou pela diminuição da densidade, é o endurecimento do espectro de nêutrons, pois diminui a moderação feita pelo refrigerante (sódio) e diminui a absorção na região do pico da ressonância do sódio, em torno de 3KeV (ver figura 4.8).

Nos reatores com o ciclo U/Pu verifica-se que elevando-se o fluxo, resulta num aumento de η , da absorção e do fator de fissão rápida (ϵ) do ^{238}U .

Em reatores grandes, no entanto, o efeito do endurecimento do espectro é dominante, resultando em um coeficiente de vazio líquido positivo. A distribuição do fluxo espacial é tal que nas proximidades do centro do caroço existe um coefi

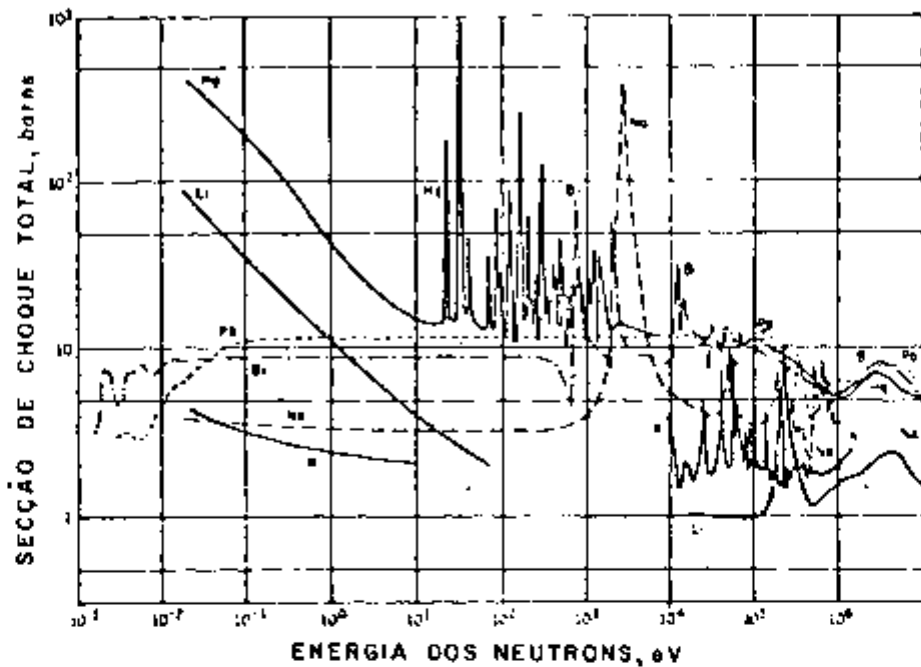


Figura (4.8) - Secções de choque total de nêutrons de alguns metais líquidos.

ciente de vazio positivo, e devido ao aumento das fugas existentes nas extremidades das barras, o coeficiente de vazio é negativo. Portanto, o efeito total é dependente da configuração do caroço. Isto é mostrado na Figura (4.9)⁽¹⁰⁾ para um caroço de 800 litros.

A utilização do tório em reatores rápidos do tipo LMFBR, quando comparado com o ciclo do urânio, possui a vantagem de que o coeficiente de vazio do sódio é menos positivo⁽³⁵⁾ o qual aumenta os aspectos de segurança de reatores rápidos.

A redução no efeito do vazio para os caroços alimentados por (²³³U-Th) é causado: (a) pelo suave aumento de η para o ²³³U no espectro rápido quando comparado com o ²³⁹Pu, e (b) pelo pequeno aumento das fissões rápidas (σ_f) para o tório.

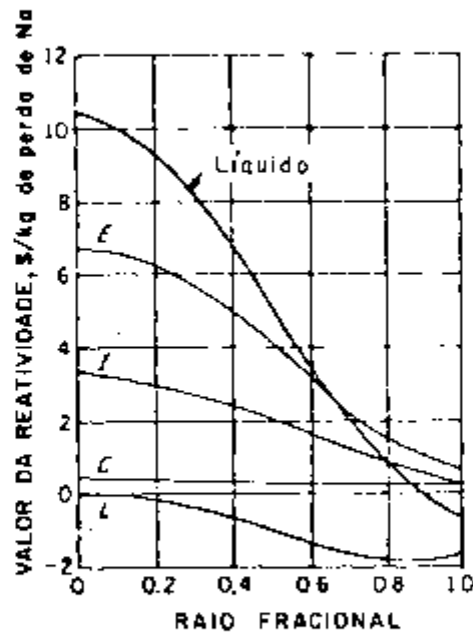


Figura (4.9) - Valores da reatividade do coeficiente de vazio do sódio num reator rápido alimentado por ^{239}Pu , de 800 litros.

onde: E = espalhamento elástico.
 I = espalhamento inelástico,
 C = captura, e
 L = fuga.

rio quando comparado com ^{238}U .

O coeficiente de vazio do sódio é um dos aspectos de segurança dos LMFBRs, e é positivo para os mesmos carregados com (Pu-Th) e serão definitivamente negativos quando alimentados com (^{233}U -Th) ⁽²⁷⁾.

É mostrada nas Refs. ^(27,44) que as características principais de segurança dos caroços alimentados por tório é devido à acentuada redução no coeficiente de vazio do sódio (

de fato é negativa para o esvaziamento total do caroço) e no coeficiente Doppler (que será discutido na secção seguinte) , os quais são a chave dos argumentos estratégicos contra as ocorrências dos hipotéticos acidentes considerados no licenciamento de reatores.

O efeito de vazio do sódio foi calculado pelo total esvaziamento do sódio do LMFBR, no qual observou-se que quando o caroço alimentado com a mistura ($^{239}\text{Pu} - ^{238}\text{U}$) for substituída pela mistura ($^{239}\text{Pu} - \text{Th}$) o coeficiente de vazio do sódio reduz de 0,0052, ou de um fator de 2. E quando o caroço carregado pela mistura ($^{233}\text{U} - ^{238}\text{U}$) for substituída pela mistura ($^{233}\text{U} - \text{Th}$) verificou-se que o coeficiente de vazio do sódio diminui de 0,010⁽¹⁸⁾ .

4.9 Efeito Doppler em Reatores Rápidos

A absorção de nêutrons por núcleos pesados na região de ressonância é um dos principais fatores da física de reatores, pois influi na reatividade.

Além disso a absorção de nêutrons depende diretamente da temperatura do nuclídeo em razão do efeito Doppler. Ao considerar-se uma ressonância isolada de um nuclídeo qualquer, um aumento da temperatura causa maior agitação térmica por parte dos núcleos com conseqüente alargamento da ressonância e diminuição de seu valor de pico. O fluxo de nêutrons é então sensivelmente reduzido na faixa de energia que a ressonância ocupa. Em resumo, a taxa de absorção aumenta com a temperatura.

Nos primeiros reatores rápidos o combustível era metálico, de modo que o espectro de nêutrons era suficientemente duro para que poucos nêutrons fossem moderados a energias baixas. Assim o coeficiente de reatividade mais importantes provinham de efeitos de expansão do combustível e do refrigerante enquanto que era pequeno o efeito Doppler. Nos reatores atuais procura-se obter um coeficiente Doppler substancialmente negativo como um dos requisitos fundamentais para a segurança do sistema.

Em situações de acidente que provoquem o aumento súbito na reatividade, a potência do reator aumenta correspondentemente. Se a excursão da potência for suficientemente grande para aumentar significativamente a temperatura do combustível, o efeito Doppler age no sentido oposto, isto é, diminuirá a reatividade impedindo que um acidente mais sério aconteça.

O espectro de nêutrons em reatores rápidos, ao contrário dos reatores térmicos, depende intensamente da composição. Por outro lado o efeito Doppler predomina em baixas energias, assim, quanto mais degradado for o espectro de nêutrons tanto maior será o coeficiente Doppler de reatividade. Por exemplo, para uma mesma fração de volume do combustível, o coeficiente Doppler é mais negativo para os combustíveis óxidos do que para os carbetos, pois no caso dos óxidos o espectro é mais degradado.

O coeficiente Doppler é tanto mais negativo quanto

maior for, evidentemente, a razão de átomos férteis/átomos fisseis. O refrigerante e o material estrutural também representam um papel importante pois moderam os nêutrons significativamente. A ausência de sódio tende, portanto, a diminuir o coeficiente Doppler pois o sódio deixa de participar da degradação do espectro de nêutrons com conseqüente diminuição do fluxo de nêutrons para baixas energias. Um outro meio de produzir um maior coeficiente de reatividade Doppler negativo é incluindo-se uma pequena quantidade de moderador, tal como hidrato de zircônio ou óxido de berílio, no caroço. Grandes coeficientes de reatividade Doppler negativo são importantes pois permitem a segurança de reatores rápidos.

Em reatores rápidos refrigerados a sódio, o coeficiente Doppler de sódio aparece por causa das ressonâncias do sódio, e os seus principais picos de ressonância estão por volta de 3KeV (ver figura (4.8))⁽¹⁰⁾ .

5. FUNDAMENTOS TEÓRICOS

Num reator nuclear, um número grande de nêutrons reagem continuamente com os átomos: dos materiais estruturais, do combustível, do refrigerante, etc. Cada nêutron tem uma energia fixa em cada instante, sendo que esta energia poderá ser alterada em cada reação nuclear. Combinando este fato com o grande número de nêutrons, o espectro de energia de nêutrons em um reator pode ser considerado, estatisticamente, como contínuo. A taxa de reação dos nêutrons com os átomos depende da energia, isto é, as secções de choque são funções bastante complicadas não só da energia dos nêutrons, como também da temperatura e do material.

Os nêutrons movem-se de uma forma complicada nos reatores nucleares, isto devido às constantes colisões aleatórias com os núcleos. Uma das conseqüências deste movimento é que os nêutrons que estavam originariamente em uma parte do reator, com uma determinada direção e energia, aparecem em outra parte do sistema, com outra direção e energia. O estudo deste fenômeno é conhecido segundo a teoria de transporte.

A análise exata do reator é extremamente complexa e impraticável. O método mais simples e prático é a aproximação de difusão no método de multigrupo. Neste método a faixa de energia de interesse dos nêutrons é dividida em intervalos ou grupos de energia (ver figura 5.1), onde o fluxo do grupo é definido como sendo o fluxo dependente da energia integrado sobre os limites do grupo. As taxas de reações do grupo são

expressas como um produto do fluxo pelas secções de choque do grupo, onde estas secções de choque são definidas de tal forma que nos fornecem valores exatos de taxas de reações.

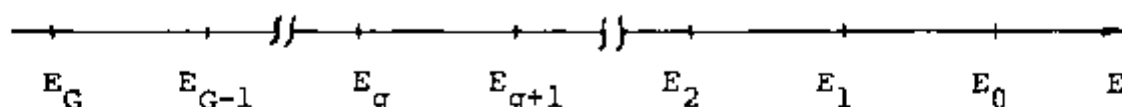


Figura 5.1 - Divisão em grupos de energia dos nêutrons.

A análise de reatores pode ser dividida em duas partes:

- (a) Cálculo das secções de choque dos grupos, e
- (b) Solução das equações de difusão de multigrupo.

A secção de choque de grupo é uma média da secção de choque dependente da energia, ponderada no espectro de nêutrons. Devido a complicada dependência das secções de choque com relação a energia, e do espectro de nêutrons com a composição do material, o cálculo destas secções de choque deve ser feito por meio de cálculos computacionais para cada reator ou pelo menos para cada classe de reatores.

A maioria dos cálculos de reatores nucleares fornecem boa precisão usando poucos grupos de energia. A descrição de um reator com um número relativamente pequeno de grupos de energia não é usual; é uma consequência de uma escolha cuidadosa de secções de choque médias que caracterizam os nuclídeos em cada grupo.

Neste capítulo são apresentados a teoria e os métodos b̄

sicos de análise de reatores rápidos, que tratam apenas das características neutrônicas do caroço e do cobertor.

5.1 Análise Neutrônica de Reatores Rápidos

Nas secções seguintes serão definidas a equação de difusão de multigrupo e suas constantes, e também serão fornecidos conjuntos de dados e métodos de cálculo das constantes de grupo.

5.1.1 Teoria de Difusão de Multigrupo

A equação de difusão dependente da energia no estado estacionário e numa região homogênea é dada por:

$$- D \nabla^2 \phi + \Sigma_t \phi(r, E) = \int_0^E dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(r, E') +$$

(1) (2) (3)

$$+ \chi(E) \int_0^\infty dE' \nu(E') \Sigma_f(E') \phi(r, E') + S^{ext}(r, E)$$

(4) (5)

(5.1)

onde $\phi(r, E)$ = fluxo de nêutrons de energia E no ponto r
(nêutrons/cm².seg.eV),

$\Sigma_t(E)$ = secção de choque total de energia E (cm⁻¹),

D(E) = coeficiente de difusão de energia E (cm),

$\Sigma_s(E' \rightarrow E)$ = secção de choque de espalhamento da energia E' para E (cm⁻¹. eV⁻¹),

$\chi(E)$ = probabilidade de um nêutron ser emitido por fissão com energia E (ev^{-1}),

$\Sigma_f(E')$ = secção de choque de fissão de energia E' (cm^{-1}),

$\nu(E')$ = número médio de nêutrons emitidos por fissão com energia E' , e

$S^{\text{ext}}(r,E)$ = fonte externa de nêutrons de energia E no ponto r (nêutrons/ $\text{cm}^3 \cdot \text{seg} \cdot \text{eV}$).

A equação de difusão é a expressão de balanço de nêutrons em um elemento de volume, na posição r e com energia entre E e $E+dE$.

Definindo os termos da equação (5.1) tem-se que:

- (1) = nº líquido de nêutrons saindo do volume com energia E por segundo,
- (2) = nº de nêutrons sendo absorvidos e espalhados com energia E por segundo,
- (3) = nº de nêutrons sendo espalhados da energia E' para E por segundo,
- (4) = nº de nêutrons sendo produzidos com energia E por segundo, e
- (5) = fonte externa de nêutrons que emite nêutrons com energia E por segundo.

No modelo de multigrupo da teoria de difusão, a extensão de energia de interesse é dividida num dado número de intervalos ou grupos, e todos os nêutrons de cada grupo são tratados como sendo iguais.

Ao integrar-se a equação (5.1) nas energias $E_g < E < E_{g-1}$, onde g denota o grupo de energia, tem-se:

$$\begin{aligned}
 - \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \nabla^2 \phi(r, E) + \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \Sigma_t \phi(r, E) = & \\
 \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(r, E') + & \\
 + \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \chi(E) \int_0^\infty dE' v(E') \Sigma_f(E') \phi(r, E') + & \\
 + \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE S^{ext}(r, E). &
 \end{aligned}
 \tag{5.2}$$

O fluxo de nêutrons do grupo g é definido como sendo a integral de $\phi(r, E)$ sobre a energia do grupo, ou seja:

$$\phi_g(r) \equiv \int_{E_g}^{E_{g-1}} \phi(r, E) dE, \tag{5.3}$$

e as secções de choque do grupo são definidas de tal forma que o produto da secção de choque pelo fluxo do grupo nos forneçam as taxas de reações exatas. Por exemplo, a secção de

choque total do grupo é definida como:

$$\Sigma_{tg} = \frac{1}{\phi_g} \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \Sigma_t(E) \phi(r, E) \quad (5.4)$$

A difusão de nêutrons em cada grupo é descrita por um coeficiente de difusão médio que é definido como:

$$D_g = \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} D(E) v^2 \phi(r, E) dE}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} v^2 \phi(r, E) dE} \quad (5.5)$$

O termo de espalhamento necessita de um maior desenvolvimento matemático. Ao desmembrarmos a integral sobre E' temos que:

$$\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(r, E') = \sum_{g'=1}^G \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \int_{E_{g'}}^{E_{g'-1}} dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(r, E'), \quad (5.6)$$

logo, pode-se definir a secção de choque de transferência do grupo g' para g como:

$$\Sigma_{sg'g} = \frac{1}{\phi_{g'}} \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \int_{E_{g'}}^{E_{g'-1}} dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(r, E'). \quad (5.7)$$

Procedendo-se da mesma maneira, o termo de fissão pode ser escrito como:

$$\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \chi(E) \int_0^{\infty} dE' v(E') \Sigma_f(E') \phi(r, E') =$$

$$\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \chi(E) \left[\sum_{g'=1}^G \int_{E_{g'}}^{E_{g'-1}} dE' v(E') \Sigma_f(E') \phi(r, E') \right].$$

(5.8)

Define-se a secção de choque de fissão do grupo g' como:

$$v_{g'} \Sigma_{fg'} \equiv \frac{1}{\phi_{g'}} \int_{E_{g'}}^{E_{g'-1}} dE' v(E') \Sigma_f(E') \phi(r, E') \quad ,$$

(5.9)

enquanto que a probabilidade χ_g é definida como:

$$\chi_g \equiv \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \chi(E)$$

(5.10)

e o termo de fonte externa, por:

$$S_g^{\text{ext}} \equiv \int_{E_g}^{E_{g-1}} dE S^{\text{ext}}(r, E).$$

(5.11)

Utilizando as definições dadas acima, obtem

se assim a equação de difusão de multigrupo para cada região ,
 dada por:

$$\begin{aligned}
 - D_g \nabla^2 \phi_g + \Sigma_{tg} \phi_g(r) = \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg'g} \phi_{g'} + \chi_g \sum_{g'=1}^G \nu_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} + \\
 + S_g^{ext} , \\
 g=1,2, \dots , G.
 \end{aligned}
 \tag{5.12}$$

O principal problema da teoria de multigrupo não é apenas solucionar este sistema de equações, mas também determinar as constantes de grupo que aparecem nessas equações, a saber:

$$D_g , \Sigma_{tg} , \Sigma_{sg'g} , \chi_g , \Sigma_{fg} , \nu_g .$$

Para o cálculo das constantes de grupo utilizam-se as definições dadas acima.

Como já foi dito anteriormente, a análise de reatores pode ser dividida em duas partes. A primeira parte é o cálculo das secções de choque de grupo para cada região, segundo definições dadas pelas equações (5.7), (5.9)

e (5.10) análogas a estas definições resultam geralmente em secções de choque de grupo dependentes da posição mesmo quando uma região homogênea é considerada. Este problema poderá ser resolvido assumindo-se um mesmo espectro de nêutrons em toda a região, ou um espectro médio de nêutrons, o qual é utilizado para o cálculo das secções de choque.

Na secção (5.1.3) este assunto será descrito de uma forma mais detalhada, e também serão fornecidos alguns exemplos de conjuntos de constantes de grupo.

A segunda parte da análise de reatores é a solução de um conjunto de equações de difusão para todo o sistema acoplado com as condições de contorno. Em cada região do reator considera-se uma mesma composição, portanto a equação de difusão é escrita com as constantes de grupos independentes da posição, para cada região. Exige-se que os fluxos e as correntes sejam contínuas nas interfaces das regiões. O conjunto das equações de difusão, para um reator, é solucionado de tal forma que todas as condições de contorno sejam satisfeitas. Em casos em que a geometria considerada é simples, e com um pequeno número de grupos, pode-se obter a solução analítica; mas na análise de reatores reais, o sistema de equações é solucionado numericamente utilizando-se o computador, devido a complexidade da geometria e do grande número de grupos. Existem vários códigos computacionais que foram feitos com este objetivo. Alguns destes códigos estão disponíveis no IPEN, por exemplo : CITATION e o EXTERMINATOR-2 . Com estes códigos são feitos vários cálculos das características do reator, baseados na solução da equação de difusão, tais como: taxa de regeneração, distribuição de potência, etc.

5.1.2 - Conjuntos de Dados e Cálculo das Constantes de Grupo.

Os cálculos de constantes de grupo exigem

duas condições: a disponibilidade das secções de choque microscópicas para todos os isótopos, todos tipos de reações e todas energias de interesse, e a disponibilidade de códigos computacionais para o processamento de dados básicos e cálculos de constantes de grupo.

Atualmente vários conjuntos de secções de choque básicas estão disponíveis em todo mundo . Todos estes conjuntos estão baseados em medidas experimentais, análises teóricas e avaliações dos dados experimentais. Muitos laboratórios colhem tais dados, que consiste numa primeira parte do cálculo das constantes de grupo.

Em Karlsruhe⁽⁴⁹⁾ , as secções de choque nucleares são colecionadas e escritas em KFK 120 (vol. I a III). Relatórios periódicos de secções de choque, que são de importância para o cálculo de reatores, são editados pela European-American Nuclear Data Committee (EANDC). Igualmente o Vienna IAEA colhe dados em IDC-Reports. Outro arquivo de dados muito utilizado é o ENDF/B (EVALVATED NUCLEAR DATA FILE, que possui as versões I, II, III, IV e V), dos Estados Unidos.

Estas bibliotecas de dados nucleares estão disponíveis em fitas magnéticas, e em formas apropriadas para serem processadas pelo computador. Por exemplo:

ENDF/B⁽⁹⁾ : contém conjuntos de dados nucleares completos, e estes são apresentados de uma forma adequada para serem utilizados pela engenharia

ria nuclear. Dados de aproximadamente 80 isótopos estão incluídos, para todas as reações induzidas por nêutrons na extensão de energia 10^{-5} eV a 20MeV. Os códigos de processamento selecionam os dados de seções de choque de interesse, e os preparam de uma forma conveniente para a entrada dos códigos de projeto de reatores. Exemplos: AMPX e MC².

A segunda parte do cálculo das constantes de grupo consiste na determinação do espectro de nêutrons para o sistema considerado, e na avaliação das seções de choque médias sobre a energia de grupo ponderadas pelo espectro calculado. Esta parte pode ser feita utilizando por exemplo os códigos AMPX e MC².

AMPX⁽¹⁷⁾ : é um sistema composto de vários módulos que geram seções de choque de multigrupo para nêutrons e Raios- γ , a partir dos dados básicos fornecidos pelo ENDF/B-IV, e tem capacidade de:

- gerar as seções de choque de multigrupo de nêutrons (XLACS);
- gerar as seções de choque de multigrupo de gamas (coeficiente de atenuação) (SMUG);
- gerar o número médio de gamas produzidos de processos de interação de nêutrons com os meios materiais (LAPHNGAS);

- combinar os três anteriores em conjuntos finais acoplados (CHOX);
- traçar gráficos de secções de choque;
- facilitar a utilização das bibliotecas de secções de choque armazenadas, e
- fornecer saídas em formatos convenientes para serem utilizados como dados de entrada de outros códigos;

MC²(46) : é um módulo do 'ARC System Cross-Section Generation Capabilities, ARC-MC²'. Calcula as secções de choque de nêutrons baseados no ENDF/B-III. Inicia com um cálculo para grupos ultra-finos (mais de 1000 grupos), condensa para grupos finos (~ 80 grupos) e finalmente para grupos largos (~10 a 15 grupos). Podem ser usadas as seguintes geometrias: cilíndrica e cartesiana unidimensional (finita ou infinita).

O MC² gera:

- Secções de choque microscópicas das reações (n,2n), (n,p) e (n, α),
- Secções de choque de captura, fissão, transporte e espalhamento,
- espectro de nêutrons, e
- distribuição do fluxo.

Para a análise de reatores rápidos, nos quais a maior parte das reações nucleares ocorrem com nêutrons rápidos, os detalhes do espectro de energia são importantes e o cálculo do espectro deve ser feito utilizando-se um grande número de grupos. Por exemplo, no código MC² o cálculo do espectro pode ser iniciado com mais de 1000 grupos ultra-finos. Uma vez determinado o espectro detalhado, este é utilizado como peso (ponderação) para o cálculo das constantes de um menor número de grupos.

As constantes de grupos largos podem ser preparadas de duas maneiras. A maneira mais direta é o cálculo das constantes para cada região do reator analisado a partir de bibliotecas de dados nucleares, tais como o ENDF/B, e a utilização de códigos nucleares como MC², que já foi exposto acima. A outra maneira de calcular as constantes de grupo é a partir de um conjunto de grupos finos, que é preparado de tal forma que pode ser utilizado para uma classe de reatores, independente dos detalhes do reator tais como a composição, o tamanho das barras de combustível, a temperatura, etc.

As constantes de grupo podem ser calculadas individualmente, quando a composição do caroço do reator é constituída de vários isótopos. No caso das estruturas ressonantes da secção de choque σ_a^i do isótopo i , uma forte ressonância causa o efeito de blindagem, isto é, o fluxo tem uma depressão na ressonância. Apenas em caso de baixa concentração do isótopo i , o efeito de blindagem desaparece. Este efeito é normalmente levado em conta pela aplicação do então

chamado fator de auto-blindagem \underline{f} para σ_a^i , que pode ser obtido por meio das definições dadas a seguir.

A secção de choque do grupo g é:

$$\sigma_g^i = \frac{\int_g \sigma^i \phi \, dE}{\int_g \phi \, dE} \quad (5.13)$$

Introduzimos o conceito da densidade de colisão como sendo $F = \Sigma_t \cdot \phi$, onde Σ_t = secção de choque macroscópica total de todos os isótopos. Substituindo a definição de densidade de colisão na equação (5.13) temos:

$$\sigma_g^i = \frac{\int_g \frac{\sigma^i}{\Sigma_t} \cdot F \, dE}{\int_g \frac{1}{\Sigma_t} \cdot F \, dE} \quad (5.14)$$

Sendo N_i = número de átomos do isótopo i por cm^3 , e j indicando os outros isótopos, definimos:

$$\sigma_o^i = \frac{1}{N^i} \sum_{j \neq i} N_j \sigma_t^j \quad (5.15)$$

onde σ_o^i é a secção de choque microscópica de todos os isótopos $j \neq i$, por absorção do isótopo i . Logo, Σ_t pode ser escrita como:

$$\Sigma_t = \Sigma_t^i + \sum_{j \neq i} N_j \sigma_t^j = \Sigma_t^i + N^i \sigma_o^i = \Sigma_t^i + \Sigma_o^i \quad (5.16)$$

e

$$c_g^i = \frac{\int_g \frac{\sigma_t^i}{\Sigma_t^i + \Sigma_o^i} F dE}{\int_g \frac{1}{\Sigma_t^i + \Sigma_o^i} F dE} \quad (5.17)$$

ou dividido por N^i fica:

$$\sigma_g^i = \frac{\int_g \frac{\sigma_t^i}{\sigma_t^i + \sigma_o^i} F dE}{\int_g \frac{1}{\sigma_t^i + \sigma_o^i} F dE} \quad (5.18)$$

No caso de diluição infinita do isótopo i ou seja, sem autoblindagem temos $\sigma_o^i \gg \sigma_t^i$ e portanto

$$\sigma_g^{i,\infty} = \lim_{\sigma_o^i \rightarrow \infty} \sigma_g^i = \frac{\int_g \sigma_t^i F dE}{\int_g F dE} \quad (5.19)$$

então :

$$f_g^i = \frac{\sigma_g^i}{\sigma_g^{i,\infty}} \quad (5.20)$$

Este é o fator de auto-blindagem do isótopo i no grupo g .

Existe uma variedade de conjuntos de grupo

relacionados com os cálculos de multigrupo. Atualmente existem conjuntos de 70 a 100 grupos para análise de reatores rápidos, mas citaremos apenas alguns exemplos de conjuntos de dados que contêm no máximo 26 grupos; estes conjuntos são mais antigos.

A tabela (5.1)⁽¹⁰⁾ mostra o conjunto ANL de 16 grupos, feito por Yiftah, Okrent, Moldauer (1960). A 2ª coluna mostra os limites inferiores dos grupos. Os grupos têm

TABELA (5.1) - Estrutura de grupo para análise de reatores rápidos (ANL-16 grupos) Espectro de fissão.

j_{grupos}	E, MeV	Au (largura de letargia)	Espectro de fissão (χ)
1	$\infty - 3,668$	-	0,132
2	2,23	0,5	0,213
3	1,35	0,5	0,232
4	$8,25 \times 10^{-1}$	0,5	0,179
5	$5,00 \times 10^{-1}$	0,5	0,116
6	$3,00 \times 10^{-1}$	0,5	0,067
7	$1,80 \times 10^{-1}$	0,5	0,034
8	$1,10 \times 10^{-1}$	0,5	0,017
9	$6,70 \times 10^{-2}$	0,5	0,010
10	$4,07 \times 10^{-2}$	0,5	0,0
11	$2,50 \times 10^{-2}$	0,5	0,0
12	$1,50 \times 10^{-2}$	0,5	0,0
13	$9,10 \times 10^{-3}$	0,5	0,0
14	$5,50 \times 10^{-3}$	0,5	0,0
15	$2,10 \times 10^{-3}$	1,0	0,0
16	$5,00 \times 10^{-4}$	-	0,0

larguras de letargia ($\Delta u = u_{j+1} - u_j$ e $u = \ln \frac{E_0}{E}$ = letargia) iguais a $\Delta u = 0,5$. A 4ª coluna mostra a contribuição porcentual do espectro de fissão dos grupos. O conjunto contém os elementos: B, C, O, Na, Al, K, Ti, Va, Cr, Fe, Ni, Zr, Nb, Mo, Ta, Pb, ^{232}Th , ^{233}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu e ^{242}Pu .

O conjunto de constantes de grupo a seguir foi proposto por Hansen e Roach, LASL. A estrutura do grupo é mostrada na tabela (5.2)⁽¹⁰⁾. Este arquivo contém os seguintes elementos: ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{233}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{232}Th , H,

TABELA (5.2) : Estrutura de Grupo para Análise de Reatores Rápidos (LASL 16 grupos).

GRUPO	LIMITES INFERIORES DO GRUPO, \bar{E} (MeV)	LARGURA DE LETARGIA (Δu)	VELOCIDADE DOS NÊUTRONS (10^8 cm/seg)	ESPECTRO DE FISSÃO (χ)
1	$\infty - 3$	-	28,5	0,204
2	1,4	0,762	19,9	0,344
3	$9,0 \times 10^{-1}$	0,442	14,7	0,168
4	$4,0 \times 10^{-1}$	0,881	11,0	0,180
5	$1,0 \times 10^{-1}$	1,386	6,7	0,090
6	$1,7 \times 10^{-2}$	1,772	2,70	0,014
7	$3,0 \times 10^{-3}$	1,735	1,14	0,0
8	$5,5 \times 10^{-4}$	1,696	0,480	0,0
9	$1,0 \times 10^{-4}$	1,705	0,206	0,0
10	$3,0 \times 10^{-5}$	1,204	0,101	0,0
11	$1,0 \times 10^{-5}$	1,099	0,0566	0,0
12	$3,0 \times 10^{-6}$	1,204	0,0319	0,0
13	$1,0 \times 10^{-6}$	1,099	0,0179	0,0
14	$4,0 \times 10^{-7}$	0,916	0,0109	0,0
15	$1,0 \times 10^{-7}$	1,386	0,00606	0,0
16	térmica ($2,5 \times 10^{-8}$)	-	0,00218	0,0

D, ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$, B, Be, C, O, F, Na, Al, K, Fr, Ni, Zn e Mo. Os conjuntos dispõem de todas as secções de choque microscópicas importantes, entre elas estão: σ_{tr} (transporte), $\sigma_{n,\gamma}$, σ_{er} (elástica de remoção) e σ_f .

Por muito tempo o conjunto ANL-16 grupos foi usado para o cálculo de reatores rápidos regeneradores refrigerados a Na e com combustível de cerâmica, e o LASL 16-grupos foi proposto para sistemas rápidos e intermediários. A maioria das secções choque estão no ANL 5800.

O conjunto ABN de 26 grupos Russo (Abagjan, Bozazjanc, Bondarenko, Nicolaev) é um arquivo de dados mais recente que os acima citados. Esta estrutura de grupo é mostrada na Tabela (5.3) ⁽¹⁰⁾.

O Kernforschungszentrum Karlsruhe usa para a maioria de seus cálculos a mesma estrutura de 26 grupos do ABN. Este contém os seguintes elementos ou nuclídeos: H, C, O, Na, Al, Cr, Fe, Ni, ${}^{235}\text{U}$, ${}^{238}\text{U}$, ${}^{239}\text{Pu}$, e os alguns do ABN: D, He, ${}^6\text{Li}$, Be, ${}^{10}\text{B}$, ${}^{11}\text{B}$, N, Mg, Si, Cl, K, Ca, Ti, Zr, Nb, Mo, En, Gd, Hf, Ta, Pb, Bi, ${}^{232}\text{Th}$, ${}^{233}\text{U}$, ${}^{240}\text{Pu}$, ${}^{241}\text{Pu}$ e ${}^{242}\text{Pu}$. Atualmente um arquivo de 208 grupos estão disponíveis no Karlsruhe para a maioria destes materiais. Neste, primeiro conjunto de 14 grupos do arquivo de 26 grupos estão subdivididos, cada um deles, em 14 subgrupos. Nestes conjuntos as seguintes constantes estão registradas: σ_c , σ_{in} , σ_e , μ_e , τ_j . Além disso, existem conjuntos de constantes de grupo para o ANL e LASL. Um estudo destes pode ser visto na tabela (5.4) ⁽¹⁰⁾, mu

Tabela (5.3) - Estrutura de Grupo do Conjunto ABN Russo.

GRUPO	LIMITE SUPERIORES DO GRUPO, E (MeV)	LARGURA DE LETARGIA (Au)	ESPECTRO DE FISSÃO (X)	1/v(seg/cm)
1	10,5	0,4	0,018	$2,675 \times 10^{-10}$
2	6,5	0,4	0,095	$3,286 \times 10^{-10}$
3	4,0	0,4	0,188	$4,161 \times 10^{-10}$
4	2,5	0,5	0,269	$5,347 \times 10^{-10}$
5	1,4	0,5	0,198	$7,232 \times 10^{-10}$
6	$8,0 \times 10^{-1}$	0,5	0,137	$9,767 \times 10^{-10}$
7	$4,0 \times 10^{-1}$	0,7	0,059	$1,379 \times 10^{-9}$
8	$2,0 \times 10^{-1}$	0,7	0,023	$1,930 \times 10^{-9}$
9	$1,0 \times 10^{-1}$	0,7	0,009	$2,786 \times 10^{-9}$
10	$4,65 \times 10^{-2}$	0,7	0,003	$4,073 \times 10^{-9}$
11	$2,15 \times 10^{-2}$	0,7	0,001	$5,960 \times 10^{-9}$
12	$1,0 \times 10^{-2}$	0,7	-	$8,817 \times 10^{-9}$
13	$4,65 \times 10^{-3}$	0,7	-	$1,278 \times 10^{-9}$
14	$2,15 \times 10^{-3}$	0,7	-	$1,898 \times 10^{-8}$
15	$1,0 \times 10^{-3}$	0,7	-	$2,765 \times 10^{-8}$
16	$4,65 \times 10^{-4}$	0,7	-	$4,044 \times 10^{-8}$
17	$2,15 \times 10^{-4}$	0,7	-	$5,929 \times 10^{-8}$
18	$1,0 \times 10^{-4}$	0,7	-	$8,848 \times 10^{-8}$
19	$46,5 \times 10^{-6}$	0,7	-	$1,267 \times 10^{-7}$
20	$21,5 \times 10^{-6}$	0,7	-	$1,918 \times 10^{-7}$
21	$10,0 \times 10^{-6}$	0,7	-	$2,734 \times 10^{-7}$
22	$4,65 \times 10^{-6}$	0,7	-	$4,069 \times 10^{-7}$
23	$2,15 \times 10^{-6}$	0,7	-	$5,961 \times 10^{-7}$
24	$1,0 \times 10^{-6}$	0,7	-	$8,530 \times 10^{-7}$
25	$4,65 \times 10^{-7}$	0,7	-	$1,264 \times 10^{-7}$
26	$2,15 \times 10^{-7}$	0,7	-	$2,079 \times 10^{-6}$

tos deles têm apenas sentido histórico.

Tabela (5.4) - Estrutura do Grupo para Reatores Rápidos. Sumário Descritivo (ANL5800)

ORIGEM	Nº DE GRUPO	Nº DE MATERIALS	MATERIAIS	ACIMA DE 1,4Mev	0,5 - 1,4 Mev	0,1-0,5 Mev	ABAIXO DE 0,1Mev	GRUPOS TÉRMICOS E RESSONANCIAL
ANL	4	6	U-235, U-238; Fe; Al; H ₂ O; Be.	1	1	1	1	Sim
LASL	6	4	U-235; Pu-239; U-233; U-238	2	2	1	1	Não
USSR	9	3	U-235; U-238; Pu-239	1	2	2	4	Não
USSR	9	9	U-235; U-238; Pu-239; Fe; Ni; K; Na; Mo; BC.	1	2	2	4	Não
LASL	10	7	U-235; U-238; Pu-239; Pu-240; C; Fe; Ni.	1	1	2	6	Sim
ANL	10	6	U-235; U-238; Pu-239; Fe; Al; Na;	1	1	3	5	Não
	10	5	U-235; U-238; Pu-239; Fe; Al.	1	2	3	4	Não
ANL	11	13	Pu-239; Pu-240; U-235; U-233; U-238; Th; Ta; Mo; Fe; Al; Na; O; C.	2	2	3	4	Não
*ANL	13	7	Pu-239; U-235; U-238; Zr; Na; Be; Al	1	1	2	9	Sim
LASL	16	22	Pu-239; Pu-240; U-233; U-235; U-238; Th; Mo; Zr; Ni; Fe; K; Al; Na; F; O; C; Be; B; Li-7; Li-6; D; H.	2	2	1	11	Sim
ANL	16	26	Pu-239; Pu-240; Pu-241; Pu-242; U-233; U-235; U-238; Th; Bi; Pb; Ta; Nb; Zn; Ni; Fe; Cr; V; Ti; K; Al; Na; O; C; B; B-10.	3	2	3	8	Não

5.2 - Solução da Equação de Difusão em Multigrupo

Um conjunto de G equações diferenciais acopladas, onde cada equação é dada pelo balanço de nêutrons para um determinado grupo de energia, pode ser escrito:

$$D_g \nabla^2 \phi_g - \Sigma_{tg} \phi_g (r) + \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg'g} \phi_{g'} + \chi_g \sum_{g'=1}^G \nu_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} + S_g^{ext} = 0 \quad (5.21)$$

Não consideraremos o 'upscattering', ou seja, o espalhamento dos nêutrons para os grupos de maior energia. Portanto o termo de espalhamento pode ser desmembrado e escrito como:

$$\sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg'g} \phi_{g'} = \sum_{g'=1}^{g-1} \Sigma_{sg'g} \phi_{g'} + \Sigma_{sgg} \phi_g \quad , \quad (5.22)$$

onde : Σ_{sgg} = probabilidade que um nêutron pode sofrer uma colisão de espalhamento e perder pouca energia e permanecer no grupo.

Utilizando a equação (5.22) podemos reescrever a equação (5.21) como:

$$D_g \nabla^2 \phi_g - \Sigma_{rg} \phi_g + \sum_{g'=1}^{g-1} \Sigma_{sg'g} \phi_{g'} + \chi_g \sum_{g'=1}^G \nu_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} + S_g^{ext} = 0 \quad (5.23)$$

onde: Σ_{rg} = $\Sigma_{tg} - \Sigma_{sgg}$ = secção de choque de remoção.

No caso do cálculo de criticalidade ($k_{ef} = 1$) pode-se ignorar a presença de uma fonte externa ($S^{ext} = 0$). Inicialmente estas G equações são colocadas em forma matricial. Para este acoplamento introduz-se as seguintes notações:

$$A_g = D_g \nabla^2 - \Sigma_{rg} \quad ; \quad S_g = \chi_g \sum_{g'=1}^G v_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'} \quad (5.24)$$

Utilizando-se as notações dadas acima, pode-se escrever as seguintes matrizes:

$$\begin{array}{c} \sim \\ A = \end{array} \left[\begin{array}{ccccccc} A_1 & 0 & 0 & & & & \\ \Sigma_{s12} & A_2 & 0 & & & & \\ \Sigma_{s13} & \Sigma_{s23} & A_3 & & & & \\ \cdot & \cdot & & \cdot & & & \\ \cdot & \cdot & & & \cdot & & \\ \cdot & \cdot & & & & \cdot & \\ \cdot & \cdot & & & & & \cdot \\ \Sigma_{s1G} & \dots & \cdot & \dots & \dots & \dots & \Sigma_{s(G-1)G} & A_G \end{array} \right] \quad (5.25)$$

$$\begin{array}{c} \sim \\ S = \end{array} \left[\begin{array}{ccccccc} \chi_1 v_1 \Sigma_{f1} & \chi_1 v_2 \Sigma_{f2} & \dots & \dots & \dots & \chi_1 v_G \Sigma_{fG} \\ \chi_2 v_1 \Sigma_{f1} & \chi_2 v_2 \Sigma_{f2} & \dots & \dots & \dots & \chi_2 v_G \Sigma_{fG} \\ \cdot & \cdot & \dots & \dots & \dots & \cdot \\ \cdot & \cdot & \dots & \dots & \dots & \cdot \\ \chi_G v_1 \Sigma_{f1} & \chi_G v_2 \Sigma_{f2} & \dots & \dots & \dots & \chi_G v_G \Sigma_{fG} \end{array} \right] \quad (5.26)$$

e o vetor

$$\vec{\phi} = \begin{bmatrix} \phi_1 \\ \phi_2 \\ \cdot \\ \cdot \\ \cdot \\ \phi_G \end{bmatrix} . \tag{5.27}$$

Com a ajuda destas notações pode-se escrever a equação de balanço para cada região do reator crítico como:

$$A_j \phi_j = - S_j \phi_j , \tag{5.28}$$

combinado com as condições de contorno, ou seja, que os fluxos e as correntes sejam contínuas em todas as interfaces.

No caso de um reator com muitas regiões e muitos grupos de energia, o sistema de equações se torna complexo, e para a resolução do mesmo, utilizamos programas computacionais (códigos). Alguns dos códigos mais usados para o cálculo de criticalidade são o CITATION e o EXTERMINATOR-2.

CITATION⁽¹⁵⁾ : foi desenvolvido por T.B. Fowler, D. R. Vondy e G. W. Cunninham em Oak Ridge National Laboratory em julho de 1969.

O código foi escrito para resolver problemas na teoria de difusão em multigrupo pelo método de diferenças finitas. O código

pode solucionar problemas de até três dimensões com geometrias x-y-z, r- θ -z, hexagonal-z e triangular-z. Podem ser tratados também problemas de perturbação e de depleção de combustível com ou sem análise de descarga de combustível em multiciclos.

EXTERMINATOR-2⁽¹⁴⁾: foi desenvolvido por T.B.Fowler, M.L. Tobias e D.R. Vondy em Oak Ridge National Laboratory em abril de 1967.

Este código foi escrito para resolver problemas na teoria de difusão em multigrupo pelo método de diferenças finitas. O EXTERMINATOR-2 resolve problemas até duas dimensões com geometria X-Y, R-Z e R- θ , podendo ser tratados também problemas de perturbação.

6. MODELO UTILIZADO

O principal objetivo deste trabalho é o de tentarmos en contrarmos um tipo de reator que possa utilizar o ciclo tório. Através dos estudos apresentados nos capítulos anteriores ob servamos que, aqueles que melhor se adaptam a este ciclo são os FBRs, pois apresentam melhores características de regenera ção.

Neste trabalho serão analisados dois tipos de FBRs: o GCFR e o LMFBR. O GCFR apresenta melhores características de regene ração com o ciclo do urânio, quando comparado com o LMFBR⁽²⁷⁾. Para a realização desta análise comparativa optamos pelo com bustível do tipo óxido para o GCFR e metálico para o LMFBR.

A escolha do combustível do tipo óxido, no caso do GCFR , baseia-se no fato de que o hélio, que é utilizado como refrige rante, apresenta baixa condutividade térmica, o que acarreta em uma baixa potência específica do reator⁽⁴²⁾ . Se utilizásse mos no GCFR o combustível do tipo metálico seria necessária uma grande quantidade de refrigerante para retirar o calor das barras de combustível, para que o mesmo não se danifique, pois os combustíveis do tipo metálico não suportam altas temperatu ras como no caso dos combustíveis óxidos⁽⁴²⁾ . Além das expli cações fornecidas anteriormente, e também pelo fato de se ter uma maior experiência com relação aos combustíveis do tipo óxi do, nós o escolhemos para análise do GCFR.

No caso do LMFBR o combustível do tipo metálico foi esco

lhido, pois o sódio, que é o refrigerante utilizado neste reator, apresenta alta condutividade térmica, conduzindo o mesmo a ter altas densidades de potência. Segundo o trabalho feito por Karam⁽²⁷⁾, ele obteve tempos de dobramento da ordem de 10 anos, para o LMFBR carregado com ($^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th}$) metálico.

Nas seções seguintes serão descritos em detalhes quais os procedimentos tomados para análise e comparação das características básicas do GCFR e LMFBR, com o ciclo do tório e em um grupo de energia.

6.1 Cálculo das Constantes de Grupo

As constantes de grupo (cálculos celulares) foram geradas através do código MC², para 1 grupo de energia, com limite superior de energia de 10MeV e o inferior ou de corte de 0,0025eV.

A geração das constantes de grupo foram feitas para os seguintes núclídeos que constituem os reatores:

GCFR - o ferro (Fe) como material estrutural, o hélio (He) como refrigerante, o di-óxido de urânio-233 ($^{233}\text{UO}_2$) como material físsil e o di-óxido de tório (ThO_2) como material fértil;

LMFBR - o ferro (Fe) como material estrutural, o sódio (Na) como refrigerante, o urânio-233 metálico (^{233}U metálico) como material físsil e o tório me

tálico (Th metálico) como material fértil.

Como dados de entrada para a geração das constantes de grupo deve-se fornecer: a geometria da célula, os limites superiores de energia de cada grupo, os raios da região celular onde se encontram o combustível e o refrigerante (no caso de geometria cilíndrica), as concentrações homogeneizadas de todos os núclídeos que constituem a célula em questão, a temperatura em graus Kélvín ($^{\circ}\text{K}$) e o correspondente valor do 'buckling' (ver o Apêndice A).

Através do código MC^2 , além de se obter as secções de choque microscópicas de cada um dos núclídeos que constituem as células dos reatores GCFR e LMFBR, para cada grupo de energia, este código nos fornece também as secções de choque macroscópicas homogeneizadas da célula para cada grupo de energia.

As células são hexagonais aproximadas por cilindros de volumes equivalentes, conforme Figura (6.1).

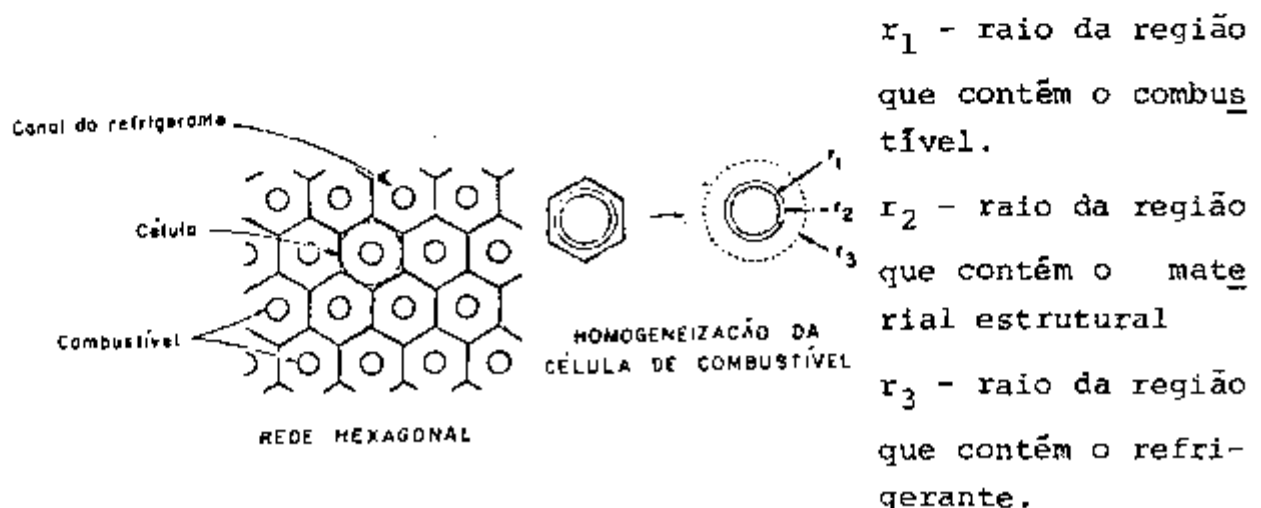


FIGURA (6.1) - Células do reator.

Inicialmente fizemos um estudo geral de como as constantes de grupo variam com os dados de entrada.

As Tabelas (6.1) e (6.2) fornecem os dados obtidos pelo código MC², para quatro casos, os quais discutiremos a seguir:

- a) comparamos o caso (1) e (2) que possuem as mesmas frações de volume. Analisando os dados obtidos através do código MC², para estes dois casos, concluímos que as secções de choque microscópicas totais do ²³³U e Th mantiveram-se praticamente constantes (ver Figura (6.2.a)).
- b) Os casos (3) e (4) analisados possuem diferentes frações de volume, mas com as mesmas áreas celulares ($A=1\text{cm}^2$). Verificou-se que as secções de choque microscópicas totais do ²³³U e Th, obtidas pelo código MC² para estes dois casos, decrescem com o aumento das frações de volume (ver Figura (6.2.b)).

Tabela (6.1) - Dados referentes aos casos (1) e (2)

CASO	FV(%)	E(V/o)	σ_t (barns)		Raio da região do combústível na célula (cm)
1	20	16,20	19,57	17,54	0,252
2	20	16,20	19,56	17,53	0,375

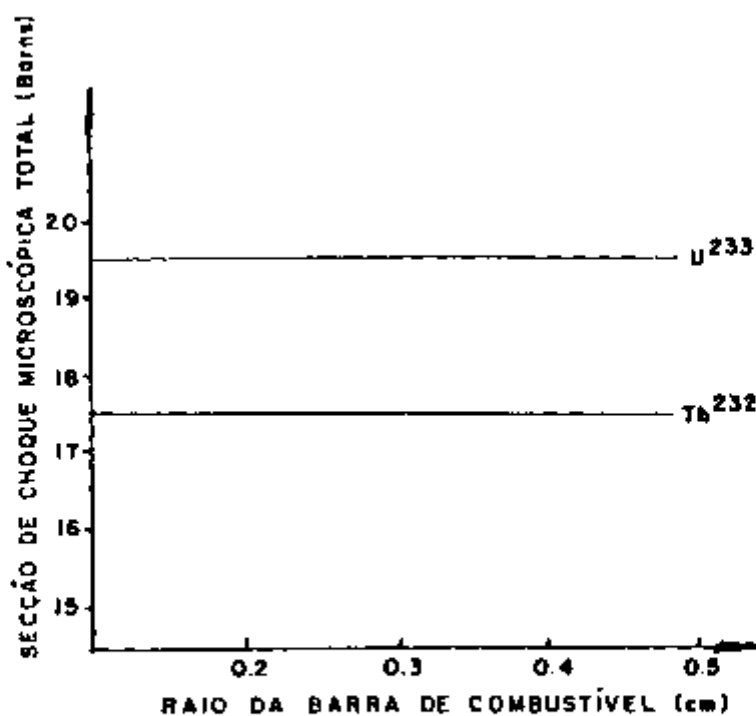


Figura (6.2.a) - Secções de choque totais obtidas pelos MC^2 para os casos (1) e (2).

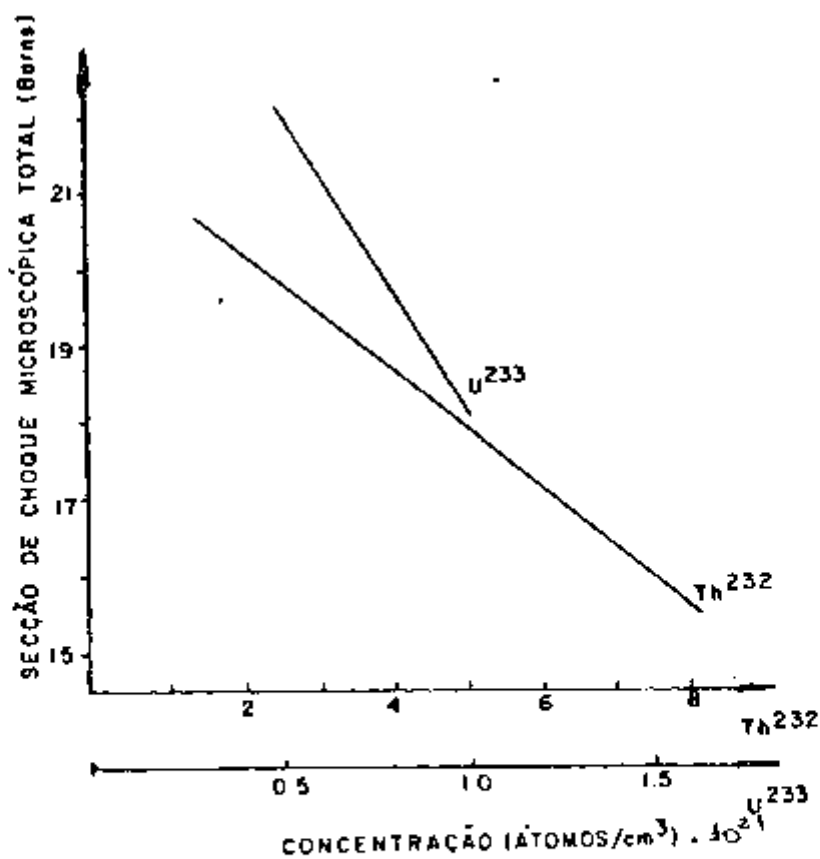


Figura (6.2.b) - Secções de choque totais obtidas pelo MC^2 para os casos (3) e (4).

Tabela (6.2) - Dados referentes aos casos (3) e (4).

CASO	FV (%)	E (V/o)	σ_t (barns)		N ($\times 10^{-3}$ átomos/barns.cm)	
			^{233}U	^{232}Th	^{233}U	^{232}Th
3	20	12,00	21,39	19,09	0,585	4,003
4	30	12,00	18,67	17,11	0,879	6,017

Por meio das análises feitas acima concluímos que:

- (1) estes resultados são consistentes com o esquema apresentado no capítulo 5, no qual são utilizadas as secções de choque independentes da composição e os fatores de autoblindagem dependentes da composição; e
- (2) para o nosso problema, podemos calcular as secções de choque para cada fração de volume do combustível, independentes dos tamanhos das barras de combustível.

6.2 Intervalo de Variáveis

Atualmente a maioria dos reatores de potência são projetados para 1000 - 1200MW(e), o que exige uma potência de 2500 - 3000MW(th). As densidades médias de potência típicas dos GCFR são de 200 - 300MW/m³ atingindo até 500MW/m³. Portanto foram considerados volumes do caroço no intervalo de 6-12m³.

No caso dos LMFBR as densidades médias de potência típicas são de 500-600MW/m³, podendo atingir até 900MW/m³, como no caso do EBR-II⁽⁵⁴⁾; embora este valor não seja comum nós o consideraremos. Portanto se tomarmos como base estas densidades de potência, os volumes dos caroços dos LMFBRs estarão dentro do intervalo de 3 - 5m³.

Consideramos as seguintes frações de volume do combustível (FV_c): para o GCFR foram de 25, 30 e 35% e de 30 e 40% para o LMFBR, e em ambos os reatores assumimos fixas as frações de volume do material estrutural (encamisamento) e iguais a 15%. Foram consideradas densidades teóricas. A temperatura do caroço do GCFR e LMFBR foi fixada no valor de 2930K.

No cobertor axial de tais reatores temos as mesmas frações de volume do que no caroço, enquanto que para o cobertor radial a fração de volume do combustível foi fixada em 50%.

Para calcularmos as constantes de grupo, através do código MC², foram feitas as seguintes considerações:

GCFR : consideramos a área da célula igual a 1cm², e as frações de volume do combustível de 25, 30 e 35% que correspondem respectivamente aos seguintes diâmetros da região do combustível na célula; 0,564cm, 0,618cm, e 0,668cm, enquanto que o diâmetro da região do refrigerante da célula, para as três frações de volume citadas, são iguais a 1,128cm;

LMFBR : assumimos o diâmetro da região do combustível i qual a 0,364cm, e calculamos a partir das frações de volume do combustível de 30 e 40% as respectivas áreas celulares: $0,346\text{cm}^2$ e $0,261\text{cm}^2$; e os diâmetros da região do refrigerante, para cada uma das frações de volume são respectivamente 0,665cm e 0,576cm.

Os enriquecimentos são dados em porcentagem de volume (V/o).

As Tabelas (6.3), (6.4), (6.5) e (6.6) mostram os dados de entrada e os resultados obtidos pelo código MC^2 para todos os casos considerados neste trabalho. O 'buckling' da composição para o caroço homogeneizado também é calculado pelo MC^2 , para que $k_{ef} = 1$.

6.3 Formulação do Problema

O modelo utilizado é o de um reator cilíndrico (geometria r-z) totalmente coberto de material fértil, material estrutural e refrigerante (ver Figura 6.4), o qual é constituído de um caroço com altura H e raio R e com uma única zona de enriquecimento, que é assumida para simplicidade de cálculos.

Como já mencionamos anteriormente, consideraremos neste trabalho dois tipos de FBRs, o GCFR e o LMFBR, com caroços carregados com uma mistura homogênea de $(^{233}\text{U} - \text{Th})\text{O}_2$

e ($^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th}$) metálico respectivamente, além do material estrutural (Fe) e do refrigerante (He ou Na).

Assumiremos a altura do caroço $H=100\text{cm}$, e as espessuras do cobertor radial $b=40\text{cm}$ e do cobertor axial $c=50\text{cm}$, como mostra a Figura (6.4).

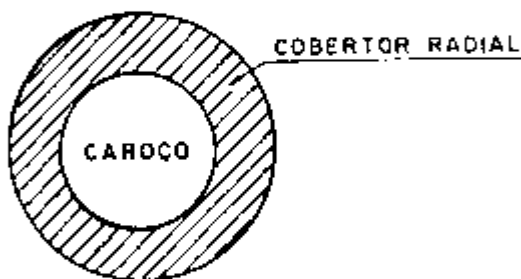


Figura (6.3) - Seção Radial

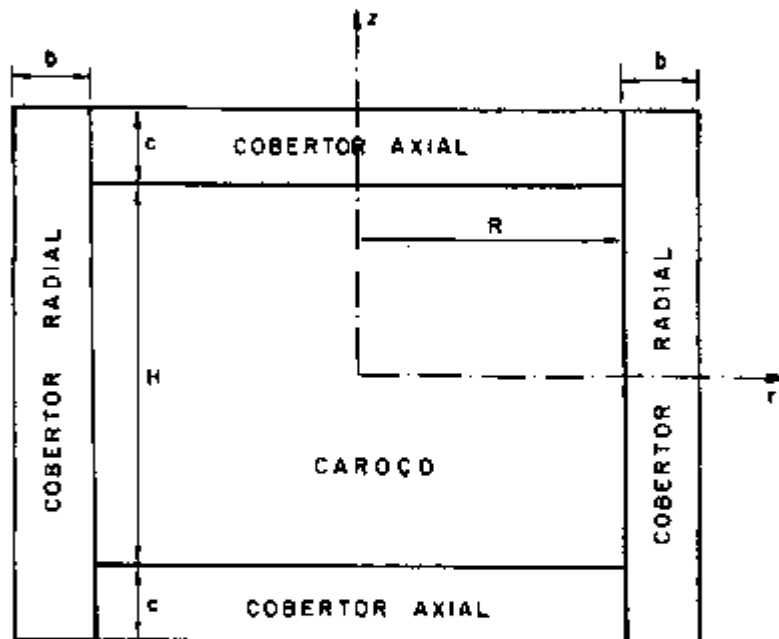


Figura (6.4) - Seção Axial

A equação de difusão não pode ser solucionada analiticamente no caso de um reator totalmente coberto ou refletido. Fundamentalmente, isto se deve ao fato que a solução pelo método de separação de variáveis para a equação de difusão, que satisfaçam as condições de contorno nas interfaces caroço - cobertor, não podem ser encontradas.

O problema é determinar inicialmente o raio crítico do reator, por meio da teoria de difusão em um grupo de ener

gia, onde a composição do caroço é conhecida. Para podermos realizar este estudo, precisamos dividir a nossa análise em duas partes. Inicialmente consideraremos o reator nú radialmente e determinaremos alguns parâmetros, que serão utilizados como dados na segunda parte do estudo, onde assumiremos o reator nú axialmente.

Através desta análise calcularemos o raio crítico, as distâncias extrapoladas e o volume crítico dos reatores considerados.

6.3.1 Reator Nú Radialmente

O reator original (Figura 6.4) é substituído por outro reator que é descoberto radialmente e com raio $R_0 = R + \delta_r$, onde δ_r é definido como sendo a distância extrapolada em r , ou seja, o acréscimo das dimensões do caroço quando o mesmo não está rodeado pelo cobertor.

Por exemplo : Se o raio crítico de um reator cilíndrico é R_0 quando estiver nú e R quando coberto, δ_r é definido como:

$$\delta_r = R_0 - R. \quad (6.1)$$

A distância extrapolada em z é definida de forma análoga, neste caso H_0 é a altura de um reator cilíndrico nú e H com cobertor, assim:

$$\delta_z = \frac{H_0 - H}{2}. \quad (6.2)$$

O reator nũ radialmente ẽ mostrado esquemat_i
camente na Figura (6.5).

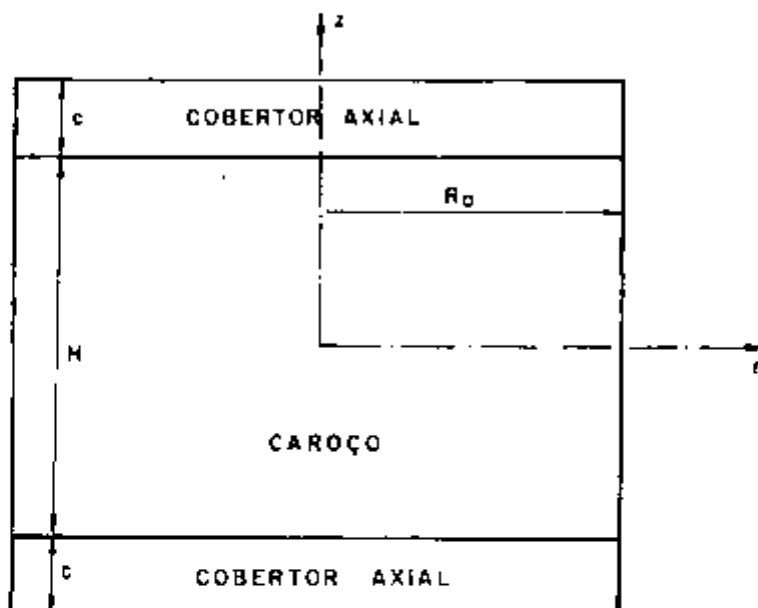


Figura (6.5) - Reator Nũ Radialmente.

As equaões de difusãõ em um grupo de energia,
para o caroço e o cobertor axial, denotado pelo ındice CA, sãõ
respectivamente:

$$\frac{1}{r} \frac{\delta}{\delta r} r \frac{\delta \phi_c}{\delta r} + \frac{\delta^2 \phi_c}{\delta z^2} + B_c^2 \phi_c = 0 \quad (6.3)$$

e

$$\frac{1}{r} \frac{\delta}{\delta r} r \frac{\delta \phi_{CA}}{\delta r} + \frac{\delta^2 \phi_{CA}}{\delta z^2} - B_{CA}^2 \phi_{CA} = 0 \quad (6.4)$$

onde $B_C^2 = \frac{\nu_c \Sigma_{fc} - \Sigma_{ac}}{D_c} = \text{'buckling' do caroço} \quad (6.5)$

e

$$B_{CA}^2 = \frac{\sum a_{CA} - v_{CA} \sum f_{CA}}{D_{CA}} = \text{'buckling' do cobertor axial.}$$

(6.6)

Usando o método de separação de variáveis mostra-se (ver Apêndice B) que a distribuição dos fluxos no núcleo e no cobertor axial são respectivamente:

$$\phi_C(r, z) = A \cdot J_0 \left(\frac{2,405}{R_0} \cdot r \right) \cdot \cos(B_{z_C} \cdot z)$$

(6.7)

e

$$\phi_{CA}(r, z) = C \cdot J_0 \left(\frac{2,405}{R_0} \cdot r \right) \cdot \sinh[B_{z_{CA}} (H/2 + c - |z|)],$$

(6.8)

onde

$$B_{z_C}^2 = B_C^2 - \left(\frac{2,405}{R_0} \right)^2$$

(6.9)

e

$$B_{z_{CA}}^2 = B_{CA}^2 + \left(\frac{2,405}{R_0} \right)^2$$

(6.10)

As seguintes condições de contorno (C.C.) são

utilizadas:

$$\text{C.C. (1)} \quad A = \text{constante} = 1, \quad (6.11.a)$$

$$\text{C.C. (2)} \quad \phi_C (r, \pm H/2) = \phi_{CA} (r, \pm H/2), \quad (6.11.b)$$

$$\text{C.C. (3)} \quad J_C (r, \pm H/2) = J_{CA} (r, \pm H/2), \quad (6.11.c)$$

e

$$\text{C.C. (4)} \quad \phi_{CA} (r, \pm (H/2 + C)) = 0 \quad (6.11.d)$$

Com as condições de contorno C.C. (1) e C.C. (2) obtêm-se as constantes A e C, ou seja:

$$A = 1 \quad \text{e} \quad C = \frac{\cos (B_{z_C} \cdot H/2)}{\sinh (B_{z_{CA}} \cdot c)} \quad (6.12)$$

e pela condição de contorno C.C. (3) temos a condição de criticidade, que é dada pela seguinte equação:

$$B_{z_C} \cdot D_C \tan(B_{z_C} \cdot H/2) = B_{z_{CA}} \cdot D_{CA} \cdot \text{cotgh}(B_{z_{CA}} \cdot c) \quad (6.13)$$

e a C.C. (4) foi utilizada anteriormente, ou seja, na equação (6.8).

A equação (6.13) pode ser escrita da seguinte forma:

$$LL = B_{z_C} \cdot D_C \cdot \tan(B_{z_C} \cdot H/2) - B_{z_{CA}} \cdot D_{CA} \cdot \text{cotgh}(B_{z_{CA}} \cdot c) = 0 \quad (6.14)$$

A única incógnita da equação (6.14) é o valor de R_0 que é dado pelas equações (6.9) e (6.10).

Conhecidos os valores de H , e de B_C^2 e B_{CA}^2 dados pelas equações (6.5) e (6.6), e estimando-se o valor de R_0 , determinamos os parâmetros B_{zC} e B_{zCA} dados pelas equações (6.9) e (6.10). A partir da obtenção destes dados podemos determinar o valor real de R_0 por meio de um método iterativo que utiliza a equação (6.14). Após determinarmos o valor real de R_0 , podemos calcular o valor de B_{zC} e de H_0 , consequentemente obtemos a distância extrapolada δ_z . Este procedimento é mostrado esquematicamente na Figura (6.6) em diagrama de bloco.

Podemos agora iniciar a segunda parte de nossa análise a partir dos dados obtidos nesta secção (R_0 e δ_z) a fim de calcularmos o raio crítico, o volume crítico e as distâncias extrapoladas δ_r e δ_z , como função do enriquecimento e da fração de volume do combustível.

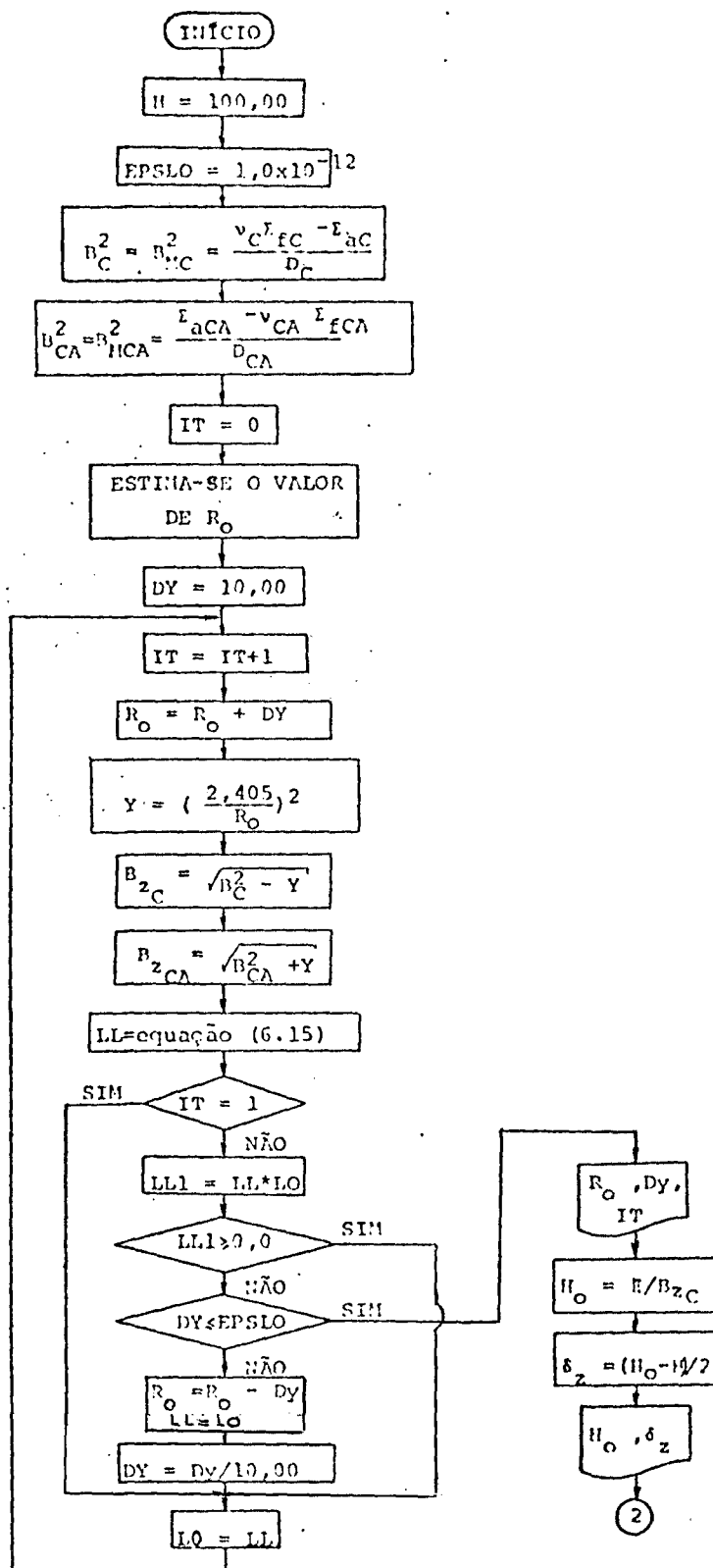


Figura (6.6) - Diagrama de bloco para determinação dos parâmetros B_{zC} , B_{zAB} e δz .

6.3.2 Reator N  Axialmente

Consideraremos agora o reator n  no topo e na base, como mostra a Figura (6.8), com raio R , altura H= 100cm e $H_0 = H + 2 \delta_z$.

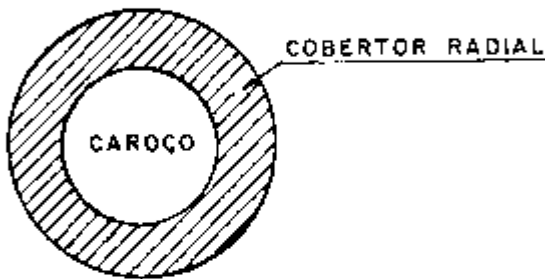


Figura (6.7) - Sec o Radial

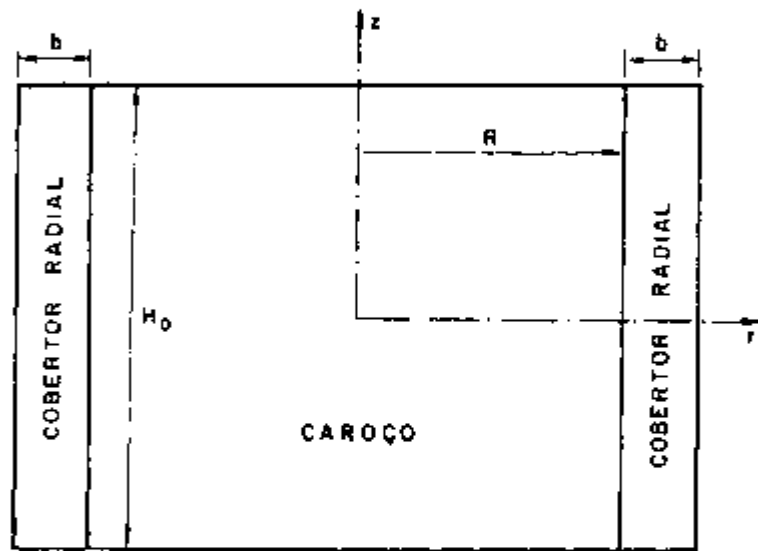


Figura (6.8) - Sec o Axial

As equa es de difus o para o caro o e cober tor radial (CR) s o an logas as do item anterior:

$$\frac{1}{r} \frac{\delta}{\delta r} r \frac{\delta \phi_C}{\delta r} + \frac{\delta^2 \phi_C}{\delta z^2} + B_C^2 \phi_C = 0 \quad (6.15)$$

e

$$\frac{1}{r} \frac{\delta}{\delta r} r \frac{\delta \phi_{CR}}{\delta r} + \frac{\delta^2 \phi_{CR}}{\delta z^2} - B_{CR}^2 \phi_{CR} = 0 , \quad (6.16)$$

onde

$$B_{CR}^2 = \frac{\sum a_{CR} - \nu_{CR} \sum f_{CR}}{D_{CR}} = \text{'buckling' do cobertor radial.} \quad (6.17)$$

Para resolvermos as equações (6.15) e (6.16) utilizamos o método de separação de variáveis, que resultam nas seguintes distribuições dos fluxos no caroço e no cobertor radial respectivamente (ver Apêndice B):

$$\phi_C (r,z) = A' \cdot J_0 (B_{rC} \cdot r) \cdot \cos \left(\frac{\pi}{H_0} \cdot z \right) \quad (6.18)$$

e

$$\phi_{CR} (r,z) = C' \cdot \left\{ I_0 (B_{rCR} \cdot r) K_0 \left[B_{rCR} (R+b) \right] - I_0 \left[B_{rCR} (R+b) \right] \cdot K_0 (B_{rCR} \cdot r) \right\} \cdot \cos \left(\frac{\pi}{H_0} \cdot z \right) , \quad (6.19)$$

onde

$$B_{rC}^2 = B_C^2 - \left(\frac{\pi}{H_0} \right)^2 , \quad (6.20)$$

$$B_{rCR}^2 = B_{CR}^2 + \left(\frac{\pi}{H_0} \right)^2 . \quad (6.21)$$

As seguintes condições de contorno (C.C.) são usadas:

$$\text{C.C. (5)} \quad A' = \text{constantes} = 1, \quad (6.22.a)$$

$$\text{C.C. (6)} \quad \phi_c (R, z) = \phi_{CR} (R, z), \quad (6.22.b)$$

$$\text{C.C. (7)} \quad J_c (R, z) = J_{CR} (R, z), \quad (6.22.c)$$

e

$$\text{C.C. (8)} \quad \phi_{CR} ((R + b), z) = 0. \quad (6.22.d)$$

Pelas condições de contorno C.C. (5) e C.C. (6) determinam as constantes A' e C' , ou seja:

$$A' = 1 \quad \text{e} \quad C' = \frac{J_0(B_{rC} \cdot R)}{K_0 [B_{rCR} (R+b)] I_0(B_{rCR} \cdot R) - K_0(B_{rCR} \cdot R) I_0[B_{rCR} (R+b)]} \quad (6.23)$$

e a C.C. (8) foi utilizada anteriormente na equação (6.19).

Através da condição de contorno C.C. (7) obtemos a equação que nos fornece a condição de criticalidade:

$$- D_c \cdot B_{rC} \cdot \frac{J_1(B_{rC} \cdot R)}{J_0(B_{rC} \cdot R)} = D_{CR} \cdot B_{rCR} \cdot \frac{I_1(B_{rCR} \cdot R) K_0 [B_{rCR} (R+b)] + I_0 [B_{rCR} (R+b)] K_1(B_{rCR} \cdot R)}{I_0(B_{rCR} \cdot R) K_0 [B_{rCR} (R+b)] - I_0 [B_{rCR} (R+b)] K_0(B_{rCR} \cdot R)} \quad (6.24)$$

Podemos escrever a equação (6.24) da seguinte forma:

$$\begin{aligned}
 FF = D_C \cdot B_{rC} \cdot \frac{J_1(B_{rC} \cdot R)}{J_0(B_{rC} \cdot R)} + \\
 + D_{CR} \cdot B_{rCR} \cdot \frac{I_1(B_{rCR} \cdot R) K_0[B_{rCR} (R+b)] + I_0[B_{rCR} (R+b)] K_1(B_{rCR} \cdot R)}{I_0(B_{rCR} \cdot R) K_0[B_{rCR} (R+b)] - I_0[B_{rCR} (R+b)] K_0(B_{rCR} \cdot R)} = 0
 \end{aligned}
 \tag{6.25}$$

Nesta equação a única incógnita é o valor de R.

A partir dos valores de R_0 e δ_z obtidos na primeira parte desta análise (secção (6.3.1)), podemos determinar os parâmetros B_{rC} e B_{rCR} dados pelas equações (6.20) e (6.21). A partir destes cálculos e estimando-se o valor de R, determina-se o valor do raio crítico por meio de um método iterativo que envolve a equação (6.24) com o valor do raio crítico obtém-se a distância extrapolada δ_r e o volume crítico, pois a altura é dada e fixada no valor de 100cm.

A Figura (6.9) mostra tal procedimento em diagrama bloco.

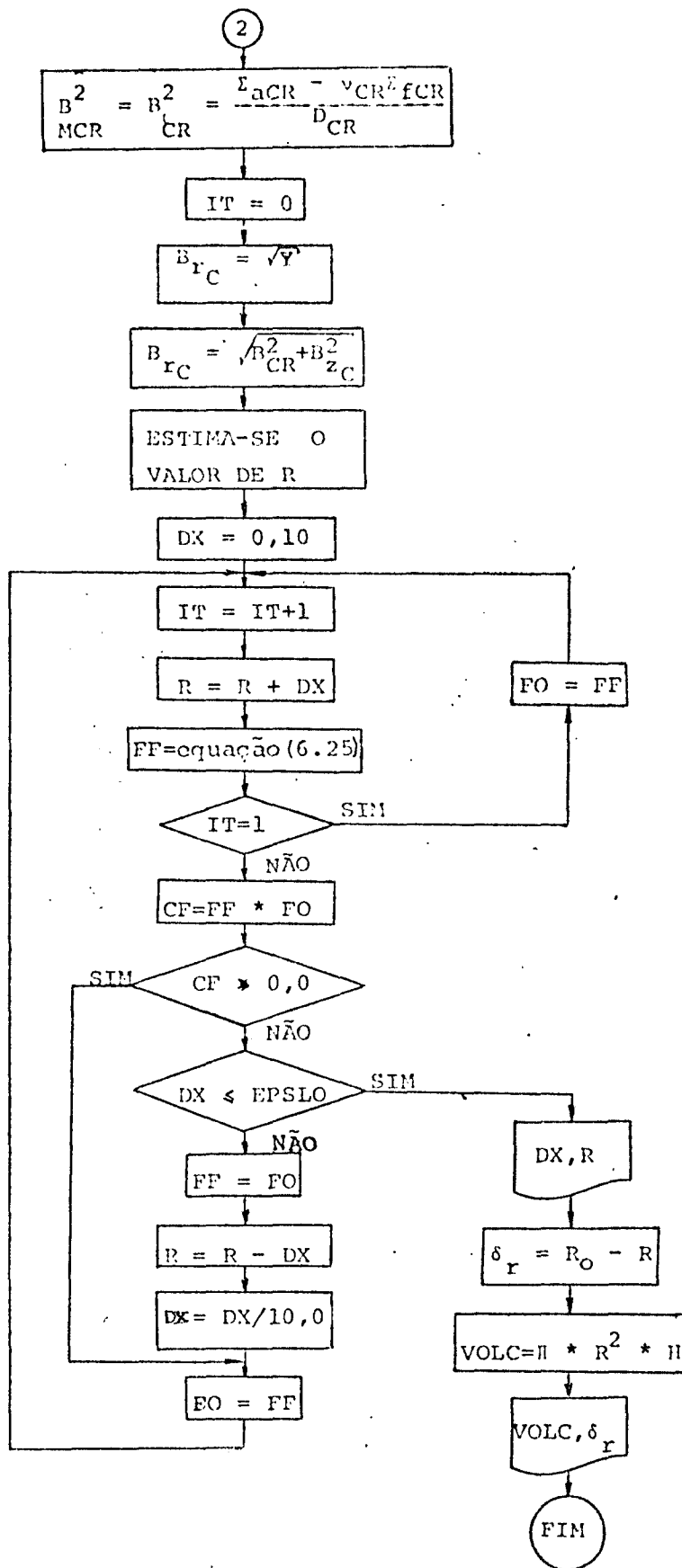


Figura (6.9) - Diagrama de bloco para determinação do raio crítico, de δ_r e do volume crítico.

Calculamos assim para cada enriquecimento e fração de volume do combustível os valores do raio crítico, volume crítico, δ_r e δ_z .

O nosso objetivo principal é calcular as características básicas do GCFR e LMFBR de 2500MW(th) alimentados, respectivamente, por ($^{233}\text{U} - \text{Th}$) óxido e ($^{233}\text{U} - \text{Th}$) metálico, para determinados valores de volume do caroço, que correspondem às densidades médias de potência típicas dos reatores considerados. (ver secção (6.2.1)).

Esta análise consiste nas seguintes etapas :

- (1) como já dissemos a altura do reator é fixa e igual a 100cm, e para um determinado volume do caroço (que está nos intervalos de 6-12m³ para o GCFR e 3-5m³ para o LMFBR) calculamos o 'buckling' geométrico, que é dada pela seguinte equação:

$$\frac{B^2}{g} = \left(\frac{\pi}{H_0} \right)^2 + \left(\frac{2,405}{R_0} \right)^2, \quad (6.26)$$

$$\text{onde } H_0 = 100 + 2 \delta_z \quad (6.27)$$

$$\text{e } R_0 = R + \delta_r \quad \text{onde } R = \sqrt{\frac{V}{\pi \times 100}}, \quad (6.28)$$

e os valores de δ_r e δ_z foram estimadas anteriormente:

- (2) para que o sistema seja crítico, assume-se que o

'buckling' do material, que constitui o caroço, seja igual ao 'buckling' geométrico, que foi calculado no ítem (1);

- (3) estimamos um valor de enriquecimento (V/o), para uma determinada fração volume do combustível (foram considerados 25, 30 e 35% para o GCFR e 30 e 40% para o LMFBR), e com o valor do 'buckling' encontrado no ítem (2), determinamos os dados de entrada para o código MC^2 , e através dele são geradas as constantes para um grupo de energia;
- (4) utilizando as constantes de grupo obtidas no ítem (3) como dados de entrada para o programa principal (esquematizado nas Figuras (6.6) e (6.9), podemos determinar o volume do caroço correspondente ao valor de enriquecimento considerado no ítem anterior.

Este procedimento é repetido algumas vezes, para as consideradas frações de volume do combustível e para os reatores GCFR e LMFBR. Desta forma obtemos as Figuras (6.11) e (6.20), das quais podemos avaliar os enriquecimentos que correspondem aos intervalos de volume típicos dos GCFR e LMFBR respectivamente;
- (5) finalmente determinamos as características básicas do GCFR e do LMFBR, tais como a taxa de regeneração total, a massa total de material físsil e o tempo de dobramento como funções do volume do caroço e da fração de volume do combustível.

Para o cálculo da taxa de regeneração, do tempo de dobramento e da massa total são necessárias algumas definições que fornecemos na secção seguinte.

6.4 Definições de Parâmetros

6.4.1 Taxa de Regeneração (T.R.)

A taxa de regeneração é definida como sendo a razão entre a taxa de formação de isótopos físséis e a taxa de consumo de isótopos físséis, ou seja:

$$T.R. = \text{taxa de regeneração} = \frac{\text{taxa de formação de isótopos físséis}}{\text{taxa de consumo de isótopos físséis}}$$

A taxa de regeneração total pode ser definida no nosso caso, como a soma das taxas de regeneração do caroço e dos cobertores axial e radial:

$$T.R(\text{total}) = T.R. (\text{caroço}) + T.R. (\text{cobertores}) , \quad (6.29)$$

onde a taxa de regeneração do caroço é dada por:

$$T.R. (\text{caroço}) = \frac{\text{taxa de formação de físsil (caroço)}}{\text{taxa de consumo de físsil (caroço)}}$$

que é obtida pela razão entre a integral no volume do caroço (c) da taxa de captura do fértil no caroço e a integral no mesmo volume da taxa de absorção do físsil no caroço:

$$T.R. (C) = \frac{\int_{V_C} \sum_{cC}^{f\acute{e}rtil} \phi_C (r,z) dV}{\int_{V_C} \sum_{aC}^{f\acute{i}ssil} \phi_C (r,z) dV} \quad (6.30)$$

Resolvendo as integrais da equao (6.30), te-
mos que :

$$T.R. (caroo) = \frac{\sum_{cC}^{232_{Th}}}{\sum_{aC}^{233_U}} \quad (6.31)$$

Similarmente, a definio dada para a taxa de regenerao do cobertor axial (CA)  obtida integrando-se, no volume do cobertor axial, a taxa de captura do fertil (cobertor axial), e dividindo este valor pela integral, no volume do caroo, da taxa de absoro do fissil (caroo), que  dada por:

$$T.R. (CA) = \frac{\int_{V_{CA}} \sum_{cCA}^{f\acute{e}rtil} \phi_{CA} (r,z) dV}{\int_{V_C} \sum_{aC}^{f\acute{i}ssil} \phi_C (r,z) dV} \quad (6.32)$$

Substituindo as equaes (6.7), (6.8) e
(6.12) na equao (6.30) e calculando as integrais temos que:

$$T.R. (CA) = \frac{B_{zC}}{B_{zCA}} \cdot \frac{\sum_{cCA}^{232_{Th}} \cos(B_{zC} \cdot H/2)}{\sum_{aC}^{233_U} \sinh(B_{zCA} \cdot c) \cdot \text{sen}(B_{zC} \cdot H/2)} \quad (6.33)$$

Analogamente, calculamos a taxa de regenerao do cobertor radial (CR), ou seja:

$$T.R.(CR) = \frac{\int_{V_{CR}} \Sigma_{cCR}^{f\acute{e}rtil} \cdot \phi_{CR}(r,z) dV}{\int_{V_C} \Sigma_{aC}^{f\acute{i}ssil} \cdot \phi_C(r,z) dV} \quad (6.34)$$

Substituindo as equaes (6.18), (6.19) e (6.23) na equao acima e resolvendo as integrais da razo obtemos:

$$T.R.(CR) = \frac{\int_{cCR}^{232Th} B_{rC}}{\int_{aC}^{233U} B_{rCR}} \cdot \frac{J_0(B_{rC} \cdot R)}{J_1(B_{rC} \cdot R)} \cdot \frac{K_0[B_{rCR}(R+b)] \cdot \left\{ (R+b) \cdot I_1[B_{rCR}(R+b)] - R \cdot I_1(B_{rCR} \cdot R) \right\}}{I_0(B_{rCR} \cdot R) K_0[B_{rCR}(R+b)] - K_0(B_{rCR} \cdot R) I_0[B_{rCR}(R+b)]} - \frac{I_0[B_{rCR}(R+b)] \left\{ R \cdot K_1(B_{rCR} \cdot R) - (R+b) \cdot K_1[B_{rCR}(R+b)] \right\}}{I_0(B_{rCR} \cdot R) K_0[B_{rCR}(R+b)] - K_0(B_{rCR} \cdot R) I_0[B_{rCR}(R+b)]} \quad (6.35)$$

6.4.2 Fator de Ganho (G)

O fator de ganho   a quantidade de is topos f sseis ganhos por f sseis consumidos:

$$G = \text{fator de ganho} = \frac{\text{is topo f ssil ganho}}{\text{is topo f ssil consumido}}$$

ou seja,

$$G = T.R. - 1 \quad (6.36)$$

6.4.3 Carga de Material Físsil (M_F)

A carga de material físsil é a quantidade de massa para manter o reator crítico, e pode ser dada pela seguinte equação:

$$M_F(\text{gramas}) = \text{densidade volumétrica (g/cm}^3) \times \Pi \times R^2(\text{cm}^2) \times H(\text{cm}) \\ \times \text{fração de volume do combustível (\%)} \times \\ \times \text{enriquecimento (V/o)} \quad (6.37)$$

6.4.4 Tempo de Dobramento (T_D)

O tempo de dobramento é o necessário para que a carga de material físsil no reator se duplique, dada por :

$$T_D(\text{anos}) = \frac{M_F \cdot (1 + \delta)}{P \cdot (1 + \alpha) \cdot G \cdot 365} \quad (6.38)$$

onde: M_F = carga de físsil em gramas,

P = potência do reator em MW(th),

δ = razão entre a secção de choque de fissão do fértil/físsil = $\frac{\Sigma_f^{\text{fértil}}}{\Sigma_f^{\text{físsil}}}$,

e

α = razão entre a secção de choque de captura do físsil/fissão do físsil = $\frac{\sigma_c^{\text{físsil}}}{\sigma_f^{\text{físsil}}}$.

Na fórmula precedente não estão incluídos os efeitos devido ao fator de carga e inventário fora do caroço. Para um fator de carga de 75% e um inventário total igual a 1,5 vezes o inventário do caroço, o tempo de dobramento é o dobro do valor acima calculado.

6.5 Resultados do GCFR Carregado com $(^{233}\text{U} - \text{Th})\text{O}_2$

Os resultados para o GCFR carregado com $(^{233}\text{U}-\text{Th})\text{O}_2$ e com a altura do caroço fixa e igual a 100cm, foram obtidos com o programa principal (ver figuras (6.6) e (6.9)) utilizando as constantes de grupo geradas pelo código MC² (ver Tabelas (6.3) e (6.4)). Estes resultados são dados a seguir:

'Buckling' do Material - É mostrado na Figura (6.10) para três frações de volume do combustível como função do enriquecimento (V/o).

Enriquecimento - na Figura (6.11) são vistos os enriquecimentos necessários (% de volume) como funções do volume do caroço e da fração de volume do combustível.

Taxa de Regeneração - as Figuras (6.12) e (6.13) mostram respectivamente as taxas de regeneração do caroço e total como funções do volume do caroço e da fração de volume do combustível. Observa-se através da Figura (6.13) que para a fração de volume de 25% a regeneração total é baixa e o reator considerado não é regenerador. E pela Figura (6.14), vemos que através do enriquecimento pode-se cal

cular diretamente a taxa de regeneração do caroço.

Inventário Físsil - é vista na Figura (6.15), que a massa de físsil cresce com o volume do caroço.

Tempo de Dobramento - a Figura (6.16) nos dá uma estimativa do tempo de dobramento do material físsil, no qual assume-se uma potência no caroço de 2500MW(th). No caso em que a fração de volume do combustível é de 30% verificamos que: para volumes da ordem de $6m^3$ a fuga de nêutrons é grande, conseqüentemente exige-se um tempo de dobramento maior do que para os volumes acima de $\sim 6m^3$ (maiores detalhes serão fornecidos posteriormente).

Distância Extrapolada - na Figura (6.17) esta é vista como função da fração de volume do combustível. Pode-se verificar pelas barras da figura que o volume do caroço tem pouca influência.

Distribuição do Fluxo de Nêutrons - a Figura (6.18) mostra um exemplo da distribuição do fluxo de nêutrons, no caso em que o volume do caroço é de $\sim 12m^3$, e a fração de volume do combustível de 30%.

6.6 Resultados do LMFBR Carregado com ($^{233}\text{U-Th}$)Metálico

Os resultados do LMFBR carregado com ($^{233}\text{U-Th}$)metálico, com altura do caroço de 100cm, são apresentados a seguir. Estes dados foram obtidos através do programa principal utili

zando as constantes de grupo geradas pelo código MC², que são resumidas nas tabelas (6.5) e (6.6).

'Buckling' do Material - é mostrada na Figura (6.19) para duas frações de volume do combustível (V/o).

Enriquecimento - são vistas na Figura (6.20) os enriquecimentos necessários para criticalidade como funções do volume do caroço e da fração de volume do combustível.

Taxa de Regeneração - encontram-se nas Figuras (6.21) e (6.22) respectivamente as taxas de regeneração do caroço e total, como funções do volume do caroço e da fração de volume do combustível.

A taxa de regeneração do caroço e a taxa de regeneração total crescem com o volume do caroço.

Segundo a Figura (6.23) vemos que a taxa de regeneração do caroço pode ser determinada pelo enriquecimento.

Inventário Físsil - é visto na Figura (6.24).

Tempo de Dobramento - é mostrado na Figura (6.25).

Distância Extrapolada - na Figura (6.26) vemos que a fração de volume do combustível é o fator determinante da variação da distância extrapolada, mas pelas barras da figura observamos que o volume do caroço também tem alguns efeitos.

Distribuição do Fluxo de Nêutrons - é mostrada na Figura (6.27) um exemplo da distribuição do fluxo de nêutrons, no caso em que o volume do caroço é de $\sim 3\text{m}^3$, e a fração de volume do combustível de 30%.

6.7 Resultados Obtidos pelo Código CITATION

A nível de comparação, utilizamos o programa CITATION para calcularmos as dimensões críticas e as taxas de regeneração totais para os dois tipos de reatores considerados, o GCFR e LMFBR carregados respectivamente por $(^{233}\text{U-Th})\text{O}_2$ e $(^{233}\text{U-Th})$ metálico. Assumimos para cada um deles um valor de enriquecimento (V/o) e verificamos através dos resultados obtidos, os quais estão na Tabela (6.7), que a margem de erro existente entre o código CITATION e o nosso método (Programa Principal) é da ordem de 1 a 4%.

Tabela (6.7) - Erro porcentual entre o código CITATION e o Programa principal.

Enriquecimento	Tipo de Reatores	Fração de volume do combustível	CITATION		PROGRAMA PRINCIPAL		Erro Porcentual do raio	Erro Porcentual da Taxa de Regeneração
			Raio Crítico (cm)	Taxa de Regeneração	Raio Crítico (cm)	Taxa de Regeneração		
(V/o)	T	FV _c (%)					E _R (%)	E _{TR} (%)
10,78	GCFR	30	200, 5855	1,0804	198,3841	1,0639	1,11	1,55
7,63	LMFBR	30	97,8091	1,1345	97,0061	1,0900	0,83	4,08

O programa CITATION foi também utilizado para poder mos explicar a alta fuga de nêutrons no reator do tipo GCFR alimentado por ($^{233}\text{U-Th}$) óxido, para pequenos volumes ($\sim 6\text{m}^3$) e com fração de volume do combustível de 30%, quando compara dos com volumes maiores. Na Tabela (6.8) estão resumidos tais resultados.

Tabela (6.8) - Fuga de nêutrons para o GCFR com diferentes vo lumes de caroço e fração de volume do combustí vel de 30%.

FRAÇÃO DE VOLUME DO COMBUSTÍVEL (%)	ENRIQUECI MENTO (v/o)	VOLUME DO CAROÇO (m^3)	FUGA DE NÊU TRONS (nêu- trons/seg).
30	11,73	- 6,00	$133,155 \times 10^{24}$
30	10,78	-12,00	$120,094 \times 10^{24}$

Esta explicação se fez necessária, devido ao fato de que para o caso do GCFR com volumes da ordem de 6m^3 e com $FV_c = 30\%$, obtivemos tempos de dobramento maiores do que para os outros volumes (maiores do que 6m^3 e com $FV_c = 30\%$); isto é devido a alta fuga de nêutrons como é mostrada na Tabela (6.7).

6.8 Resumo e Discussões dos Resultados

Através dos resultados obtidos podemos dizer que o reator do tipo LMFBR é melhor do que do tipo GCFR, no ciclo do tório. Neste caso, o LMFBR pode atingir tempos de dobramento

da ordem de 10 a 12 anos, como foi sugerido na Ref. (27).

Das análises feitas podemos também concluir as seguintes características gerais dos reatores rápidos:

- (1) o enriquecimento diminui com o aumento do volume do caroço, para um valor fixo de fração de volume do combustível;
- (2) o enriquecimento diminui quanto maior for a fração de volume do combustível, para um mesmo volume do caroço;
- (3) a taxa de regeneração do caroço aumenta quanto maior for o volume caroço, para uma mesma fração de volume do combustível;
- (4) a taxa de regeneração do caroço aumenta com o crescimento da fração de volume do combustível, para um dado volume;
- (5) a taxa de regeneração pode ser determinada unicamente pelo enriquecimento (ver as Figuras (6.14) e (6.23));
- (6) a taxa de regeneração total aumenta para maiores valores de fração de volume do combustível;
- (7) o inventário do material físsil cresce com o aumento da fração de volume do combustível, para um dado vo

lume do caroço;

- (8) os tempos de dobramento são curtos quanto menores forem os volumes do caroço, pois para altas densidades de potência temos pequenos volumes de caroço os quais resultam em curtos tempos de dobramento; e
- (9) os tempos de dobramento diminuem com o aumento da fração de volume do combustível.

Baseados nas análises feitas acima concluímos que, para atingirmos curtos tempos de dobramento, é melhor ter - se altas densidades de potência e maiores frações de volume do combustível. Os limites destes dois parâmetros (T_D e FV_C) são determinados pelas características termo-hidráulicas. Por outro lado, um pequeno volume do caroço significa que a taxa de regeneração e o inventário do caroço são pequenos; conseqüentemente o decaimento da reatividade do sistema, devido à queima do combustível, é rápido, o que torna mais freqüente o recarregamento do reator.

No projeto de um reator regenerador são necessárias otimizações nos projetos das barras de combustível e nas características citadas anteriormente como: o volume do caroço, a fração de volume do combustível, etc.

Tabela (6.3) - Constantes de grupo obtidas para o GCFR, pelo Código MC² e em um grupo de energia.

FV _C (%)	E (V/φ)	²³³ N (átomos/barns cm)	²³² N (átomos/barns cm)	B ² _M (x10 ⁻⁴ cm ⁻²)	τ _{TR} (x10 ⁻³ cm ⁻¹)	τ ₃ (x10 ⁻³ cm ⁻¹)	v _f (cm ⁻¹)	τ _c (x10 ⁻³ cm ⁻¹)
COMPOSIÇÃO PARA O CAROÇO								
25	13,50	8,24x10 ⁻⁴	4,93x10 ⁻³	5,7338	1,09832	3,61954	5,34929x10 ⁻³	1,51999
25	12,70	7,76x10 ⁻⁴	4,98x10 ⁻³	5,1741	1,10697	3,54897	5,09696x10 ⁻³	1,54318
25	12,32	7,52x10 ⁻⁴	5,00x10 ⁻³	4,8915	1,11108	3,51261	4,97025x10 ⁻³	1,55932
30	11,73	8,60x10 ⁻⁴	6,04x10 ⁻³	6,1249	1,26711	4,09011	5,68904x10 ⁻³	1,85423
30	11,12	8,15x10 ⁻⁴	6,08x10 ⁻³	5,1520	1,27538	4,02369	5,45008x10 ⁻³	1,87763
30	10,78	7,90x10 ⁻⁴	6,10x10 ⁻³	5,5160	1,27999	3,98659	5,31666x10 ⁻³	1,89478
35	10,60	9,60x10 ⁻⁴	7,13x10 ⁻³	6,5219	1,43334	4,57485	6,07754x10 ⁻³	2,18427
35	10,10	8,64x10 ⁻⁴	7,17x10 ⁻³	5,8451	1,44178	4,51500	5,85273x10 ⁻³	2,21141
35	9,80	8,44x10 ⁻⁴	7,19x10 ⁻³	5,5166	1,44602	4,48701	5,74524x10 ⁻³	2,22504
COMPOSIÇÃO PARA O COBERTOR AXIAL								
25	-	2,50x10 ⁻⁷	5,70x10 ⁻³	0,0	1,25686	1,91853	8,76998x10 ⁻⁵	1,88062
30	-	3,00x10 ⁻⁷	6,84x10 ⁻³	0,0	1,42804	2,27454	1,08988x10 ⁻⁴	2,22747
35	-	3,50x10 ⁻⁷	7,89x10 ⁻³	0,0	1,59827	2,62950	1,30582x10 ⁻⁴	2,57313
COMPOSIÇÃO PARA O COBERTOR RADIAL								
50	-	5,00x10 ⁻⁷	1,14x10 ⁻²	0,0	2,10143	3,69209	1,96495x10 ⁻⁴	3,60737

Tabela (6.4) - Secções de Choque Microscópicas Geradas para o GCFR, pelo Código MC² e em um grupo de energia.

FV _C (%)	E (V/o)	σ_a^{233} (barns)	σ_f^{233} (barns)	σ_c^{233} (x10 ⁻¹ barns)	σ_c^{232} (x10 ⁻¹ barns)	σ_f^{232} (x10 ⁻² barns)
COMPOSIÇÃO PARA O CAROÇO						
25	13,50	2,7003	2,4734	2,2689	2,5299	1,2465
25	12,70	2,7367	2,5031	2,3355	2,5707	1,2011
25	12,32	2,7563	2,5191	2,3715	2,5918	1,1784
30	11,73	2,7518	2,5157	2,3609	2,5873	1,1964
30	11,12	2,7860	2,5436	2,4236	2,6229	1,1583
30	10,78	2,8062	2,5601	2,4609	2,6436	1,1369
35	10,60	2,7899	2,5470	2,4290	2,6270	1,1641
35	10,10	2,8209	2,5723	2,4861	2,6581	1,1315
35	9,88	2,8365	2,5850	2,5149	2,6734	1,1158
COMPOSIÇÃO PARA O COBERTOR AXIAL						
25	-	-	-	-	3,1375	-
30	-	-	-	-	3,1183	-
35	-	-	-	-	3,1031	-
COMPOSIÇÃO PARA O COBERTOR RADIAL						
50	-	-	-	-	3,0734	-

Tabela (6.5) - Constantes de grupo para o LMFBR, pelo Código MC² e em um grupo de energia.

FV _c (%)	E (V/o)	N ²³³ (átomos/barns ·cm)	N ²³² (átomos/barns ·cm)	B ^{2M-2} (x10 ⁻⁴ cm ⁻²)	Σ ^{TR} (x10 ⁻¹ cm ⁻¹)	Σ _a (x10 ⁻³ cm ⁻¹)	νΣ _f (cm ⁻¹)	Σ _c (x10 ⁻³ cm ⁻¹)
COMPOSIÇÃO PARA O CAROÇO								
30	7,63	1,13x10 ⁻³	8,42x10 ⁻³	8,4065	1,39594	5,01702	7,00770x10 ⁻³	2,26824
30	7,28	1,08x10 ⁻³	8,46x10 ⁻³	7,6586	1,40368	4,94048	6,74286x10 ⁻³	2,29380
30	7,00	1,03x10 ⁻³	8,48x10 ⁻³	6,9098	1,41023	4,85931	6,47689x10 ⁻³	2,31552
40	6,64	1,31x10 ⁻³	1,14x10 ⁻²	9,0592	1,52694	6,01233	7,96701x10 ⁻³	2,88860
40	6,40	1,26x10 ⁻³	1,14x10 ⁻²	8,2442	1,53117	5,92547	7,69791x10 ⁻³	2,90569
40	6,23	1,23x10 ⁻³	1,14x10 ⁻²	7,7513	1,53386	5,87371	7,53632x10 ⁻³	2,91639
COMPOSIÇÃO PARA O COBERTOR AXIAL								
30	-	3,00x10 ⁻⁷	9,12x10 ⁻³	0,0	1,56770	2,76373	1,32442x10 ⁻⁴	2,32612
40	-	4,00x10 ⁻⁷	1,22x10 ⁻²	0,0	1,69665	3,54361	1,80588x10 ⁻⁴	3,10010
COMPOSIÇÃO PARA O COBERTOR RADIAL								
50	-	5,00x10 ⁻⁷	1,52x10 ⁻²	0,0	1,82052	4,25166	2,27984x10 ⁻⁴	4,15321

Tabela (6.6) - Secções de Choque Microscópicas geradas para o LMFBR, pelo Código MC² e em um grupo de energia.

FV_C (g)	E (V/o)	σ_a^{233} (barns)	σ_f^{233} (barns)	σ_c^{233} ($\times 10^{-1}$ barns)	σ_c^{232} ($\times 10^{-1}$ barns)	σ_f^{232} ($\times 10^{-2}$ barns)
COMPOSIÇÃO PARA O CAROÇO						
30	7,63	2,5518	2,3454	2,0641	2,3207	1,1696
30	7,28	2,5720	2,3616	2,1035	2,3473	1,1351
30	7,00	2,5936	2,3790	2,1457	2,3747	1,1011
40	6,64	2,4771	2,2842	1,9293	2,2439	1,1532
40	6,40	2,4903	2,2949	1,9548	2,2646	1,1245
40	6,23	2,4958	2,3017	1,9709	2,2775	1,1071
COMPOSIÇÃO PARA O COBERTOR AXIAL						
30	-	-	-	-	2,8784	-
40	-	-	-	-	2,7767	-
COMPOSIÇÃO PARA O COBERTOR RADIAL						
50	-	-	-	-	2,6821	-

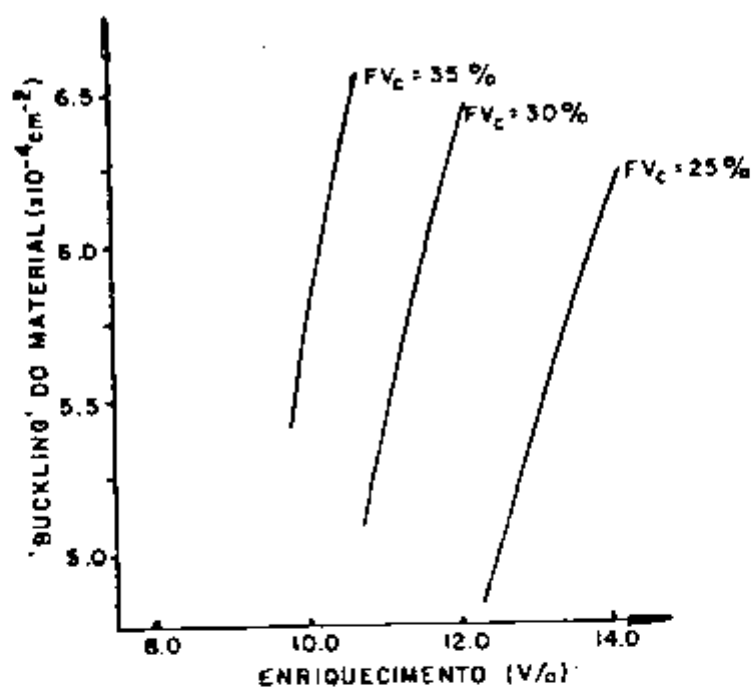


Figura (6.10) - 'Buckling' do material x enriquecimento do GCFR.

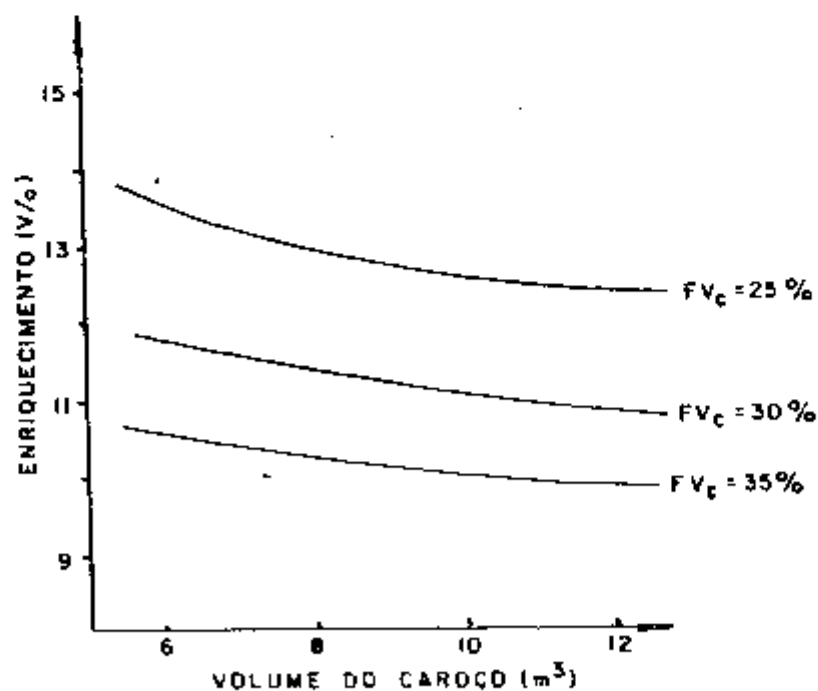


Figura (6.11) - Enriquecimento x volume do carvão do GCFR.

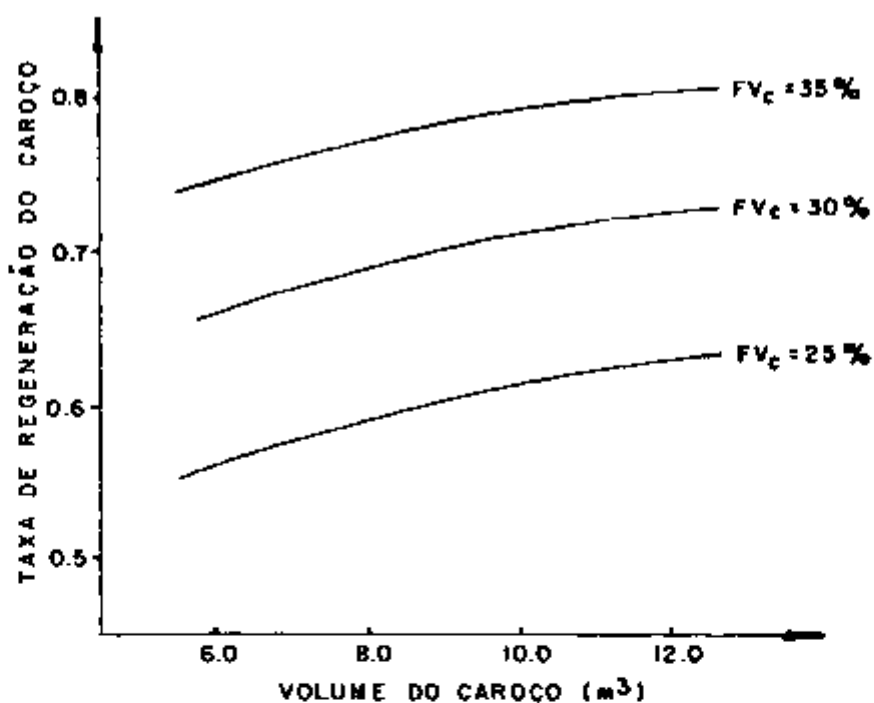


Figura (6.12) - Taxa de regeneração do carvão x volume do carvão do GCFR.

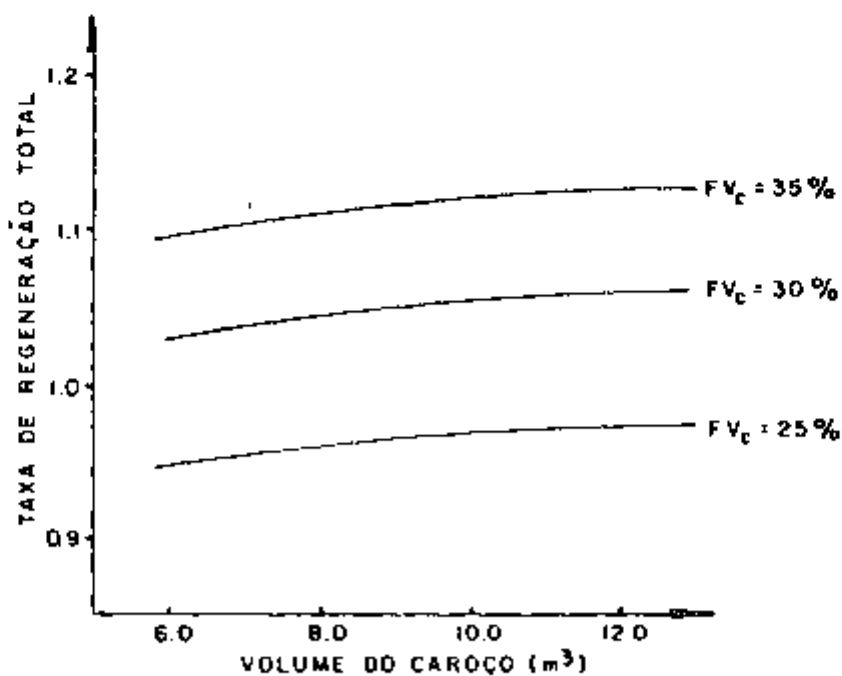


Figura (6.13) - Taxa de regeneração total x volume do carvão do GCFR.

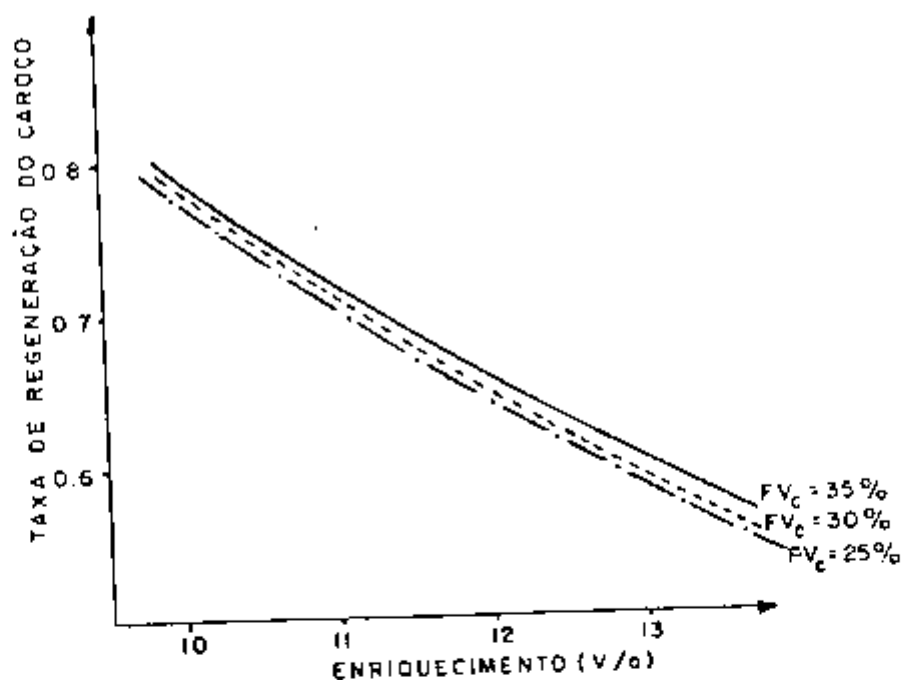


Figura (6.14) - Taxa de regeneração do caroço x enriquecimento do GCFR.

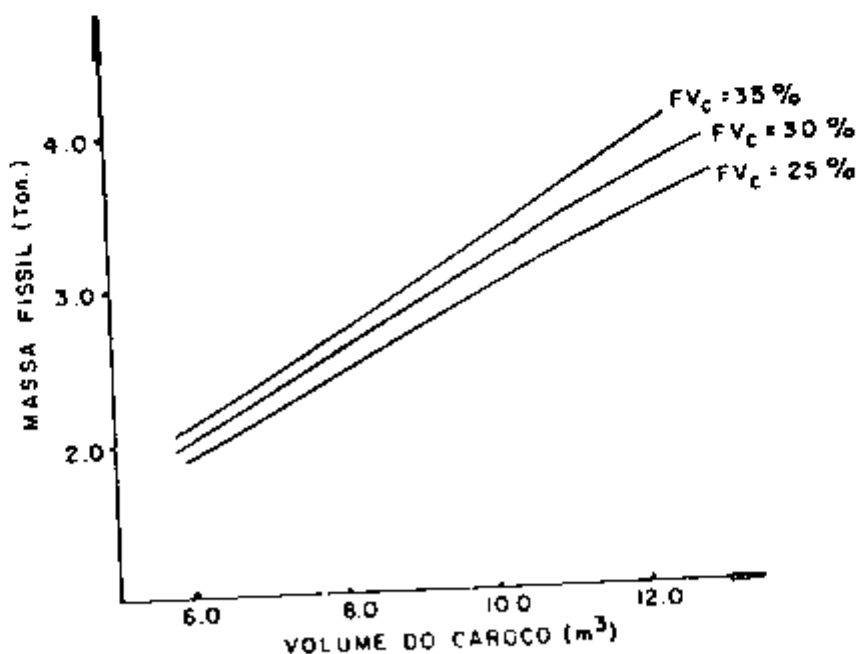


Figura (6.15) - Massa fissil x volume do caroço do GCFR.

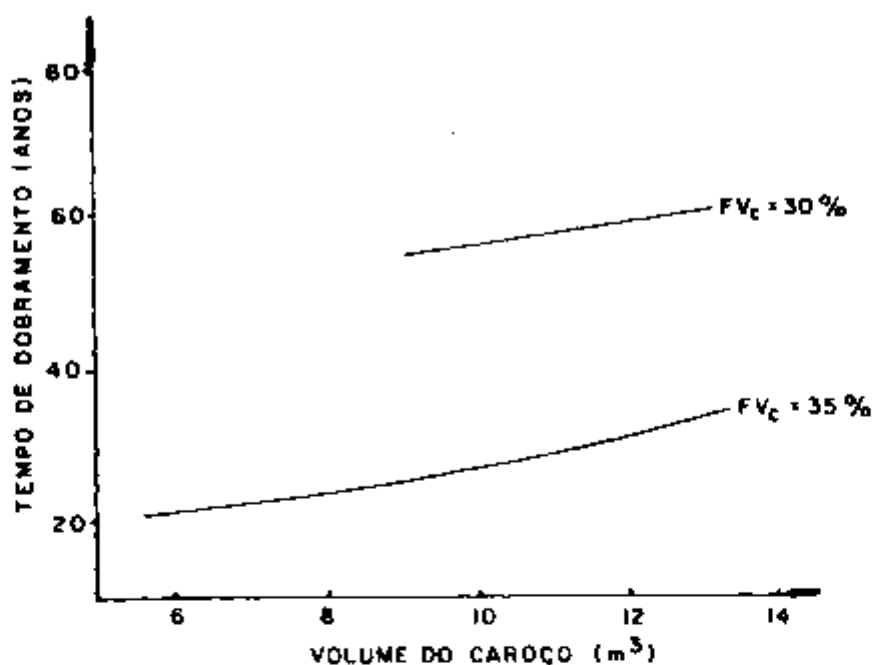


Figura (6.16) - Tempo de dobramento x volume do caroço do GCFR.

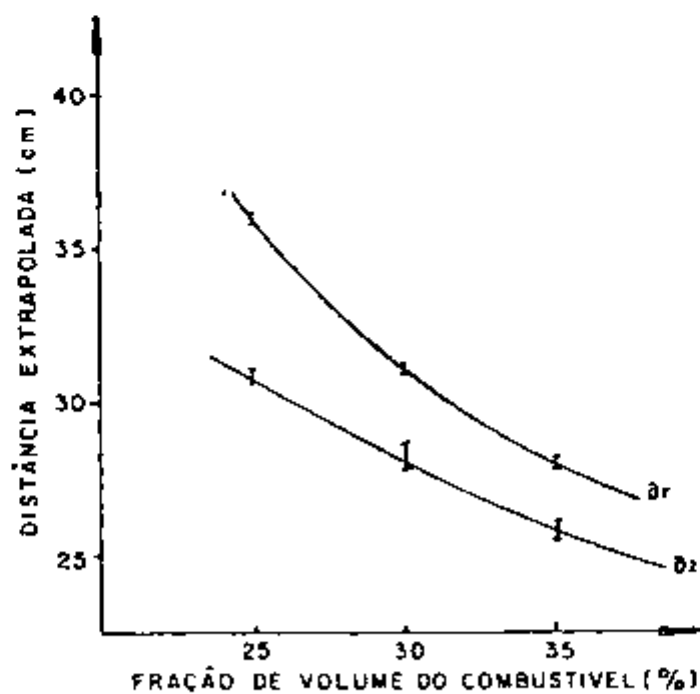


Figura (6.17) - Distância extrapolada x fração de volume do combustível do GCFR.

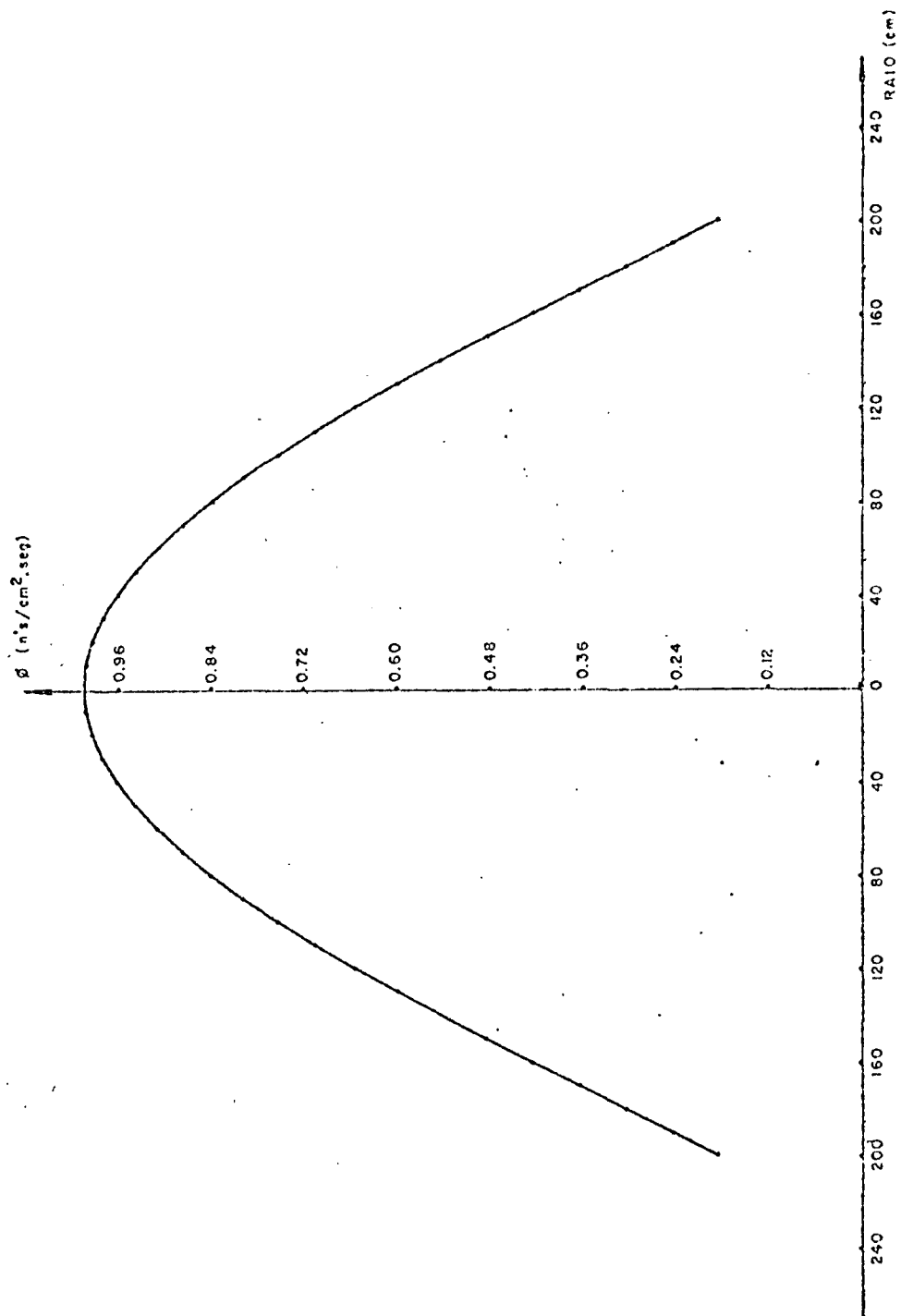


Figura (6.18) - Distribuição do Fluxo para o GCFR com $FV_C = 30\%$, $V \sim 12m^3$ e em um grupo de energia.

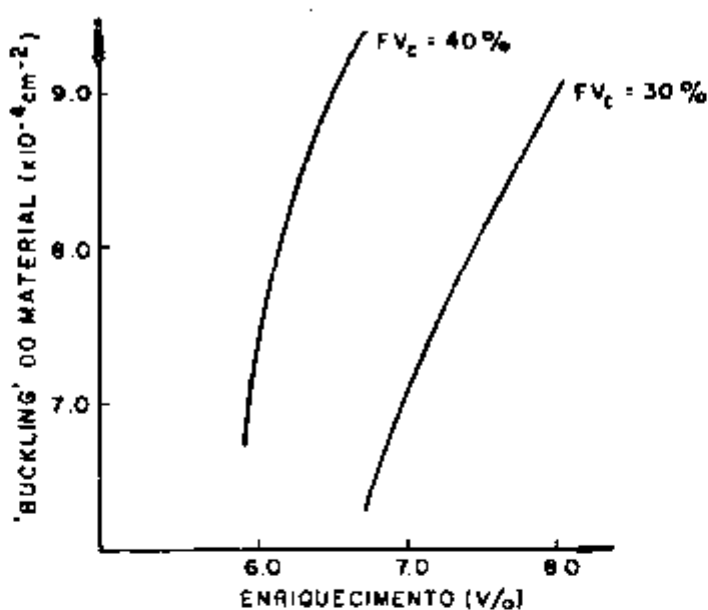


Figura (6.19) - 'Buckling' do material x enriquecimento do LMFBR.

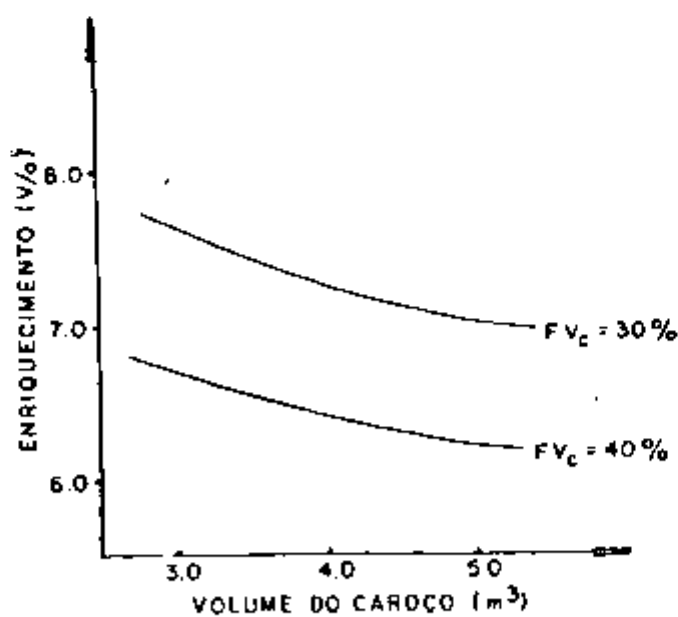


Figura (6.20) - Enriquecimento x volume do caroço do LMFBR.

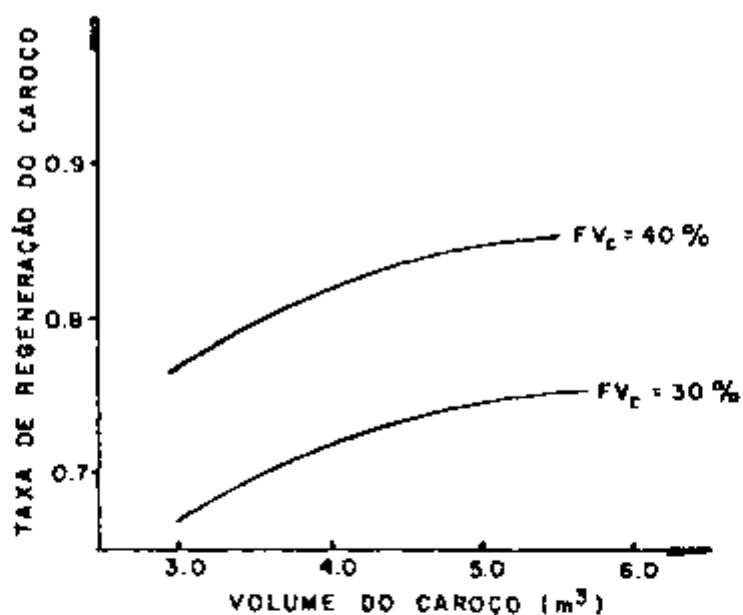


Figura (6.21) - Taxa de regeneração do carvão x volume do carvão do LMFBR.

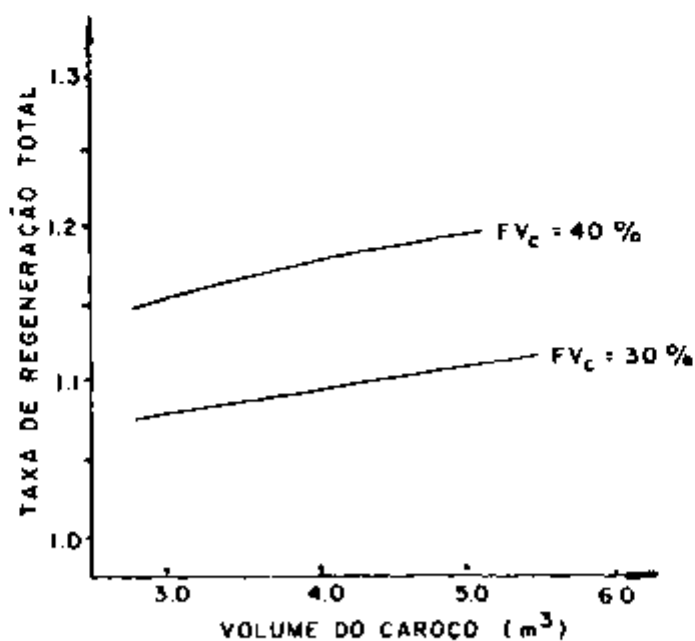


Figura (6.22) - Taxa de regeneração total x volume do carvão do LMFBR.

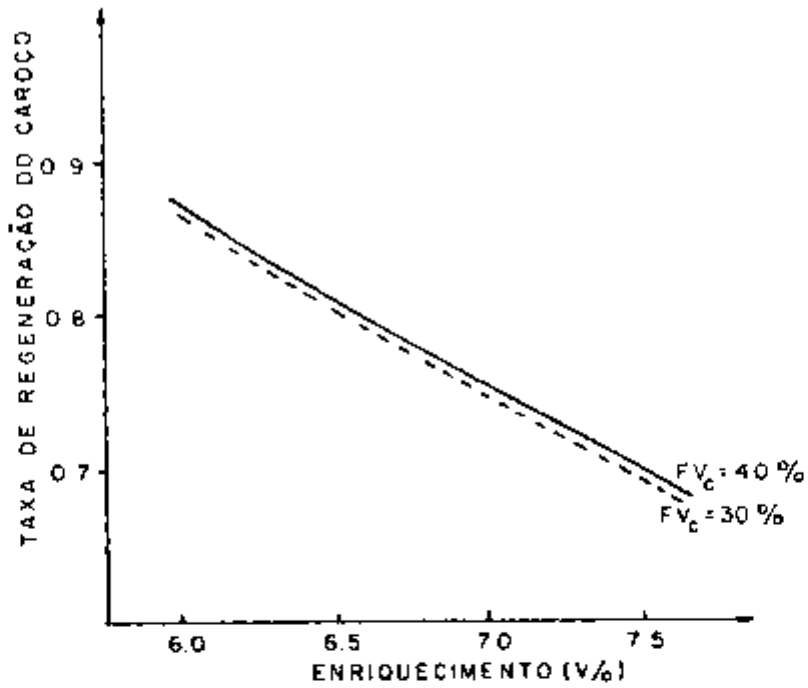


Figura (6.23) - Taxa de regeneração do caroço x enriquecimento do LMFBR.

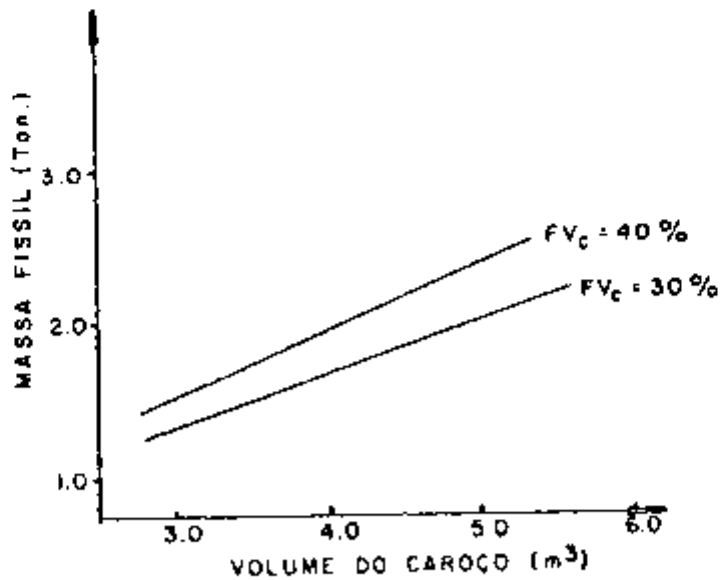


Figura (6.24) - Massa físsil x volume do caroço do LMFBR.

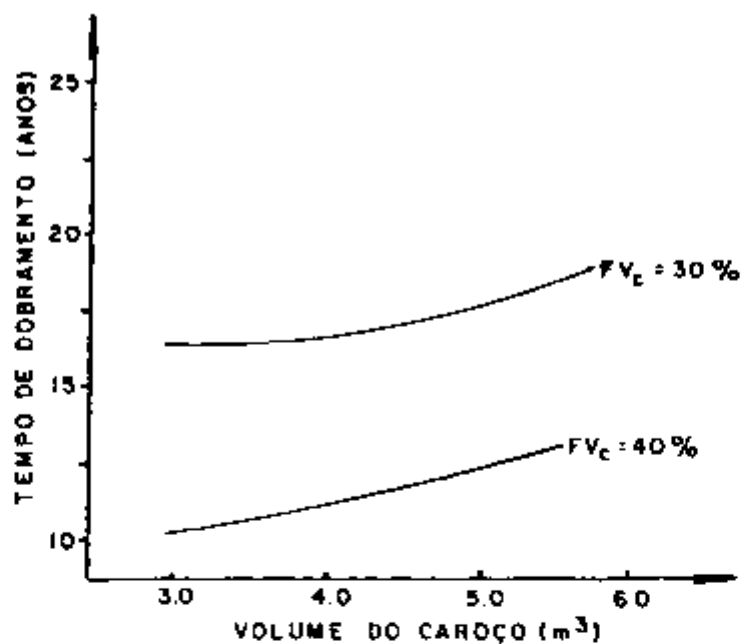


Figura (6.25) - Tempo de dobramento x volume do caroço do LMFBR.

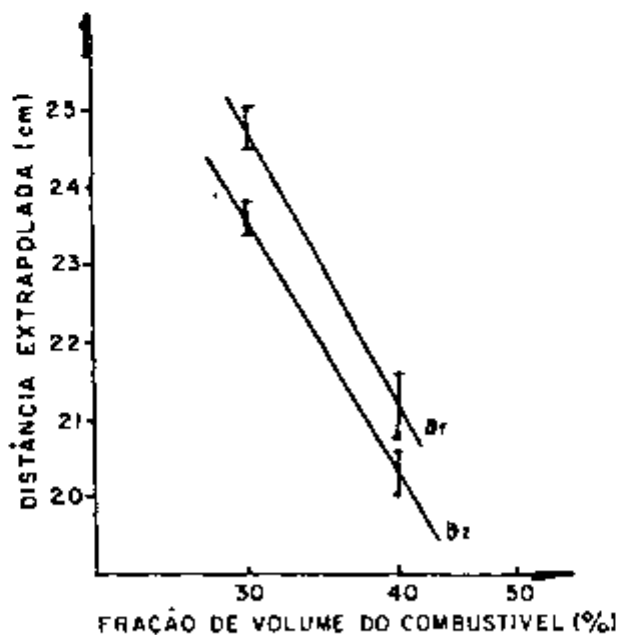


Figura (6.26) - Distância extrapolada x fração de volume do combustível do LMFBR.

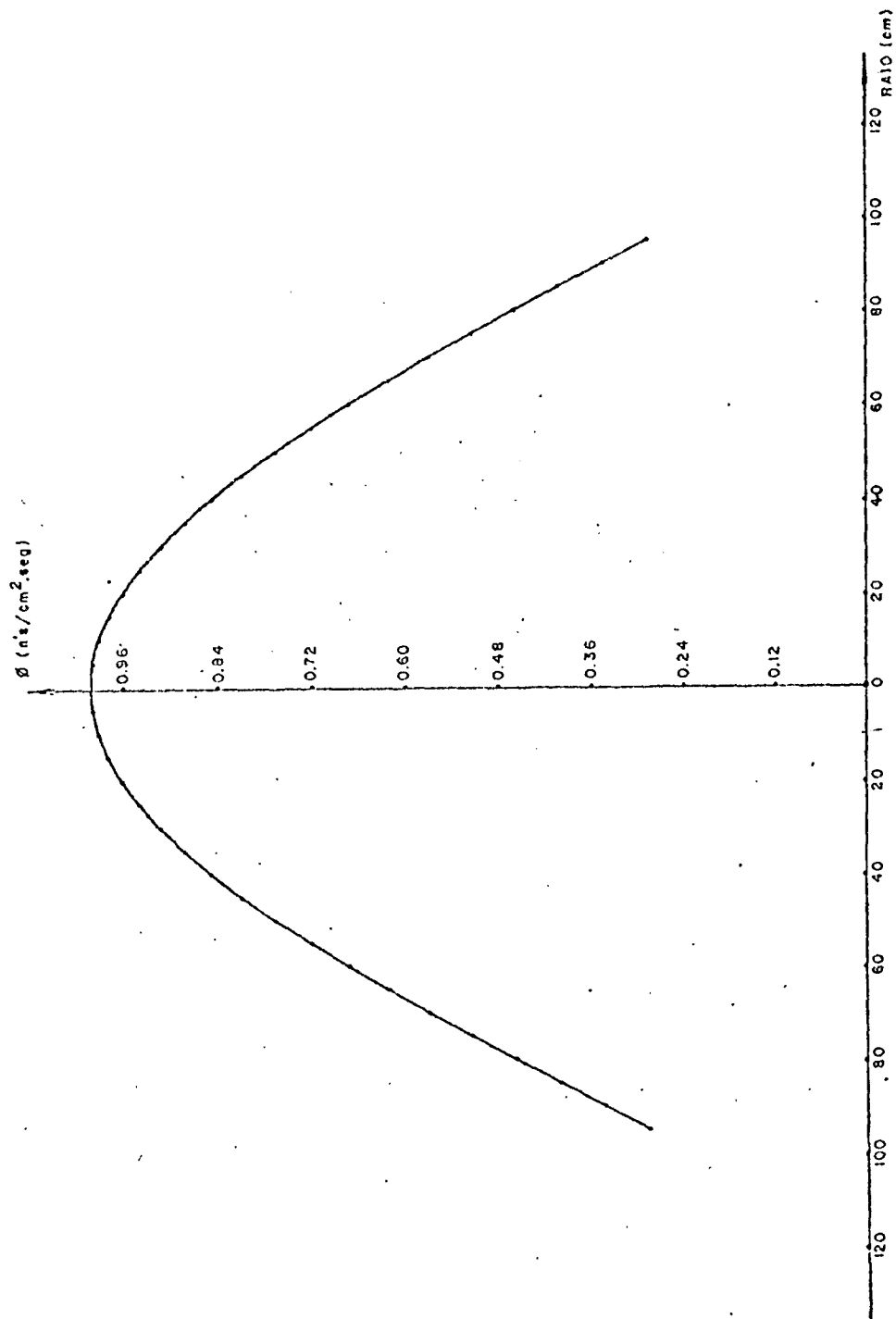


Figura (6.27) - Distribuição do fluxo para um LMFBR com $FV_C = 30\%$, $V \sim 3m^3$ e em um grupo de energia.

7. CONCLUSÕES E SUGESTÕES

7.1 Conclusões

O aproveitamento do tório como fonte de energia nuclear é de grande interesse em todo mundo e especialmente no Brasil, pois estima-se que a quantidade de tório no país seja cerca de cinco vezes maior do que a de urânio. Este assunto, atualmente, tem sido estudado por vários pesquisadores e em vários países. Os resultados obtidos nestes estudos mostram que o tório pode ser utilizado nos atuais reatores nucleares como suplemento do urânio, o que minimiza a sua demanda. No caso dos reatores regeneradores é mais difícil de realizá-los no ciclo puro do tório do que no ciclo do urânio, pois necessitam de novas tecnologias e resultam em longos tempos de dobramento.

Para que o tório seja bem aproveitado é necessário um tipo de reator regenerador com pequenos tempos de dobramento.

Recentemente o tipo de reator regenerador sugerido é o LMFBR carregado com ($^{233}\text{U-Th}$) metálico⁽²⁷⁾, o qual pode atingir tempos de dobramento da ordem de 10 anos. Mas por outro lado sabe-se também que o GCFR com o ciclo do urânio pode atingir tempos de dobramento menores do que para o LMFBR.

Neste trabalho foram analisados, como uma primeira fase da pesquisa de reatores regeneradores com o ciclo puro

do tório, as dependências das características neutrônicas destes dois tipos de reatores em relação aos parâmetros do projeto. Como parte desta análise foram também estudados métodos básicos de cálculos de constantes nucleares e de análise das principais características dos reatores considerados.

O propósito deste trabalho foi o de analisar e comparar as características de criticalidade e de regeneração dos reatores GCFR alimentado por ($^{233}\text{U-Th}$) óxido e LMFBR carregado com ($^{233}\text{U-Th}$) metálico, ambos de 2500 a 3000MW(th) de potência. Para o GCFR as densidades médias de potência típicas são de 200-300MW/m³ atingindo até 500MW/m³. Portanto foram considerados volumes do caroço no intervalo de 6-12m³. As frações de volume consideradas para esta análise foram de 25, 30 e 35%, e são assumidas densidades teóricas. No caso do LMFBR as densidades médias de potência típicas são de 600-700MW/m³ e podem chegar até 900MW/m³. Logo os volumes de caroço considerados estão na faixa de 3-5m³, e as frações de volume assumidas foram de 30 e 40%, e também foram consideradas densidades teóricas. A temperatura do caroço foi de 2939K para os dois casos.

A partir destes dados fizemos uma comparação destes dois tipos de reatores e obtivemos algumas conclusões gerais sobre a otimização de seus projetos.

No aspecto de projeto conclui-se que as características de regeneração e de tempo de dobramento poderão ser melhoradas com maiores densidades de potência e mais altas fra

ções de volume do combustível. Para se estabelecer limites nestes parâmetros devem ser consideradas análises termo-hidráulicas e projetos das varetas de combustível.

A partir dos resultados obtidos verifica-se que a taxa de regeneração total para o GCFR pode chegar no máximo a 1,1, enquanto que a taxa de regeneração para o LMFBR pode atingir a 1,2. Sabe-se que a expressão da taxa de regeneração ($T.R. = n - 1 - L$) apenas poderá ser otimizada pelo parâmetro L (que é o número de nêutrons perdidos por fuga ou captura), e através da Tabela (6.3) verificamos que, para os GCFRs carregados com $(^{233}\text{U-Th})\text{O}_2$, as capturas parasíticas em todos os materiais do reator são pequenas. Portanto, não se tem muitas opções para melhorar a taxa de regeneração para este tipo de reator com o ciclo do tório.

Por meio dos resultados alcançados observamos que para o LMFBR os tempos de dobramento são menores do que para o GCFR. A razão principal é que foram assumidos menores volumes para o caroço do LMFBR, os quais nos levaram a encontrar os pequenos inventários físséis, as maiores taxas de regeneração e os curtos tempos de dobramento, quando comparados com o GCFR.

O tempo de dobramento de um sistema em operação é determinado não apenas por parâmetros, tais como a taxa de regeneração, mas também pelas condições de operação da usina. No caroço é desejável uma taxa de regeneração unitária, pelos seguintes motivos:

- é mínima a necessidade de absorvedores de contro

le, o que reduz a captura parasítica; e

- a operação do sistema não é limitada pela perda de reatividade devido à queima.

Observamos por meio dos resultados obtidos que a taxa de regeneração no caroço cresce com o aumento do volume do mesmo. Isto pode ser visto por outro ponto de vista: com um maior volume do caroço, o enriquecimento é baixo, e a taxa de regeneração é mais alta, a qual pode ser determinada quase que unicamente pelo enriquecimento. Verifica-se então que menores enriquecimentos são preferíveis para se obter melhores taxas de regeneração; e analisando os resultados vê-se que é muito difícil atingir uma taxa de regeneração igual a 1,0 no caroço, com o ciclo do tório. O enriquecimento tem um limite inferior, e a fração de volume do combustível um limite superior, e são preferíveis pequenos caroços para que se obtenha menores tempos de dobramentos.

Conseqüentemente, serão necessárias otimizações destes parâmetros levando-se em conta outros fatores, tais como o tempo de recarregamento do reator, os custos, etc.

A conclusão principal a que chegamos neste trabalho é que, o LMFBR carregado com combustível do tipo metálico no ciclo do tório pode atingir tempos de dobramento do reator por volta de 10-12 anos, e que o reator GCFR analisado apresenta piores características de regeneração do que o LMFBR, ambos no ciclo do tório. Esta conclusão vem confirmar os resultados

que foram anteriormente obtidos por R.A. Karam⁽²⁷⁾, em que o LMFBR no ciclo do tório e com combustível do tipo metálico pode atingir curtos tempos de dobramento (~ 10 anos).

7.2 Próximos Passos

Estão relacionados abaixo alguns tópicos de pesquisa para trabalhos futuros:

- (1) investigação de multiregiões no caroço;
- (2) investigação de outros tipos de combustível como :
 - ($^{233}\text{U-Th}$) na forma de carbeto ou metal para o GCFR,
 - e
 - ($^{233}\text{U-Th}$) na forma de carbeto para o LMFBR;
- (3) recalcular as características básicas do GCFR e LMFBR através do código CITATION, em um maior número de grupos de energia (~ 15 grupos), utilizando o programa MC^2 para o cálculo das constantes de grupo. Nesta mesma sugestão poderá ser construído um programa que acople a saída do MC^2 com a entrada do CITATION, condensando-os em um único programa que forneça diretamente os parâmetros desejados;
- (4) análise termo-hidráulica do LMFBR carregado com combustível metálico;
- (5) análise do ciclo do combustível iniciado com ^{235}U , com o LMFBR acima citado;

- (6) cálculo da queima do combustível e análise do sistema de controle; e
- (7) cálculo dos coeficientes de vazio do sódio, e do efeito Doppler e análise da segurança inerente ao sistema.

APÊNCICE A - CARTOES DE CONTROLEA.I - Cartões de Controle para a Operação do Código MC²

```
// EXEC ARCSP005,REGION=2000k,
//      GRPVOLM=',VOL=SER=TRAB01',
//      RESOLVOL=',VOL=SER=TRAB01'
//STP005.STEPLIB DD DSN=ARCIBCOM,DISP=SHR,UNIT=3330,
// VOL=SER=ID0010
//      DD DSN=B05432,KARAM,MODLIB,DISP=OLD,UNIT=3330,
// VOL=SER=ID0010
//      DD DSN=ARC.MODLIB,DISP=SHR,UNIT=3330,
// VOL=SER=ID0010
//STP005.SYSTEM DD *
BLOCK=OLD
DATASET=XS.ENDF
DATASET=XS.ENDF3
BLOCK=STP005
DATASET=A.XSSPC
.
.
.
.
.
/*
```

Cartões de dados

A seguir daremos alguns exemplos.

Exemplo (A.1). No caso de um GCFR alimentado por $(^{233}\text{U-Th})\text{O}_2$, com $E=11,12\text{V/o}$, $FV_c = 30\%$ e em um grupo de energia, foram utilizados os seguintes cartões de dados para o cálculo das constan

tes de grupo:

```

01 *CALCULO DAS SECOES DE CHOQUE PARA 1-GRUPO DE ENERGIA E=11.12%OXIDO
03      1      2 1041      0      0      1      0.25      1
04      1      1.00E+07      2      0.0025
05      0.309      0.564
06 U-2332U233      0      8.15E-04      293.      2.72E-03      0.
06 TH2323TH232      0      6.08E-03      293.      2.03E-02      0.
06 O-16 3O      0      1.38E-02      293.      4.60E-02      0.
06 FE 3FE      0      1.27E-02      293.      0.0      1.82E-0
06 HE 3HE      0      1.36E-04      293.      0.0      1.94E-0
07      5.50E-04      5.57E-04      1.E-06
11      0      0      0      1      0      0
    
```

Exemplo (A.2). No caso de um LMFBR carregado com ($^{233}\text{U-Th}$) me
tálico, com $E=6,64\text{v/o}$, $FV_c = 40\%$ e em um grupo de energia, pa
ra o cálculo das constantes de grupo foram utilizados os se
guintes cartões de dados:

```

01 *CALCULO DAS SECCOES DE CHOQUE PARA 1-GRUPO DE ENERGIA E=6.64%METAL
03      1      2 1041      0      0      1      0.25      1
04      1      1.00E+07      2      1.00E+02
05      0.182      0.288
06 U-2332U233      0      1.31E-03      293.      3.27E-03      0.
06 TH2323TH232      0      1.14E-02      293.      2.84E-02      0.
06 FE 3FE      0      1.27E-02      293.      0.0      2.12E-0
06 NA23 3NA      0      1.06E-02      293.      0.0      1.77E-0
07      4.90E-04      5.00E-04      1.E-06
11      0      0      0      1      0      0
    
```



```
//FT16F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//FT17F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(3520,(100,50))
//FT18F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(3520,(100,50))
//FT19F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//F30F001 DD UNIT=SYSDA,SPACE=(13000,(100,50))
//
```

Exemplo(A.3). Para o cálculo do raio crítico de um LMFBR carregado com (^{233}U - ^{232}Th) metálico de $E=7,63\text{v/o}$, $FV_c = 30\%$ e em um grupo de energia, usamos os seguintes cartões de dados:

CALCULO DO RAO CRITICO DE UM REATOR CILINDRICO EM 1 GRUPO DE ENERGIA E COMBUSTIVEL METALICO DE $E=7.63\text{V/\%}$.

```
001
      1 1 1 1 1 1
0
0
003
      0 2          7          1 0 0 1
0.0001
1.0      E+10          2500.          0.5
004
      20 90.0      10 40.
      10 50.      10 50.
005
      2 3
      1 3
008
      1 0 0
      1      1      2.38788      5.01702E-03      7.00770E-03
0
      2      1      2.12626      2.76373E-03      1.32442E-04
0
      3      1      1.830979      4.25166E-03      2.27984E-04
0
0
      1.0
028
      1 3 50
      1.0
      1
      0.001
0
999
0
```

Exemplo (A.4). Para o cálculo da taxa de regeneração de um LMFBR alimentado com ($^{233}\text{U-Th}$) metálico em um grupo de energia, com $E=7,63\text{V/o}$ e $FV_c = 30\%$, utilizamos os seguintes cartões de entrada:

CALCULO DA TAXA DE REGENFRACAO DE UM REATOR CILINDRICO EM 1 GRUPO				00000010
DE ENERGIA E COMBUSTIVEL METALICO E=7.63V/O.				00000020
.000				00000030
E				00000040
SECCOES DE CHUQUE MICROSCOPICAS DE 1 GRUPO - CAROCO.				00000050
-2	5	1		00000060
1.0				00000070
10.0	E+06			00000080
				00000090
				00000100
				00000110
				00000120
				00000130
				00000140
6	1	TH-232		00000150
232.		3.2042 E-11		00000160
				00000170
				00000180
				00000190
				00000200
				00000210
				00000220
				00000230
				00000240
				00000250
2.43766E-01	1.1696E-02	7.2918	2.3124	00000260
8	1	U-233		00000270
233.		3.2042 E-11		00000280
				00000290
				00000300
				00000310
				00000320
				00000330
				00000340
				00000350
				00000360
				00000370
2.5518	2.3454	6.8241	2.5582	00000380
33	1	FE-56		00000390
56.				00000400
				00000410
				00000420
				00000430
				00000440
				00000450
				00000460
				00000470
				00000480
				00000490

4.7291E-03		2.3784		00000500
25	1	NA-23		00000510
23.				00000520
				00000530
				00000540
				00000550
				00000560
				00000570
				00000580
				00000590
				00000600
				00000610
6.7588E-04		3.0984		00000620
78	2	BO-10		00000630
10.				00000640
				00000650
				00000660
				00000670
				00000680
				00000690
				00000700
				00000710
				00000720
				00000730
				00000740
2.00E-03				00000750
5				00000760
SECCOES DE CHOQUE MICROSCOPICAS DE 1 GRUPO - COBERTOR AXIAL.				00000770
-2	4	1		00000780
1.0				00000790
10.0	E+06			00000800
				00000810
				00000820
				00000830
				00000840
				00000850
6	1	TH-232		00000860
232.		3.2042 E-11		00000870
				00000880
				00000890
				00000900
				00000910
				00000920
				00000930
				00000940
				00000950
				00000960
2.93586E-01	6.1858E-03	8.4195	2.3057	00000970
8	1	U-233		00000980
233.		3.2042 E-11		00000990
				00010000
				00010100
				00010200
				00010300
				00010400
				00010500
				00010600
				00010700
				00010800
3.52817	3.1196	8.5469	2.5281	00010900
33	1	FE-56		00011000
56.				00011100
				00011200
				00011300
				00011400
				00011500
				00011600
				00011700
				00011800
				00011900
				00012000
5.2414E-03		2.8044		00012100
25	1	NA-23		00012200
23.				00012300
				00012400

					000C1250
					000C1260
					000C1270
					000C1280
					000C1290
					000C1300
					000C1310
					000C1320
					000C1330
					000C1340
					000C1350
					000C1360
					000C1370
					000C1380
					000C1390
					000C1400
					000C1410
					000C1420
					000C1430
					000C1440
					000C1450
					000C1460
					000C1470
					000C1480
					000C1490
					000C1500
					000C1510
					000C1520
					000C1530
					000C1540
					000C1550
					000C1560
					000C1570
					000C1580
					000C1590
					000C1600
					000C1610
					000C1620
					000C1630
					000C1640
					000C1650
					000C1660
					000C1670
					000C1680
					000C1690
					000C1700
					000C1710
					000C1720
					000C1730
					000C1740
					000C1750
					000C1760
					000C1770
					000C1780
					000C1790
					000C1800
					000C1810
					000C1820
					000C1830
					000C1840
					000C1850
					000C1860
					000C1870
					000C1880
					000C1890
					000C1900
					000C1910
					000C1920
					000C1930
					000C1940
					000C1950
					000C1960
					000C1970

5.5449E-04

3.4127

SECCOES DE CHCQUE MICROSCOPICAS DE 1 GRUPO - COBERTOR RADIAL.

-2 4 1

1.0

10.0 E+06

6

1

TH-232

232.

3.2042 E-11

2.684906E-1

6.3906E-03

8.0062

2.3129

8

1

U-233

233.

3.2042 E-11

2.88974

2.6163

7.6975

2.5370

33

1

FE-56

56.

4.9746E-03

2.5816

25

1

NA-23

23.

8.4727E-04

3.3416

4

001

1

1

1

1

1

1

1

APÊNDICE B - PROCEDIMENTO MATEMÁTICO UTILIZADO PARA O CÁLCULO
DAS DISTRIBUIÇÕES DOS FLUXOS E DAS CONDIÇÕES
CRÍTICAS.

Para determinarmos as distribuições dos fluxos para um reator totalmente coberto, foi necessário dividirmos os cálculos em duas partes. Na primeira parte deste estudo analisamos o reator nú radialmente, e em segundo lugar foi considerado o reator nú axialmente, os quais serão descritos em detalhes nas secções seguintes.

B.I - Reator Nú Radialmente

Inicialmente consideraremos o reator nú radialmente, como é visto na figura (6.5), onde R_0 é o raio, e a altura H é fixada no valor de 100cm. A equação de difusão para o caroço é dada por:

$$D_C \nabla^2 \phi_C - \Sigma_{aC} \phi_C + \eta_C \Sigma_{aFC} \phi_C = 0 \quad , \quad (B.1)$$

$$\text{onde : } \eta_C \Sigma_{aFC} = \eta_C \cdot f \cdot \Sigma_{aC} = k_{\infty} \Sigma_{aC} \quad , \quad (B.2)$$

$$f = \frac{\Sigma_{aFC}}{\Sigma_{aC}} \quad \text{e} \quad k_{\infty} = \eta_C \cdot f \quad , \quad (B.3)$$

e Σ_{aFC} = secção de choque macroscópica de absorção do combustível no caroço.

Utilizando as definições dadas acima podemos reescrever a equação (B.1) como:

$$\nabla^2 \phi_C + \frac{k_{\infty} - 1}{D_C} \Sigma_{aC} \phi_C = 0 \quad , \quad (B.4)$$

onde o 'buckling' do material no caroço é definido como:

$$B_C^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{L_C^2} = \text{'buckling' geométrico} \quad (B.5)$$

(onde, na condição de criticalidade $B_{MC}^2 = \text{'buckling' do mate}$
rial no caroço = B_C^2)

$$\text{e } L_C^2 = \frac{D_C}{\Sigma_a} = \text{comprimento de difusão.} \quad (B.6)$$

Logo a equação (B.4) pode ser escrita da seguinte maneira:

$$\nabla^2 \phi_C + B_C^2 \phi_C = 0 \quad . \quad (B.7)$$

O operador ∇^2 é escrito em coordenadas ci
lindricas, devido à geometria utilizada (reator cilíndrico) ,
portanto a equação (B.7) fica:

$$\frac{1}{r} \frac{\delta}{\delta r} r \frac{\delta \phi_C}{\delta r} + \frac{\delta^2 \phi_C}{\delta z^2} + B_C^2 \phi_C = 0 \quad . \quad (B.8)$$

$$\text{Definimos } B_C^2 = B_{rC}^2 + B_{zC}^2 \quad , \quad (B.9)$$

$$\text{onde } B_{rC}^2 = \left(\frac{2,405}{R_0} \right)^2 \quad , \quad (B.10)$$

$$R_0 = R + \delta_r \quad , \quad \delta_r = \text{distância extrapolada,} \quad (B.11)$$

e portanto temos que:

$$B_{z_C}^2 = B_C^2 - \left(\frac{2,405}{R_0}\right)^2 \quad . \quad (B.12)$$

A partir das definições dadas acima, podemos solucionar a equação (B.8) pelo método de separação de variáveis, ou seja:

$$\phi_C (r, z) = R_C (r) \cdot Z_C (z) \quad . \quad (B.13)$$

Portanto as equações em r e z são respectivamente:

$$\frac{1}{R_C} \frac{1}{r} \frac{d}{dr} r \frac{dR_C}{dr} + B_{r_C}^2 = 0 \quad (B.14)$$

e

$$\frac{1}{Z_C} \frac{d^2 Z_C}{dz^2} + B_{z_C}^2 = 0 \quad . \quad (B.15)$$

Resolvendo as equações (B.14) e (B.15) temos as seguintes gerais:

$$R_C (r) = A_1 J_0 (B_{r_C} \cdot r) + C_1 Y_0 (B_{r_C} \cdot r) \quad (B.16)$$

e

$$Z_C (z) = A_2 \cos (B_{z_C} \cdot z) + C_2 \sen (B_{z_C} \cdot z), \quad (B.17)$$

mas em vista da função Y_0 ser singular para $r \rightarrow 0$, consideramos

$C_1 = 0$, e como a função Z_C é simétrica em z temos que $C_2 = 0$.
A distribuição do fluxo no caroço é dada pela seguinte equação:

$$\phi_C(r, z) = AJ_0 \left(\frac{2,405}{R_0} \cdot r \right) \cdot \cos(B_{z_C} \cdot z) \quad (B.18)$$

No caso do cobertor axial, denotado pelo índice CA, a equação de difusão em um grupo de energia pode ser escrita como:

$$D_{CA} \nabla^2 \phi_{CA} - \Sigma_{aCA} \phi_{CA} + \eta_{CA} \Sigma_{aFCA} = 0 \quad (B.19)$$

com $\Sigma_{aCA} > \eta_{CA} \Sigma_{aFCA}$, pelo fato do cobertor axial possuir além do material estrutural e refrigerante, apenas material fértil.

Reescrevendo a equação (B.19) em coordenadas cilíndricas obtemos a seguinte equação:

$$\frac{1}{r} \frac{\delta}{\delta r} r \frac{\delta \phi_{CA}}{\delta r} + \frac{\delta^2 \phi_{CA}}{\delta z^2} - B_{CA}^2 \phi_{CA} = 0 \quad (B.20)$$

onde: $B_{CA}^2 = \frac{\Sigma_{aCA} - \eta_{CA} \Sigma_{aFCA}}{D_{CA}} = B_{MCA}^2$ = 'buckling' do material no cobertor axial. (B.21)

$$B_{z_{CA}}^2 = B_{CA}^2 + B_{r_{CA}}^2 \quad (B.22)$$

e

$$B_{r_{CA}}^2 = \left(\frac{2,405}{R_0}\right)^2 \quad . \quad (B.23)$$

Resolvendo a equação (B.20) pelo método de separação de variáveis, ou seja:

$$\phi_{CA} (r, z) = R_{CA} (r) Z_{CA} (z) \quad , \quad (B.24)$$

obtemos as correspondentes equações em r e z, respectivamente:

$$\frac{1}{R_{CA}} \frac{1}{r} \frac{d}{dr} r \frac{dR_{CA}}{dr} + B_{r_{CA}}^2 = 0 \quad (B.25)$$

e

$$\frac{1}{Z_{CA}} \frac{d^2 Z_{CA}}{dz^2} - B_{z_{CA}}^2 = 0 \quad . \quad (B.26)$$

Resolvendo as equações (B.25) e (B.26) temos as seguintes soluções gerais:

$$R_{CA} (r) = A_3 J_0 \left(\frac{2,405}{R_0} \cdot r\right) + C_3 Y_0 \left(\frac{2,405}{R_0} \cdot r\right) \quad (B.27)$$

e

$$Z_{CA} (z) = A_4 \cosh \left[B_{z_{CA}} (H/2 + c - z) \right] + C_4 \operatorname{sech} \left[B_{z_{CA}} (H/2 + c - z) \right] \quad . \quad (B.28)$$

Neste caso também consideramos $C_3 = 0$ pois a função Y_0 é singular para $r \rightarrow 0$, e pelo fato da função Z_{CA} ser zero na fronteira do reator, isto é, para $z = H/2 + C$, assumimos que $A_4 = 0$, e a equação para os valores positivos de z é dada por:

$$Z_{CA}(z) = C_4 \sinh \left[B_{z_{CA}} (H/2 + c - z) \right] \quad (B.29)$$

Por causa da simetria do sistema, a solução que é válida para ambos os valores, positivos e negativos, pode ser obtida substituindo-se z pelo valor absoluto de z , que é:

$$Z_{CA}(z) = C_4 \sinh \left[B_{z_{CA}} (H/2 + c - |z|) \right] \quad (B.30)$$

Obtemos assim a distribuição do fluxo no cobertor axial, que é dada pela seguinte equação:

$$\phi_{CA}(r, z) = C J_0 \left(\frac{2,405}{R_0} \cdot r \right) \sinh \left[B_{z_{CA}} (H/2 + c - |z|) \right] \quad (B.31)$$

Normalizando a constante A como sendo igual a unidade, que está na equação (B.18), e usando a condição de continuidade do fluxo na interface caroço-cobertor axial, ou seja, $\phi_C(r, H/2) = \phi_{CA}(r, H/2)$, que é dada pela seguinte equação:

$$\cos(B_{z_C} \cdot H/2) = C \sinh(B_{z_{CA}} \cdot c) \quad (B.32)$$

determinamos a constante C , ou seja,

$$C = \frac{\cos(B_{zC} \cdot H/2)}{\sinh(B_{zCA} \cdot c)} \quad (B.33)$$

Substituindo-se os valores das constantes A e C obtidas nas equações (B.18) e (B.31) tem-se que:

$$\phi_C(r, z) = J_0 \left(\frac{2,405}{R_0} \cdot r \right) \cdot \cos(B_{zC} \cdot z) \quad (B.34)$$

e

$$\phi_{CA}(r, z) = \frac{\cos(B_{zC} \cdot H/2)}{\sinh(B_{zCA} \cdot c)} \cdot J_0 \left(\frac{2,405}{R_0} \cdot r \right) \cdot \sinh[B_{zCA} (H/2 + c - |z|)] \quad (B.35)$$

Para o cálculo da condição de criticalidade usamos a condição da continuidade da corrente na interface caroço - cobertor axial, ou seja, $J_C(r, H/2) = J_{CA}(r, H/2)$; esta condição é dada pela equação:

$$B_{zC} \cdot D_C \cdot \tan(B_{zC} \cdot H/2) = B_{zCA} \cdot D_{CA} \cdot \cotg(B_{zCA} \cdot c) \quad (B.36)$$

B.II - Reator Nũ Axialmente

Admitiremos agora o reator nũ axialmente, conforme a figura (6.8); consideramos conhecida e fixa a altura $H=100\text{cm}$ e H_0 é dado por:

$$H_0 = H + 2\delta z, \quad \delta z = \text{distância extrapolada } z.$$

(B.37)

O cálculo da distribuição do fluxo para o caroço é análogo à equação (B.18), ou seja:

$$\phi_C(r, z) = A' J_0(B_{r_C} \cdot r) \cdot \cos(B_{z_C} \cdot z), \quad (B.38)$$

$$\text{onde } B_{r_C}^2 = B_C^2 - B_{z_C}^2 \quad (B.39)$$

e

$$B_{z_C}^2 = \left(\frac{\pi}{H_0}\right)^2 \quad (B.40)$$

A equação de difusão em um grupo de energia para o cobertor radial (CR) é dada pela seguinte equação:

$$D_{CR} \nabla^2 \phi_{CA} - \Sigma_{aCA} \phi_{CR} + \eta_{CR} \Sigma_{aFCR} \phi_{CR} = 0, \quad (B.41)$$

com $\Sigma_{aCR} > \nu_{CR} \Sigma_{aFCR}$, pelo fato do cobertor radial conter material fértil, além do estrutural e refrigerante.

Reescrevendo a equação (B.41) em coordenadas cilíndricas obtemos a seguinte equação:

$$\frac{1}{r} \frac{\delta}{\delta r} r \frac{\delta \phi_{CR}}{\delta r} + \frac{\delta^2 \phi_{CR}}{\delta z^2} - B_{CR}^2 \phi_{CR} = 0, \quad (B.42)$$

onde:

$$B_{CR}^2 = \frac{[a_{CR} - a_{CR} \Sigma a_{FCR}]}{D_{CR}} = B_{MCR}^2 = \text{'buckling' do material do cobertor radial,} \quad (B.43)$$

$$B_{r_{CR}}^2 = B_{CR}^2 + B_{z_{CR}}^2 \quad , \quad (B.44)$$

e

$$B_{z_{CR}}^2 = \left(\frac{\pi}{H_0}\right)^2 \quad . \quad (B.45)$$

Solucionamos a equação (B.42) pelo método de separação de variáveis, ou seja:

$$\phi_{CR}(r, z) = R_{CR}(r) \cdot Z_{CR}(z) \quad . \quad (B.46)$$

Portanto as equações em r e z são respectivamente:

$$\frac{1}{R_{CR}} \frac{1}{r} \frac{d}{dr} r \frac{dR_{CR}}{dr} - B_{r_{CR}}^2 = 0 \quad (B.47)$$

e

$$\frac{1}{Z_{CR}} \frac{d^2 Z_{CR}}{dz^2} + B_{z_{CR}}^2 = 0 \quad . \quad (B.48)$$

A solução da equação (B.47) é obtida usando a condição de contorno $R_{CR}(R + b, z) = 0$. A função R_{CR} é dada por:

$$R_{CR} = A_5 \left\{ I_0(B_{r_{CR}} \cdot r) K_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] - I_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] K_0(B_{r_C} \cdot r) \right\} \quad (B.49)$$

Resolvendo a equação (B.48), obtemos a seguinte geral para z:

$$z_{CR}(z) = A_6 \operatorname{sen} \left(\frac{\pi}{H_0} \cdot z \right) + C_6 \operatorname{cos} \left(\frac{\pi}{H_0} \cdot z \right), \quad (B.50)$$

e por causa da simetria do sistema, é evidente que $z_{CR}(z)$ deve ser uma função simétrica em z, então $A_6 = 0$.

Substituindo as equações (B.49), (B.50) e $A_6 = 0$ na equação (B.46), obtemos a distribuição do fluxo no cobertor radial, que é dada por:

$$\begin{aligned} \phi_{CR}(r, z) = C' \left\{ I_0(B_{r_{CR}} \cdot r) K_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] - \right. \\ \left. - I_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] K_0(B_{r_{CR}} \cdot r) \right\} \cdot \operatorname{cos} \left(\frac{\pi}{H_0} \cdot z \right). \end{aligned} \quad (B.51)$$

Para facilitar o cálculo das constantes que aparecem nas equações (B.38) e (B.51), normalizou-se a constante $A' = 1$, e devido a continuidade do fluxo na interface caroço - cobertor radial, isto é, $\phi_C(R, z) = \phi_{CR}(R, z)$, calculamos a outra constante, ou seja, C' , que é dada por:

$$C' \left\{ I_0(B_{r_{CR}} \cdot R) K_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] - I_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] K_0(B_{r_{CR}} \cdot R) \right\} =$$

$$= J_0(B_{r_C} \cdot R) \tag{B.52}$$

portanto

$$C' = \frac{J_0(B_{r_C} \cdot R)}{I_0(B_{r_{CR}} \cdot R) K_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] - I_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] K_0(B_{r_{CR}} \cdot R)}$$

(B.53)

Substituindo-se os valores das constantes A' e C', obtidas nas equações (B.38) e (B.51), tem-se que:

$$\phi_C(r, z) = J_0(B_{r_C} \cdot r) \cos\left(\frac{\pi}{H_0} \cdot z\right) \tag{B.54}$$

e

$$\phi_{CR}(r, z) = J_0(B_{r_C} \cdot R) \cdot \frac{K_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] I_0(B_{r_{CR}} \cdot r) - I_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] K_0(B_{r_{CR}} \cdot r)}{I_0(B_{r_{CR}} \cdot R) K_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] - I_0 \left[B_{r_{CR}} (R+b) \right] K_0(B_{r_{CR}} \cdot R)} \cdot \cos\left(\frac{\pi}{H_0} \cdot z\right)$$

(B.55)

Para o cálculo da condição de criticalidade, utilizamos a condição em que a corrente deva ser contínua na interface caroço - cobertor radial, isto é, $J_C(R, z) = J_{CR}(R, z)$; esta condição é dada pela seguinte equação:

$$-D_C \cdot B_{r_C} \cdot \frac{J_1(B_{r_C} \cdot R)}{J_0(B_{r_C} \cdot R)} = B_{r_{CR}} \cdot D_{CR} \cdot \frac{K_0 [B_{r_{CR}} (R+b)] I_1(B_{r_{CR}} \cdot R) + I_0 [B_{r_{CR}} (R+b)] K_1(B_{r_{CR}} \cdot R)}{I_0(B_{r_{CR}} \cdot R) K_0 [B_{r_{CR}} (R+b)] - I_1 [B_{r_{CR}} (R+b)] K_0(B_{r_{CR}} \cdot R)}$$

(B.56)

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. BADRUZZAMAN, A. & BECKER, M. A simple procedure for determining implications of design changes on fast reactor fuel cycle cost and breeding performance. Trans. Am. Nucl. Soc. 32 : 405-6, 1979
2. BANAL, M. Work starts on SuperPhenix at the Crys Malville site. Nucl. Eng. Int., 22 : 41-5, 1977.
3. BENEDICT, M.; PIGFORD, T.H. Nuclear Chemical Engineering. New York, Mc Graw-Hill, 1957.
4. BORGONOVÍ, G. M. & BROGLI, R.H. Resource Utilization of symbiotic HTGR systems Trans. Am. Nucl. Soc., 26 : 282, 1977.
5. CASTANHO, M. A. & CRUZ, P.R. Perfil analítico do tório e terras raras. Rio de Janeiro, DNPM., 1973.
6. CERBONE, R. J. & TSOULFANIDES, N. Thorium utilization in gas cooled fast breeder reactors. Trans. Am. Nucl. Soc., 22 : 703-4, 1975.
7. CHAN, Y. I.; LAM, P.S. K.; TILL, C. E. Performance characteristics of thorium cycle in CANDU reactors and LMFBR's. Trans. Am. Nucl. Soc., 33 : 638-40, 1979
8. COSTA, J. R., da. Curso de introdução ao estudo de ciclos de combustível. São Paulo, IEA, 1972.

9. DUDERSTADT; J. J. & HAMILTON, L.J. Nuclear reactor analysis. Ann Arbor, Michigan, Univ. of Michigan, 1976.
10. EL-WAKIL, G. M. M. Nuclear energy conversion. New York. Intext Educational, 1971.
11. AN EVALUATION of gas cooled fast reactors. Oak Ridge, Tn., Oak Ridge National Laboratory, Division of Reactor Development & Technology, 1960. (WASH-1089).
12. FAYA, A. J. G. Avaliação neutrônica de 'blankets' de tório metálico em reatores rápidos refrigerados por gás. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, 1975. (Dissertação de Mestrado).
13. FAYA, A. J.; Oosterkamp, M. J.; FAYA, S. S. The use of thorium metal blankets in fast reactors. Trans. Am. Nucl. Soc., 18 : 181-2, 1974.
14. FOWLER, T. B.; TOBIAS, M. L.; VONDY, D. R. A Fortran IV Code for solving multigroup neutron diffusion equations in two dimensions: EXTERMINATOR-2. Oak Ridge, Tn., Oak Ridge National Lab., 1967. (ORNL-4078).
15. FOWLER, T. B.; VONDY, D. R.; CUNNINGHAM, G. W. Nuclear reactor core analysis code : CITATION. Oak Ridge, Tn., Oak Ridge National Lab., 1971. (ORNL-TM-2496, rev. 2).
16. GRAVES, JR., H. W. Nuclear fuel management. New York Wiley, 1979.

17. GREENE, N. M., LUCIUS, J. L.; PETRI, L. M.; FORD, W. E.; WHITE, J. E.; WRIGHT, R. Q. AMPX: a modular code system for generation couple multigroups neutron Gamma libraries form ENDF/B. Oak Ridge, Tn., Oak Ridge National Lab., 1976. (ORNL-TM-3706).
18. HAFFNER, D. R.; HARDIE, R. W. Reactor physics parameters of alternative fueled FBR core designs. Trans. Am. Nucl. Soc., 27 : 969-70, 1977.
19. HANKEL, R.; JOSEPH, L.; BOEKER, J.; GOLDMAN, A.; HANFLING, R.; KRUG, H.; STUART, M. An evaluation of ²³³U/thorium fast breeder power reactors. White Plains, N. Y. United Nuclear Corporation, 1964. (NDA-264-3).
20. HANSEN, M. V. World uranium resources, Int. At. Energy Agency Bull., 23 (2): 10-3, 1981.
21. HARDIE, R. W.; HAFFNER, D. R.; OMBERG, R. P. Analysis of role of fast breeder reactors in a nuclear non proliferation environment. Trans. Am. Nucl. Soc., 27 : 453-4, 1977.
22. HILL, J. U. K. test suggest intrinsic safety of FBR's. Nucl. News, 22 : 78, 1979.
23. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Advanced fuel cycle and reactor concepts. Report of INFCE. Working group 8. 1980.

24. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Power reactors in member states. 1980.
25. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Status and prospects of thermal breeders and their effect on fuel utilization. 1979. (Technical report series, 195).
26. ISHIGURO, Y. Comunicação pessoal.
27. KARAM, R. A. The $U^{233} - Th^{232}$ fuel cycles as an alternative to LMFBRs. Trans. Am. Nucl. Soc., 27 : 957, 1977.
28. KASTEN, P. R. & BARTINE, D. E. The role of thorium fuel cycles. Trans. Am. Nucl. Soc., 27 : 59, 1957
29. LAM, P. S. K. & BARTHOLD, W. P. An assesment of the breeding potential U-Pu-Zr metal fueled (1200 Mw (c)) LMFBR. Trans. Am. Nucl. Soc., 27 : 753-4, 1977.
30. LAM, P. S. K. & SU, F. S. Pin-diameter optimization of homogeneous. $U^{233} - Th^{232}$ metal fueled LMFBR's. Trans. Am. Nucl. Soc., 27 : 755-6, 1977.
31. LAMARSH, J. R. Introduction to nuclear reactor theory. New York, Addison Wesley, 1966.
32. LANG, L. W. Power cost reduction by crossed progenye fueling of thermal and fast reactors. Nucl. Appl., 5 : 302-9, 1968.
33. LEE, C. C. & KARAM, R. A. Optimization and comparison of the Growth potential of metallic Pu-Th and $U^{233} - Th$

- with mixed Pu - U oxide in LMFBR's. Trans. Am. Nucl. Soc., 33 : 638-40, 1979.
34. LEWIS, W. B. How much of the rocks and oceans for power exploiting the uranium thorium fission cycle. Chalk River, Ontario, Atomic Energy of Canada, 1964. (AECL-1916).
35. LOEWENSTEIN, W. G. & SEHGAL, B. R. Realities of utilizing thorium-based fuels in LWR's and LMFBR's. Trans. Am. Nucl. Soc., 27 : 312-3, 1977.
36. MOON, C. L. Pickering generation station. Nucl. Eng. Int., 22 : 501-7, 1970.
37. NEWSTEAD, C. M. Denatured thorium fuel cycle safeguards. Trans. Am. Nucl. Soc., 27 : 966-7, 1977.
38. OOSTERKAMP, W. J. An evaluation of fast reactor blankets. Proc. Conf. Advanced reactors, physics design and economics, Atlanta, Georgia, 1974 apud. FAYA, A. J. G. Avaliação neutronica de blankets de tório metálico em reatores rápidos refrigerados por gás. São Paulo - Instituto de Energia Atômica, 1975. (Dissertação de Mestrado).
39. ORECHWA, Y. & TURSKI, R. B., KING, M. J. Pin diameter optimization in 1200MW(e) heterogeneous vs homogeneous LMFBR's. Trans. Am. Nucl. Soc., 26 : 459, 1977.
40. PRICE, G. A.; WINDSOR, H., TUNNEY, W., HELLSTRAND, E. Organic cooled heavy water moderated U^{233} fueled lattice experiments. Trans. Am. Nucl. Soc., 9 : 518-9, 1966.

41. POWER reactor 1980. A directory of the world's nuclear power reactors: technical commercial and performance data. Nucl. Eng. Int., 25 : (302) 1980.
42. RONCH , C. & MATZKE, H. Fuel elements for fast reactors. In: INTERNATIONAL ATOMIC AGENCY. Fuel and fuel elements for fast reactors proceed of a symposium on ... held in Brussels, 2-6, July, 1973. 1974. v.1, p. 57.
43. SEHGAL, B. R.; NASER, J.; LIN; C.; LOEWENSTEIN, W. B. Thorium utilization in fast breeder reactors. Trans. Am. Nucl. Soc., 22 : 704-5, 1975.
44. SEHGAL, B. R.; NASER, J.; LINC, C.; LOEWENSTEIN, B. Performance of various fuel cycles based on thorium im LMFB^R's. Trans. Am. Nucl. Soc., 27 : 963- 1977.
45. SOCIEDADE BRASILEIRA DE GEOLOGIA. Contribuição da geologia à busca e aproveitamento de fontes energéticas convencionais ou não. 1980.
46. STENBERG, C. G. & LINDEMAN, A. The arc system cross-section generation capabilities, ARC-MC². Argonne, Ill., Argonne National Laboratory, 1973. (ANL-7722).
47. UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION. The use of thorium in nuclear power reactors. 1969 (WASH-1097).
48. WEINBERG. A. M. Burning the rocks. Argonnê, Ill., Argonne National Lab., 1959. (ANL-6122).

49. WIRTZ, K. Lectures on fast reactors. Hinsdale, Ill.
American Nuclear Society, 1973.
50. WOOD, P. J. & DRISCOLL; M. J. Assesment of thorium blankets
for fast breeder reactors. Cambridge, Massachusetts, MIT,
1973. (Coo-2250; MIT-148).
51. WOOD, P. J.; DRISCOLL, M. J. The economics of thorium
blankets for fast breeder reactors. Trans. Am. Nucl.
Soc., 17 : 314, 1973.
52. WOODHEAD, L. W. & INGOLFDRUD, L. J. Performance of canadiam
commercial nuclear units and heavy water plants. Trans.
Am. Nucl. Soc., 20 : 160-2, 1975.
53. YELLOWLEES, J. M.; BERSMULLER, P., DEMARET, J. P.;
PRESCIUTTINI, F. CHERMANNE, J.; KRAHE, A.; SACRISTE, C.;
OPRENHEIN, C.; ASBROECK, Ph. Van; DEKAIS, J. J. PIGNATEL-
LI, R.; VIEIDER, G. Progress of the GBR association in
the design and development of the gas cooled fast breeder
reactors. In: AMERICAN NUCLEAR SOCIETY. Gas Cooled
reactors: HTGR and GCFBR: ANS topical meeting on ... ,
held in gatlinburg, Tn., May 7-10, 1964. p.306-17.
(CONF- 740501).
54. YEVICK, J. G. & AMOROSI, A. Fast reactor technology plant
design. USAEC, 1966.