

ANTONIO CARLOS DE ALMEIDA FERREIRA

PROJETO DO CAROÇO DO REATOR DE POTÊNCIA
ZERO DO INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA

Trabalho apresentado à Escola Politécnica da
Universidade de São Paulo, para a obtenção
do título de Mestre em Engenharia

SÃO PAULO
1974

ANTONIO CARLOS DE ALMEIDA FERREIRA

Projeto do Carço do Reator de Potência
Zero do Instituto de Energia Atômica



Orientador :

Roberto Y. Hukai

Trabalho apresentado à Escola
Politécnica da Universidade de
São Paulo, para a obtenção do
título de Mestre em Engenharia.

São Paulo

1974

AGRADECIMENTOS

Ao Prof. Dr. *Rômulo Ribeiro Pieroni*, Superintendente do Instituto de Energia Atômica, por ter proporcionado as condições para o desenvolvimento de minhas atividades científicas e pelo interesse com que tem seguido o projeto da unidade crítica.

Ao Prof. Eng. *Pedro Bento de Camargo*, Coordenador da Coordenadoria de Engenharia Nuclear, pelo apoio que vem dedicando à minha formação no campo da Engenharia Nuclear.

Ao Prof. Dr. *Roberto Hukai*, meu orientador, que me propôs o tema deste estudo e me facultou os meios para sua consecução, acompanhando de perto o desenrolar do trabalho.

Agradeço ainda ao Dr. *Willem Jan Oosterkamp*, que me auxiliou de inúmeras maneiras, tanto no manejo dos programas de computação, como no encaminhamento do trabalho e na interpretação dos resultados;

- aos visitantes estrangeiros da Coordenadoria de Engenharia Nuclear, em particular, aos físicos do Laboratório Nacional de Argonne, dos Estados Unidos, cujos comentários esclareceram muitas das dúvidas com que me deparei;

- ao Dr. *Lao Holland* e ao *Messias*, de quem ouvi críticas e sugestões;

- ao *Mário Ojima*, que se encarregou dos cálculos numéricos e dos gráficos do Capítulo 2, e ao *Kenji Matsuda*, que preparou os desenhos;

- aos operadores do C.P.D., que não tiveram hora para passar os meus programas;

- ao *Carlos Eduardo Franco de Siqueira*, pelo esmero com que executou o trabalho de datilografia;

- aos gráficos do Departamento de Engenharia de Produção da Escola Politécnica, pelo serviço de impressão.

RESUMO

Neste trabalho, expõe-se a concepção da unidade crítica que o Instituto de Energia Atômica projeta construir. Propõem-se os dados de construção do núcleo, e os critérios nos quais eles se basearam. A seguir, selecionados algumas configurações geométricas simples, efetuam-se os cálculos dos parâmetros de difusão, e determinam-se as massas críticas. Elas permitem estimar o estoque de massa físsil necessário à utilização do reator numa variedade de experiências de criticalidade.

Design of the Zero Power Reactor
Core of the Instituto de Energia Atômica

The main characteristics of a graphite moderated core of a critical assembly to be installed in the Zero Power Reactor of the Instituto de Energia Atômica have been defined. Several simple geometric configurations have been selected and criticality studies have been made. The necessary quantity of fissile uranium has been calculated . .

ÍNDICE

Página

| | |
|--|------|
| <u>CAPÍTULO 1</u> : A unidade crítica do I.E.A. e os objetivos deste trabalho | 1 |
| <u>CAPÍTULO 2</u> : A especificação dos dados do projeto | 18 |
| <u>CAPÍTULO 3</u> : Os métodos do cálculo de criticalidade | 52 |
| <u>CAPÍTULO 4</u> : O cálculo das seções de choque | 59 |
| <u>CAPÍTULO 5</u> : O cálculo de criticalidade | 82 |
| <u>CAPÍTULO 6</u> : Conclusões | 91 |
| <u>APÊNDICE A1</u> : Composições das regiões do H.T.G.R. no caroço inicial | i |
| <u>APÊNDICE B1</u> : Limites dos grupos de energia cedidos pelo programa HAMMER | ii |
| <u>APÊNDICE B2</u> : Espectro dos neutrons de fissão | iii |
| <u>APÊNDICE B3</u> : Constantes de multigrupos da grafita do Refletor | iv |
| <u>APÊNDICE C1</u> : Concentrações dos isótopos e dimensões das regiões das células de Wigner-Seitz .. | v |
| <u>APÊNDICE C2</u> : Balanços dos neutrons (saida do programa DIED) | viii |
| <u>APÊNDICE C3</u> : Seções de choque macroscópicas de absorção e fissão: células 11120 e 21120 | x |

| | |
|--|-----|
| <u>APÊNDICE C4</u> : Seções de choque macroscópicas médias, constantes de difusão e concentrações dos isótopos | xi |
| <u>APÊNDICE C5</u> : Seções de choque microscópicas médias do grupo 4 | xix |
| <u>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS</u> | 94 |

CAPÍTULO 1

A Unidade Crítica do I.E.A. e os objetivos deste trabalho

Em fins de 1972, a Coordenadoria de Engenharia Nuclear do Instituto de Energia Atômica incumbiu-se de projetar e construir uma unidade crítica. Trata-se de um reator nuclear não destinado à produção de energia, mas com fins de pesquisas teóricas e experimentais. Antes de descrevê-lo e relacionar os objetivos do presente trabalho ao empreendimento do projeto, é conveniente fazermos uma breve digressão a respeito de certo tipo geral de reatores, ao qual a unidade crítica se propõe servir de instrumento para estudo.

Ó H. T. G. R.

Dentro da variedade dos reatores nucleares existentes ou sob desenvolvimento em todo o mundo, os térmicos são os que mais se têm distinguido como geradores de energia economicamente viáveis. Os portadores das reações em cadeia, a saber, os neutrons, alimentam o ciclo de multiplicação após degradarem suas energias a níveis muito inferiores aos de nascimento. O processo de degradação se faz pela intervenção de núcleos leves, com os quais os neutrons, originados por fissões dos núcleos combustíveis, sofrem sucessivas colisões. O carbono, com massa nuclear moderadamente baixa, e fraco absorvedor de neutrons, presta-se ao papel de moderador, e por esta razão, ao lado da água e do deutério, situa-se entre os usados nos reatores térmicos. Acrescenta em relação aos dois últimos moderadores a vantagem de apresentar-se sob a forma de grafita sólida, capaz de exercer assim a função de material estrutural interno, dispensando os suportes metálicos, que sempre prejudicam a economia dos neutrons.

Além dos núcleos físséis e moderadores, aos reatores térmicos podem ser adicionados os núcleos férteis, que aproveitam o excesso dos neutrons para gerar novos núcleos físséis. O urânio-238 e o tório incluem-se nesta categoria: ao absorver neutrons, sofrem um processo de transmutação interna que vai resultar na produção respectiva de plutônio e urânio-233, materiais que experimentam fissões em qualquer nível de energia (notadamente o térmico), e estão

portanto aptos a funcionar como combustíveis dos reatores térmicos. Reatores que contenham materiais férteis são conseqüentemente regeneradores: a reação em cadeia consome o combustível existente e ao mesmo tempo cria novo combustível, que eventualmente poderá substituir o queimado ou então ser removido e aproveitado para o carregamento de outros reatores.

Tanto o plutônio como o urânio-233 são artificiais, no sentido de que não existem em estado natural. O único combustível com que a natureza nos provê é o urânio-235, que vem misturado ao isótopo muito mais abundante do urânio-238. A maioria dos reatores térmicos em operação no mundo ainda se nutre da queima nuclear do urânio-235, que sempre se faz acompanhar de menor ou maior proporção de urânio-238. Há reatores que conseguem manter acesa a reação em cadeia não sendo submetido o urânio que o alimenta a um processo de enriquecimento: a proporção do isótopo físsil para o fértil (estéreis como fonte de portadores) é mantida tal como no minério extraído da terra. Outros há em que a proporção é alterada, aumentando-se a percentagem da matéria físsil. Sem pretender discutir todos os aspectos das diferentes concepções desses tipos de reatores, interessa-nos a conclusão de que aqueles que utilizam o tório como material fértil necessitam de operar com urânio enriquecido. A dosagem do enriquecimento e as proporções entre os núcleos moderadores, físseis e férteis dizem respeito às considerações de economia e desempenho das usinas.

A energia liberada nas fissões manifesta-se sob forma de calor. Há, portanto, necessidade de extrai-lo do seio do reator por meio de algum refrigerante que permita não só manter as condições internas de temperatura, como a posterior reconversão do calor para outras formas de energia, por exemplo, a elétrica. A água é frequentemente usada para êste fim; gases são igualmente adequados, principalmente quando apresentam a vantagem adicional de serem nuclearmente inertes e não perturbarem a economia de neutrons. Eles são particularmente apropriados para os reatores moderados por grafita, em que é necessário repartir as funções de moderação e refrigeração entre agentes da natureza física diferente.

Essas considerações, de caráter geral, tiveram por fim nos aproximar da concepção do reator H.T.G.R., fabricado pela General Atomic dos EUA. A unidade crítica, que a CEN tomou a cargo construir, procura, entre outros objetivos, prestar-se para o estudo dêste reator.

Antes de prosseguirmos, pois, com o que mais de perto nos interessa - a unidade crítica do Instituto de Energia Atômica - é conveniente resumirmos as características mais notáveis dos reatores H.T.G.R. (High Temperature Gas Cooled Reactors). Elas podem ser referidas à exposição que fizemos acima, e permitirão delinear a identidade deste tipo específico de reatores:

1. - O H.T.G.R. é um reator térmico moderado por grafita.
2. - O combustível é constituído por urânio altamente enri-

quecido (93% de urânio-235).

3. - A grafita serve também como material estrutural do caroço, e meio de transmissão de calor.
4. - O agente de refrigeração é o gás hélio.
5. - O H.T.G.R. contém tório de que resulta a produção de urânio-233 sob o bombardeamento dos neutrons. A safra de urânio-233 permite suprir, nos recarregamentos, parte do material físsil necessária à operação do reator.

Não cabe aqui uma recapitulação da estrutura interna do H.T.G.R., que pode ser encontrada nos Relatórios das Análises de Segurança dos reatores fabricados pela G.A., e nos vários documentos divulgados por esta firma. Com o auxílio da Figura 1.1 pode-se formar uma idéia grosseira do caroço, e tanto basta. Uma descrição sucinta dos elementos combustíveis, entretanto, faz-se mister para bem compreendermos a concepção da unidade crítica.

O caroço do reator, onde se passam as as reações nucleares, é constituído pelo empilhamento de prismas hexagonais de grafita, formando o conjunto das colunas uma estrutura cilíndrica. Os blocos estruturais são perfurados de alto a baixo por canais, alguns deles vagos porque destinados à circulação do gás hélio, enquanto outros contém, misturados, os elementos fértil e físsil. A Figura 1.2 reproduz do "Preliminary Safety Analysis Report" do H.T.G.R. de 1160 Mw, o desenho do elemento estrutural básico. Pode-se observar que as lacunas estão dispostas segundo um arranjo triangular repetitivo: para cada canal de refrigeração, há

REACTOR CORE ARRANGEMENT

PCRV LINER

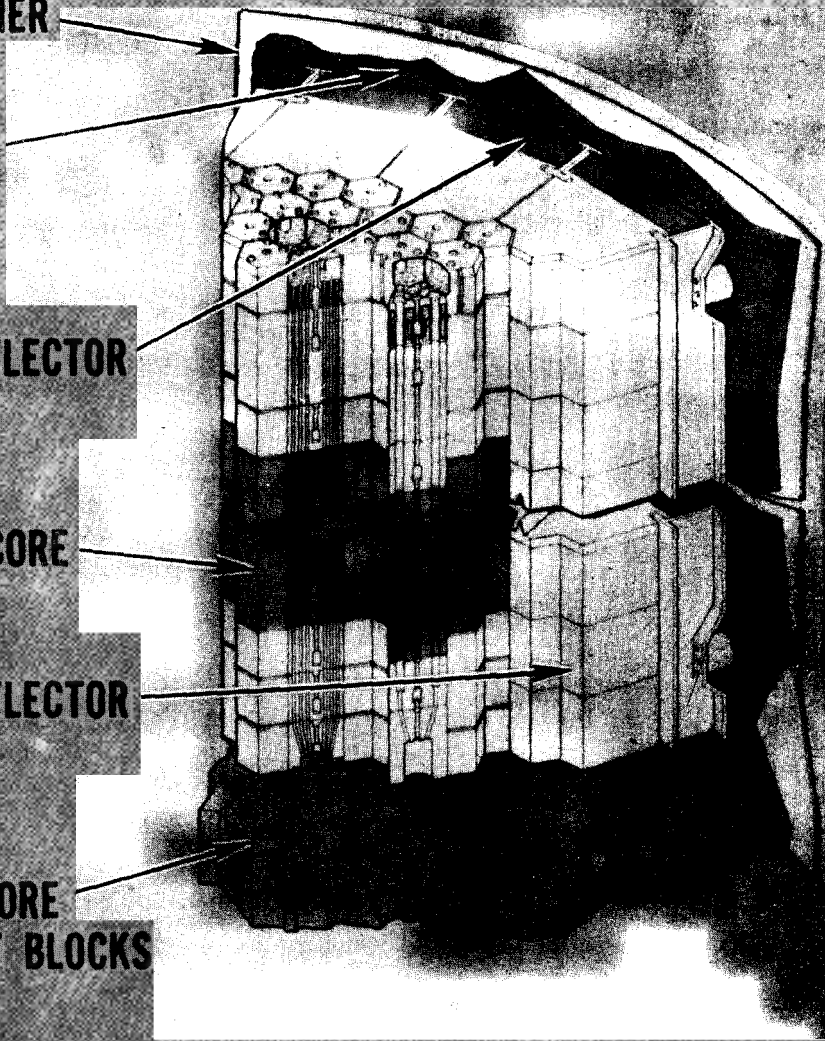
THERMAL BARRIER

SIDE REFLECTOR SPACERS

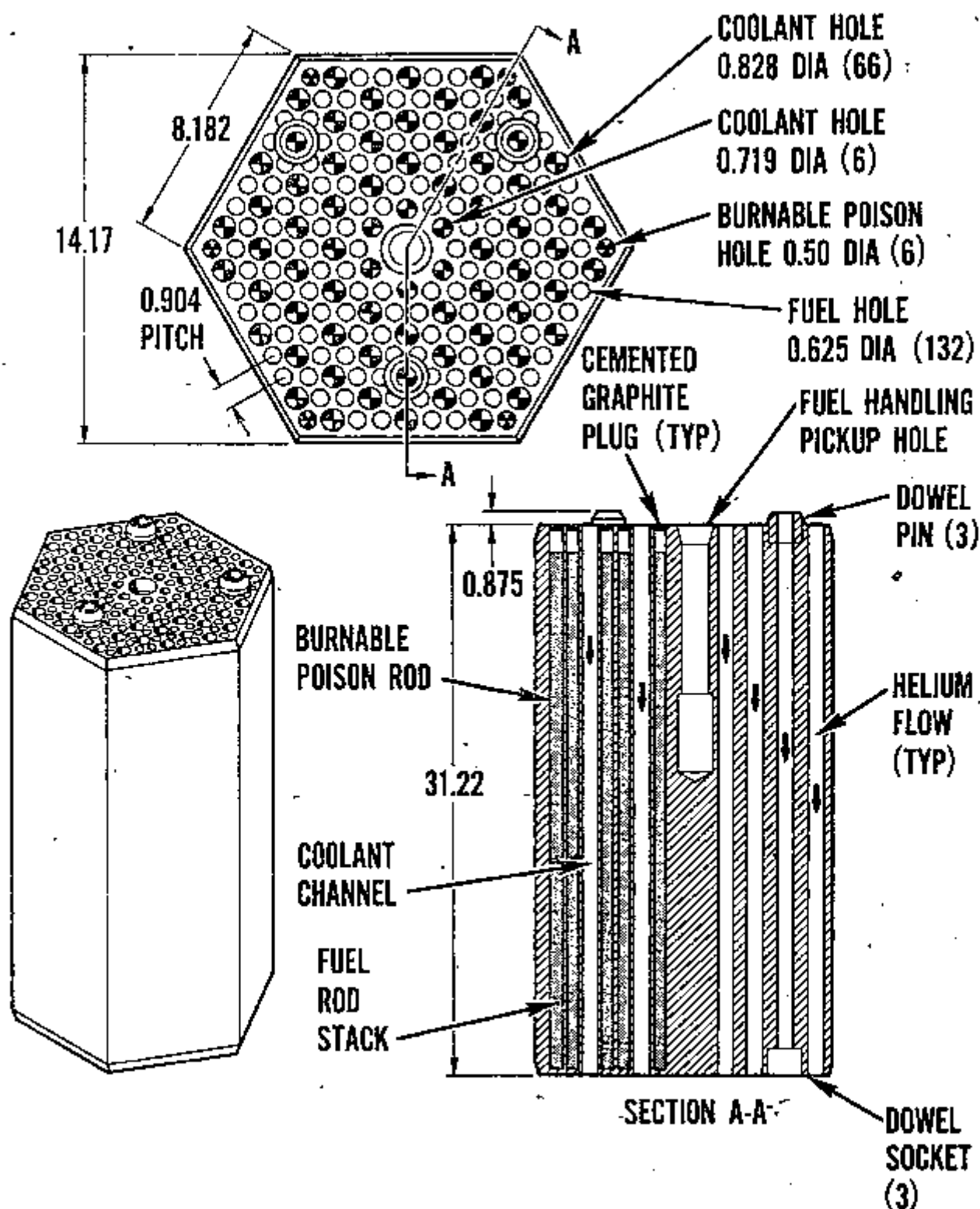
ACTIVE CORE

SIDE REFLECTOR BLOCKS

KEYED CORE SUPPORT BLOCKS



FUEL ELEMENT



dois canais de combustível de diâmetros menores.

Os elementos físsil e fértil apresentam-se sob forma de grânulos esféricos de UC_2 e ThO_2 recobertos por finas camadas de carbono, dispersos no interior das barras de grafita. Estas barras carregam os canais de combustível.

O urânio é altamente enriquecido (93%), como requer o mínimo custo do ciclo de combustível.

As quantidades de grafita, urânio e tório não são as mesmas para todos os blocos hexagonais do H.T.G.R. Com efeito, o caroço está repartido em zonas e as proporções dos três materiais variam sensivelmente de zona para zona. Posteriormente teremos ocasião de fornecer os dados de composição. O conteúdo isotópico das zonas procura assegurar o melhor aproveitamento do combustível e a distribuição ideal das temperaturas.

Com esta rápida revisão das características principais do H.T.G.R. e da estrutura dos elementos combustíveis podemos passar à descrição da unidade crítica.

A Unidade Crítica do I.E.A.

O reator de Potência Zero do Instituto de Energia Atômica (ou R.P.Z., como o chamaremos simplifica-

damente), pretende basicamente servir de instrumento para o estudo dos sistemas nucleares moderados por grafita e regeneradores de combustível por intermédio do ciclo do tório. Apesar de seus objetivos extravasarem o estudo puro e simples dos reatores do tipo H.T.G.R. foram estes, claramente, que inspiraram a concepção da unidade crítica.

A configuração mecânica escolhida foi a do tipo mesa-partida ("split-table"): o caroço do reator é constituído de duas partes separadas, verticalmente posicionadas, das quais uma é móvel e capaz de deslizar sobre um suporte horizontal. As partes verticais, denominadas mesas, são preparadas para uma experiência de criticalidade à distância uma da outra carregando-se cada uma delas com meia massa crítica e a criticalidade do conjunto é atingida pela junção da parte fixa com a móvel, movimentada sobre a cama em que ambas repousam. A Figura 1.3 esclarece o projeto mecânico da unidade crítica.

O caroço, propriamente, é edificado pela superposição de blocos de grafita com forma de paralelepípedos, que desempenham tanto a função de moderador, como de suporte para os elementos combustíveis. Muitos dos blocos são perfurados por canais cilíndricos de diâmetros iguais, onde são alojadas as barras que contêm os demais elementos que participam das experiências. Os outros são inteiriços, reservados unicamente para reflexão.

As barras destinadas a preencher as lacunas são de três tipos: barras de grafita pura ou mudas; barras contendo tório, e barras contendo urânio ou ativas, as quais designamos por barras "de" tório, e barras "de" urânio. A estrutura interna destes dois últimos tipos é similar à das barras do H.T.G.R.: são formadas pela justaposição de bastões de grafita, em cujo interior estão dispersados grânulos de ThO_2 e UC_2 , recobertos por finas camadas de carbono. Este revestimento procura formar uma barreira primária à passagem dos produtos de fissão. A concentração de material pesado é a mesma em todas as barras de um mesmo tipo.

Os bastões, cujas alturas não são suficientes para preencher um canal, poderiam ser introduzidos diretamente nas cavidades. Entretanto, como se espera que o número deles necessário para carregar o caroço em uma experiência seja considerável, o tempo dispendido na operação poderá ser grande. Além do inconveniente do retardamento que isso representaria para o início dos trabalhos, tornar-se-ia obrigatório o revezamento de muitas pessoas encarregadas periodicamente de retirar e substituir os bastões na sala que abriga o equipamento, pois a radioatividade que impregna o recinto deverá limitar o tempo de exposição.

Um modo de contornar estas dificuldades consistiria no uso de tubos de alumínio protetores dos bastões. Em um compartimento anexo à sala do reator, os bastões seriam introduzidos dentro de tais tubos, constituindo uma barra, cujo posterior encaixe no caroço ficaria fácil e rá-

pido. Estas vantagens em relação ao emprêgo dos bastões nus seriam acrescidas da possibilidade de mantê-los firmemente justapostos, por meio de dispositivos mecânicos interiores aos tubos, o que asseguraria a reprodutibilidade do conjunto. Há, porém, uma desvantagem: a concepção da unidade crítica foi ideada para evitar a presença de nuclídeos estranhos, e o alumínio dos estojos é indesejável. Retomaremos estas considerações a propósito das barras e seu eventual encapsulamento no próximo capítulo, quando pormenorizaremos o projeto.

Ao contrário do H.T.G.R., o tório e o urânio vêm em bastões separados. A mistura de ambos os materiais pesados fixaria de vez a proporção entre eles, e uma das finalidades do projeto é permitir ao caroço composições variadas, em termos das quantidades de tório, urânio e grafita. As barras, contendo apenas um tipo destes materiais, garantem combinações que seriam impossíveis se o isótopo físsil se fizesse acompanhar permanentemente de uma proporção definida dos isótopos férteis.

Outra diferença importante em relação ao H.T.G.R. é o enriquecimento do urânio: se neste, o urânio-235 constitui 93% da massa combustível, no R.P.Z. prevê-se que o enriquecimento seja apenas de 20%. Não se trata de uma escolha motivada por questões atinentes aos objetivos da unidade crítica, mas por conveniência ditada por fatores políticos. É mais certo e mais fácil o Brasil obter dos países produtores o urânio enriquecido com 20% de combustível físsil

do que ao grau de 93%; no mínimo simplificam-se os trâmites e encurtam-se os prazos na aquisição da mais importante das matérias-primas. A unidade crítica, portanto, operará com uma proporção de urânio-238 muito maior do que o H.T.G.R.

Como dissemos acima, as experiências de criticalidade serão realizadas preenchendo-se as cavidades do caroço com barras de grafita, de urânio, e de tório; haverá, também, buracos vagos, análogos aos canais de refrigeração do H.T.G.R. A disposição geométrica das barras, e as composições resultantes, em termos das razões atômicas dos núcleos de carbono, urânio e tório, e do volume vago, definem uma configuração. O caroço crítico compreenderá três zonas, sendo cada uma delas dotada de sua própria configuração. (Figura 4.1 do Capítulo 4):

1. - Caroço central, que é a zona de interesse para as medidas e análises. As barras de urânio, tório e grafita são dispostas no centro da estrutura das mesas, formando um caroço cilíndrico. O raio do caroço pode ser variado, conforme as exigências de criticalidade do conjunto, mas sempre abrangerá uma área suficientemente grande das mesas para permitir medidas seguras: o espectro no centro deve alcançar o seu valor assintótico, definido unicamente pela configuração da zona, quaisquer que sejam as configurações das duas outras zonas, e ela deve oferecer facilidade de posicionamento dos dispositivos de medida, tantos quantos se fizerem necessários.

2. - Anel acionador, uma zona em forma de coroa cilíndrica, que circunda o caroço central. Não contém barras de tório ou canais vazios; as barras de urânio e grafita nela colocadas destinam-se a levar o conjunto à criticalidade. A configuração do anel acionador, em uma experiência, é de importância menor.
3. - Refletor, que envolve o anel acionador, e é constituído puramente de grafita. Poderá consistir de blocos maciços, o que dispensaria a perfuração de um número grande de prismas e a fabricação das barras de grafita necessárias ao seu carregamento. Os mecanismos de suporte verticais das mesas são móveis, de modo que a espessura do refletor pode ser alterada pela retirada de uma ou mais colunas verticais ou filas horizontais de blocos da estrutura.

Este sistema de três zonas permite reduzir drasticamente a necessidade de massa crítica: fora da região central - objeto das medidas e análises - o tório representaria apenas uma absorção superflua, que deveria ser compensada por massa físsil para sustentar a criticalidade. O anel acionador, portanto, tem a finalidade de alimentar as reações em cadeia no caroço central com o mínimo de combustível.

As configurações estão associadas aos espectros de neutrons que se estabelecem nessas zonas. Se bem que a caracterização exata do espectro requeira a descrição pormenorizada da geometria do caroço e o conhecimento das

concentrações dos materiais nas barras de carregamento, é habitual - e útil - simplificá-la aos termos dos parâmetros que governam o espectro que efetivamente se estabeleceria em um reator infinito, homogêneo, de mesma composição que o reator real, de estrutura heterôgenea, e finito. Em outras palavras, é possível, com boa aproximação, ajuizar o espectro na base das proporções da quantidade de moderador para a de isótopo físsil e para as de isótopos férteis. A configuração de uma zona do R.P.Z., portanto, será definida, a grosso modo, pela relação entre o número de átomos de carbono e o de urânio-235 (C/U-235) e pela relação entre o número de átomos de carbono e o de urânio-238 mais o de tório (C/U-238+Th), independentemente do arranjo geométrico das barras no "caroço", das dimensões dos orifícios que ocupam, e das concentrações dos materiais nelas contidos.

A presença de canais livres também influirá no espectro; é, pois, necessário, incluir na definição, além das razões atômicas, um fator que de algum modo represente o volume vago. No estudo que fizemos com vistas ao projeto do caroço da unidade crítica, o fator de vazio foi definido pela relação entre o volume total vazio, e o volume ocupado pelas barras que contêm os materiais pesados (urânio e tório). Essa definição é arbitrária: ela procura relacionar a perda em efetividade de moderação ao volume dos centros absorvedores de neutrons. Há bons motivos para cremos agora que uma definição de maior conteúdo físico relacionaria o volume vago ao volume do moderador ou ao volume total do conjunto. A que adotamos, entretanto, não deixa de ser

uma medida do efeito global dos vazios na estrutura do caroço do R.P.Z., e, de qualquer forma, as descrições das configurações podem facilmente ser passadas dos termos desta para os das outras definições possíveis.

As finalidades da unidade crítica

Esboçadas as linhas gerais da concepção da unidade crítica, é oportuno esclarecer as razões que levaram o Instituto de Energia Atômica à iniciativa de construí-la:

1. - A unidade crítica é um instrumento indispensável para o treinamento básico dos operadores e físicos de reatores. Por meio dela se adquire a experiência necessária para a compreensão profunda dos fenômenos e teorias e das técnicas de medida, que nenhuma discussão in abstracto permite alcançar.
2. - Os dados experimentais dos reatores conversores do tipo H.T.G.R., imprescindíveis à verificação dos métodos de cálculo, à determinação das seções de choque, e à análise das várias situações comuns aos projetos de engenharia ainda são escassos. A unidade crítica colocaria a pesquisa nacional imediatamente na linha de frente dos problemas atuais da ciência e tecnologia nucleares.

3. - Os reatores conversores baseados no ciclo de tório apresentam especial interesse econômico para o Brasil, cujas extensas reservas de minério de tório são comprovadas. A unidade crítica serviria de instrumento prático inestimável para se formular uma estratégia energética para o futuro do país com ênfase particular na elaboração de uma tecnologia voltada para a emancipação do fornecimento externo do combustível nuclear.
4. - Uma unidade crítica é sempre o laboratório adequado para as idéias originais implicadas no projeto de novos reatores e nas modificações dos já existentes. Ela é, por excelência, o campo de prova da imaginação do engenheiro nuclear, que poderá submeter suas concepções ao teste experimental, antes de pretender concretizá-las apoiado em bases puramente conjecturais ou teóricas.
5. - Todos os países do mundo que se empenharam no desenvolvimento de uma tecnologia nuclear própria construíram unidades críticas. Basta lembrar os Estados Unidos, a Inglaterra, a França, a Alemanha, a Rússia e o Japão. Eles apontam, portanto, o caminho a seguir, se o Brasil tiver a mesma ambição.

O projeto da estrutura do caroço

Chegamos ao ponto em que se pode colocar o problema do projeto da estrutura do caroço da unidade crítica.

Primeiramente, o caroço da unidade crítica deve ser suficientemente flexível para permitir uma ampla variedade de configuração, conforme as conceituamos acima. As dimensões dos canais perfurados nos blocos, a sua disposição geométrica e as concentrações do urânio e do tório nas barras devem ser escolhidas de tal maneira que seja possível obter-se, por combinações das barras de carregamento no cargo, um extenso intervalo de relações $C/(U-238+Th)$ e fator de vazão. Em particular, é desejável que se consigam reproduzir na unidade crítica espectros tão sub-moderadores quanto possível, o que significa o alcance de composições com elevadas proporções dos materiais pesados.

A outra diretriz que deve guiar o projeto diz respeito ao grau de homogeneidade neutrônica do caroço. A concepção da unidade crítica leva inevitavelmente a um certo grau de heterogeneidade: o urânio e o tório não se encontram uniformemente disseminados na grafita estrutural, mas concentram-se em barras, e, dentro destas, em grânulos isolados. No entanto, a escolha das concentrações dos materiais absorvedores nas barras, do tamanho dos grãos, e da geometria dos orifícios pode manter a heterogeneidade, do ponto de vista do comportamento dos neutrons, em níveis aceitavelmente baixos. A razão para não desejarmos uma interferência forte dos efeitos específicos de heterogeneidade é que eles podem escapar à previsão teórica; nestas condições, as seções de choque, que são os parâmetros que regem a interação dos neutrons com o ambiente, tornaram-se dificilmente calculáveis com exatidão. As ambiguidades na análise teórica das

experiências poriam a perder uma das finalidades do R.P.Z., que é a de testar os instrumentos analíticos.

Os objetivos deste trabalho

O propósito

dêste trabalho é o projeto preliminar do caroço da unidade crítica. A ordem das matérias apresentadas é a seguinte:

1. - O Capítulo 2 visa estabelecer as características de construção do caroço e das barras de carregamento, obedecendo ao duplo propósito de alargar a flexibilidade e reduzir a heterogeneidade neutrônica. Esta última, na verdade, só pode ser rigorosamente avaliada depois de procedermos ao cálculo do comportamento dos neutrons, e dispormos portanto de uma descrição exata do reator. As considerações gerais que orientaram a escolha dos dados não permitem apriori prever com precisão o seu desempenho, que só pode ser convenientemente julgado após terem sido levados a cabo todos os cálculos dos capítulos subsequentes.
2. - O Capítulo 3 apresenta os instrumentos de análise e os dados nucleares básicos que servirão ao cálculo do reator projetado.
3. - O Capítulo 4 dedica-se à determinação das seções de choque. Seleciona-se um certo número de geometrias particu

- larmente simples, e, para estas, efetuam-se os estudos das distribuições finas dos fluxos de neutrons. O método proposto é objeto de discussão, e os resultados da análise permitem formar uma idéia das dificuldades do cálculo das heterogeneidades inerentes ao projeto.
4. - O Capítulo 5 destina-se ao cálculo do reator global com o emprêgo dos parâmetros de difusão determinados no capítulo precedente. Deste cálculo resultam os últimos dados fundamentais à caracterização do projeto: as massas críticas, das quais decorre a estimativa do suprimento mínimo de urânio-235 necessário para garantir a operação da unidade crítica.
5. - O Capítulo 6 faz um balanço do projeto proposto, e aponta quais aspectos do cálculo que fizemos deverão ser reconsiderados no futuro, quando a análise rigorosa de uma experiência específica de criticalidade estiver em pauta.

CAPÍTULO 2

A especificação dos dados do projeto

Fixada a concepção do caroço da unidade crítica, o problema do projeto consiste na especificação de um certo número de dados de construção e na verificação da garantia que eles oferecem de serem atingidos os fins gerais propostos no Capítulo 1.

Os dados mais relevantes a determinar são:

1. - As dimensões dos buracos e seu espaçamento, vale dizer, a fração de volume do caroço a ser perfurada;
2. - As concentrações dos materiais pesados, urânio e tório, nos bastões.

Como já dissemos, estas especificações estabelecem, de um lado, o intervalo de composições do caroço que pode ser alcançado, e, de outro, o grau de homogeneidade, do ponto de vista do comportamento neutrônico, das experiências de criticalidade.

Afora êstes, a definição do projeto exige que se definam uma série de dados mais ligados à estrutura mecânica do caroço do que prõpriamente às características de desempenho físico do reator: as dimensões dos blocos, o número total dêstes, a disposição e número dos buracos de um bloco, as dimensões dos bastões a serem introduzidos nas lacunas e os mecanismos que asseguram a reprodutibilidade experimental do sistema. Finalmente, dados referentes aos materiais a empregar: as densidades das grafitas estrutural e de ligamento, e seu teor de impurezas.

Algumas destas especificações dependem em grande parte das opções oferecidas pelos fabricantes, interferindo aí razões comerciais e de oportunidade. Para estas, enquanto ainda pendentes, servimo-nos dos dados constantes do P.S.A.R. (Preliminary Safety Analysis Report) do H.T. G.R. de 1103 MW., como base de avaliações.

Como êste capítulo é extenso, nós o dividiremos em quatro seções.

Na primeira, investigamos de modo geral como se deve preencher o volume vago disponível do caroço

com os diferentes materiais, para que se alcance uma composição estipulada; na segunda seção propomos os dados fundamentais à definição da estrutura do caroço, cuja flexibilidade é estudada paramêtricamente na seção seguinte; e, na quarta, completamos o projeto, com sugestões para os aspectos complementares da estrutura mecânica. Uma tabela, com os dados e características mais importantes da estrutura do caroço projetado, encerra o capítulo.

1. As equações de utilização do caroço

Sejam dados:

- A, ΔW , V, a área da seção transversal, a espessura e o volume do conjunto crítico disponível para o preenchimento das cavidades;
- S, a área de cada buraco;
- N; o número de buracos;
- y, a relação carbono/urânio - 235 em massa;
- z, a relação carbono/(urânio - 238 + tório) em massa;
- ξ_n , as porcentagens em massa do urânio - 235 e do urânio - 238 no combustível;
- ρ , a densidade da grafita estrutural e dos bastões de grafita;
- ρ' , a densidade do carbono de ligamento dos bastões de urânio e tório;
- ρ_{01} , a densidade do óxido de tório;

ρ_{02} , a densidade do carbeto de urânio;

μ_1 , a concentração de tório nos bastões de tório em g/cm^3 ;

μ_2 , a concentração de urânio nos bastões de urânio em g/cm^3 .

A configuração do caroço estará definida se forem conhecidos:

N_1 , o número de buracos preenchidos com bastões contendo tório;

N_2 , o número de buracos preenchidos com bastões contendo urânio;

N_3 , o número de buracos preenchidos com bastões contendo grafita;

N_4 , o número de buracos vagos.

Para o equacionamento dos N 's é conveniente também introduzir as grandezas:

M_1 , a massa total de tório;

M_2 , a massa total de urânio - 235;

M_2' , a massa total de urânio - 238;

M_3 , a massa total de carbono, compreendendo a grafita estrutural, as barras de grafita pura, o carbono de ligamento dos bastões, e o carbono presente sob a forma de carbeto de urânio.

Definiremos ainda:

μ' , a massa de carbono dos bastões de tório por unidade de volume;

μ'' , a massa de carbono dos bastões de urânio por unidade de volume;

$f_1 = \frac{N_1 SAW}{A \Delta W}$ = fração de volume ocupada pelos buracos preenchidos com bastões contendo tório;

$f_2 = \frac{N_2 SAW}{A \Delta W}$ = fração de volume dos buracos preenchidos com bastões contendo urânio;

$f_3 = \frac{N_3 SAW}{A \Delta W}$ = fração de volume dos buracos preenchidos com bastões de grafita;

$f_4 = \frac{N_4 S}{A}$ = fração de vazio;

$m_1 = \frac{M_1}{V}$, $m_2 = \frac{M_2}{V}$, $m_3 = \frac{M_3}{V}$.

Admitiremos, por enquanto, que os diâmetros dos bastões são iguais aos dos buracos. Posteriormente examinaremos como o preenchimento parcial das lacunas pelas barras de carregamento afeta a composição.

As grandezas M_1 , M_2 , M_2' e M_3 são dadas por:

$$M_1 = \mu_1 N_1 SAW$$

$$M_2 = \xi \mu_2 N_2 S \Delta W$$

$$M_2' = \eta \mu_2 N_2 S \Delta W \quad (1)$$

$$M_3 = \mu' N_1 S \Delta W + \mu'' N_2 S \Delta W + \rho N_3 S \Delta W + \rho (A - N_4) S \Delta W$$

Das proporções y e z:

$$y = \frac{M_3}{M_2} = \frac{\mu' N_1 S \Delta W + \mu'' N_2 S \Delta W + \rho \{A - (N_1 + N_2 + N_4) S\} \Delta W}{\xi \mu_2 N_2 S \Delta W}$$

$$z = \frac{M_3'}{M_1 + M_2'} = \frac{\mu' N_1 S \Delta W + \mu'' N_2 S \Delta W + \rho \{A - (N_1 + N_2 + N_4) S\} \Delta W}{\mu_1 N_1 S \Delta W + \eta \mu_2 N_1 S \Delta W}$$

obtem-se o sistema de equações para N_1, N_2 :

$$(\mu_1 S z - \mu' S + \rho S) N_1 - (\mu'' S - \rho S - \eta \mu_2 S z) N_2 = \rho A - \rho N_4 S$$

$$-(\mu' S - \rho S) N_1 + \xi \mu_2 S y - \mu'' S + \rho S) N_2 = \rho A - \rho N_4 S$$

cuja solução é a seguinte:

$$N_1 = \frac{\mu_2 \rho (A - N_4 S)(\xi y - \eta z)}{S \{ \xi \mu_1 \mu_2 y z + \mu_2 (\xi y - \eta z)(\rho - \mu') + \mu_1 z(\rho - \mu'') \}} \quad (2)$$

$$N_2 = \frac{\mu_1 \rho (A - N_4 S) z}{S \{ \xi \mu_1 \mu_2 y z + \mu_2 (\xi y - \eta z)(\rho - \mu') + \mu_1 z(\rho - \mu'') \}}$$

As concentrações de carbono nas barras combustíveis não são independentes das concentrações de tó-

rio e urânio. Para determinarmos a relação entre μ' e μ_1 , consideremos um bastão de tório, de área S e comprimento ΔW . A massa de tório é $\mu_1 S \Delta W$, e a massa correspondente de óxido de tório é $\mu_1 S \Delta W A_{ThO_2}/A_{Th}$, onde os A's representam as massas atômica e molecular. O volume ocupado por esta massa é

$$\frac{\mu_1}{\rho_{O_1}} S \Delta W \frac{A_{ThO_2}}{A_{Th}}$$

de modo que resta para o carbono de ligamento o volume

$$S \Delta W - S \Delta W \frac{\mu_1}{\rho_{O_1}} \frac{A_{ThO_2}}{A_{Th}}$$

Logo, a massa de carbono é dada por

$$\rho' S \Delta W \left(1 - \frac{\mu_1}{\rho_{O_1}} \frac{A_{ThO_2}}{A_{Th}} \right)$$

Pela definição de μ' , concluímos que

$$\mu' S \Delta W = \rho' S \Delta W \left(1 - \frac{\mu_1}{\rho_{O_1}} \frac{A_{ThO_2}}{A_{Th}} \right),$$

de onde se tira

$$\mu' = \rho' - C \mu_1,$$

com C dado por

$$C = \frac{\rho'}{\rho_{O_1}} \frac{A_{ThO_2}}{A_{Th}}. \quad (3)$$

O cálculo de μ'' pode ser feito de maneira análoga, devendo-se, porém, incluir o carbono presente sob a forma de carvão. Resulta:

$$\mu'' = \rho' - B \mu_2$$

onde

$$B = \frac{\rho'}{\rho_{O_2}} \frac{A_{UC_2}}{A_U} - \frac{A_{C_2}}{A_U} \quad (4)$$

Estas expressões para μ' e μ'' podem ser substituídas nas equações (2). Usando as frações de volume já definidas, elas ainda podem ser escritas na forma abaixo, independente das dimensões dos orifícios:

$$f_1 = \frac{\mu_2 \rho t (1 - f_4)}{\xi \mu_1 \mu_2 yz + (\rho - \rho')(\mu_1 z + \mu_2 t) + \mu_1 \mu_2 (Bz + Ct)} \quad (5)$$

$$f_2 = \frac{\mu_1 \rho z (1 - f_4)}{\xi \mu_1 \mu_2 yz + (\rho - \rho')(\mu_1 z + \mu_2 t) + \mu_1 \mu_2 (Bz + Ct)} \quad (6)$$

onde, por comodidade, introduzimos a notação

$$t = z \xi \left(\frac{y}{z} - \frac{n}{\xi} \right) \quad (7)$$

As equações que relacionam as massas por unidade de volume total às frações de ocupação podem ser obtidas das equações (1):

$$m_1 = \frac{M_1}{V} = \frac{\mu_1 N_1 S \Delta W}{A \Delta W} = \mu_1 \left(\frac{N_1 S}{A} \right) = \mu_1 f_1 \quad (8)$$

$$m_2 = \xi \mu_2 f_2 \quad \therefore \quad f_2 = \frac{m_2}{\xi \mu_2} \quad (9)$$

$$m_2' = \eta \mu_2 f_2$$

Em termos dos m's, as proporções de massas são dadas por

$$m_3 = Y m_2 = y \xi \mu_2 f_2 \quad (10)$$

$$m_3 = z (m_1 + m_2') = z (\mu_1 f_1 + \eta \mu_2 f_2) \quad (11)$$

Desta última equação é possível isolar f_1 . Substituindo f_2 , dado pela equação (9), e m_3 , dado pela equação (10), na equação (11), obtemos:

$$f_1 = \frac{m_2}{\mu_1} \left(\frac{y}{z} - \frac{\eta}{\xi} \right) = \frac{m_2}{\mu_1} \frac{t}{z \xi} \quad (12)$$

O volume vazio pode ser determinado com auxílio da equação (6), eliminando-se f_2 segundo a equação (9). Resulta:

$$f_v = 1 - \frac{m_2}{\xi \rho} \left\{ \xi z + (\rho - \rho') \left(\frac{1}{\mu_2} + \frac{t}{z \mu_1} \right) + (B + C \frac{t}{z}) \right\} \quad (13)$$

O conjunto de equações (9), (12) e (13) define as condições de utilização do caroço da unidade crítica para uma experiência: dadas a massa de urânio, as relações carbono/ U-235 e carbono/ (U-238 + tório), elas indicam quais as frações de volume ocupadas pelos bastões de urânio e tório, e a fração de vazio. A fração de volume destinado à complementação da massa de carbono pelos bastões de grafita pura é dada por:

$$f_3 = f - (f_1 + f_2 + f_4) \quad (14)$$

As proporções entre o carbono e os elementos pesados em geral não são especificados em termos de massas, como constam nas equações deduzidas, mas sim sob a forma de relações entre números de átomos. É fácil mostrar que a conversão pode ser feita através das equações:

$$y = y' \frac{A_C}{A_{U235}} \quad (15)$$

$$\frac{y}{z} = \frac{y'}{z'} \frac{A_{Th}}{A_{U235}} + \frac{\eta}{\xi} \left(1 - \frac{A_{Th}}{A_{U235}}\right) \quad (16)$$

onde y' e z' são os valores correspondentes a y e z , expressos como razão atômica.

Se os enriquecimentos também forem dados em porcentagens de números de átomos, ξ' , η' , a relação de transformação a empregar é a seguinte:

$$\frac{\xi}{\eta} = \frac{A_{U_5}}{A_{U_0}} \frac{\xi'}{\eta'}$$

Cabe observar que o enriquecimento limita a gama de experiência possíveis ao intervalo $-\frac{y}{z} \geq \frac{\eta}{\xi}$. O sinal de igual corresponde ao caso em que não haverá necessidade de tório para que a proporção z seja atingida. O volume vazio total disponível, por outro lado, restringe a escala de composições de tal modo que $f_1 + f_2 + f_4 < f$ seja sempre respeitada.

As equações deduzidas incluem a massa de urânio por unidade de volume, que não é um parâmetro conveniente. Com efeito, a maneira de ocupar o volume disponível na zona central requer primeiramente que as proporções y e z sejam respeitadas, não se impondo nenhuma condição quanto à suas dimensões ou à massa de urânio nele distribuída, uma vez que a criticalidade não é autosustentada. A complementação da massa físsil necessária para que a reação em cadeia seja mantida é disposta no volume circundante, onde o valor da relação carbono/urânio, é por hora, de importância secundária. Isso desaclopa o problema da criticalidade do problema do projeto da estrutura do caroço, ensejando à eliminação de m_2 das equações anteriores. Para tanto, basta substituir este parâmetro pelo fator de vazio, já definido no Capítulo 1 por $k = f_4 / (f_1 + f_2)$, e que, juntamente com y e z , permitirá caracterizar grosseiramente o espectro de neutrons. A interconexão entre a escala de variação dessas grandezas e a fração de esburacamento total f , por um lado, e as concentrações dos elementos pesados nas barras de carregamento, por

outro, estabelecerá a flexibilidade do caroço, em termos das composições alcançáveis.

Fixado o fator de vazio, a massa de urânio - 235 por unidade de volume do caroço central pode ser obtida combinando-se as equações (9), (12) e (13):

$$m_2 = \frac{\xi \rho}{\xi y + \{\rho (1 + k) - \rho'\} \left(\frac{1}{\mu_2} + \frac{1}{\mu_1} \frac{t}{z} \right) + (B + C \frac{t}{z})} \quad (17)$$

com o que as frações f_1 , f_2 e f_4 ficam definidas no caroço central quando y , z e k são dados.

Reciprocamente, estas mesmas equações permitem determinar as proporções resultantes no caroço para um certo modo de preenchimento dos canais:

$$y' \frac{A_C}{A_{Us}} = \frac{\rho}{\xi \mu_2} \frac{1-f_4}{f_2} - \frac{1}{\xi} \left\{ (B + \frac{\rho-\rho'}{\mu_2}) + \frac{f_1}{f_2} \left(C \frac{\mu_1}{\mu_2} + \frac{\rho-\rho'}{\mu_2} \right) \right\} \quad (18)$$

$$\frac{y'}{z'} = \frac{n'}{\xi'} + \frac{1}{\xi} \frac{A_{Us}}{A_{Th}} \frac{\mu_1}{\mu_2} \frac{f_1}{f_2} \quad (19)$$

onde, relembramos, as frações são dadas por $\frac{f_i}{f} = \frac{N_i}{N}$

($i = 1, 2, 3, 4$); e o fator de vazio por $k = \frac{f_4}{f_1 + f_2} = \frac{N_4}{N_1 + N_2}$

A mínima fração de esburacamento total necessária, para que a experiência seja realizável, será:

$$f' = f_1 + f_2 + f_4 = \frac{\rho (1 + k) \left(\frac{1}{\mu_2} + \frac{1}{\mu_1} \frac{t}{z} \right)}{\xi y + \left\{ (1+k) \rho - \rho' \right\} \left(\frac{1}{\mu_2} + \frac{1}{\mu_1} \frac{t}{z} \right) + (B+C) \frac{t}{z}} \quad (20)$$

quando o carbono permanente da estrutura é suficiente para que as proporções sejam atingidas.

Inversamente, podemos indagar quais seriam os limites de composição que uma dada fração de perfuração permitirá alcançar. A primeira restrição que pesa sobre eles provém do enriquecimento do urânio, que obriga a uma participação em proporção mínima, do material fértil que acompanha o combustível. Em acréscimo, as relações guardadas nas próprias barras, consideradas per se, e a existência de uma quantidade fixa de carbono na estrutura do caroço contribuem para reduzir significativamente a amplitude do intervalo de composições, o que pode elevar o limite inferior a valores bastante altos.

A determinação desse limite pode ser feita com auxílio das fórmulas já escritas, e a comprovação de que ele corresponde à máxima utilização do caroço, ou seja, no caso em que $f_3 = 0$. Após um bom trabalho algébrico, chega-se à expressão:

$$y'_{\min} = \frac{A_{Us}}{\xi A_c} \frac{\left(\frac{G}{\mu_2} - fB \right) - \eta \frac{A_{Th}}{A_{Us}} \left(\frac{G}{\mu_1} - fC \right)}{f - \frac{A_{Th}}{A_c} \frac{1}{z'} \left(\frac{G}{\mu_1} - fC \right)}$$

onde $G = (1 - f)(1 + k) \rho + f \rho'$

É conveniente determinar também o mínimo valor de y' no anel acionador, onde não há tório. A expressão aí simplifica-se para

$$y'_{\min} = \frac{A_{us}}{A_c} \frac{1}{f\xi} \left\{ (1+k)(1-f) \frac{\rho}{\mu_2} - f \left(B - \frac{\rho'}{u_2} \right) \right\} \quad (22)$$

O estudo feito até agora supõe que os volumes das lacunas e das barras de carregamento sejam idênticos. Na verdade, isso não deverá ocorrer, pois prevê-se uma folga entre as paredes dos canais e os bastões, a fim de facilitar sua introdução; além do mais, estes poderão ser revestidos, mesmo no caroço central, por camisas de alumínio. De qualquer maneira, o volume útil de um canal é reduzido tanto pela existência do espaço intersticial, como, em geral, pela presença de capas de proteção (Figura 2-1), o que adiciona um inevitável "espaço morto" a toda configuração.

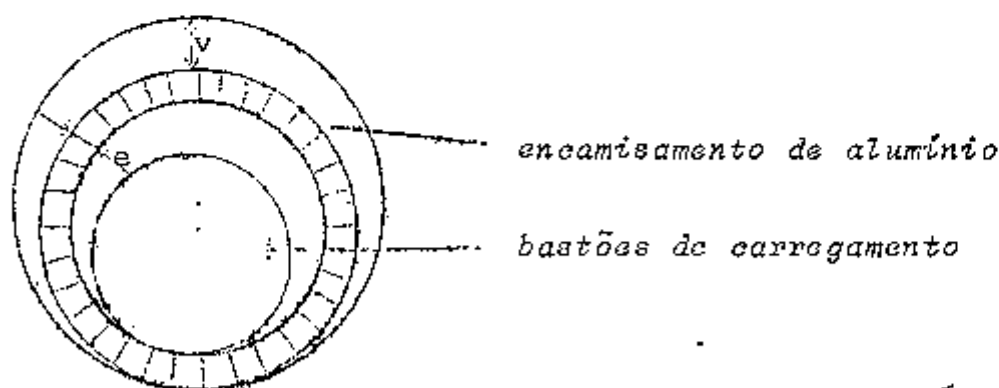


FIGURA 2.1 - Barra inserida em uma lacuna

Este "espaço morto" - sem esquecer aquele representado pelo alumínio - pode ser admitido como uma contribuição ao fator de vazio, que até o momento supusemos

constituído apenas pelos canais desocupados. A diferença está em que estes últimos podem se apresentar como centros substanciais de fuga de neutrons e, como tal devem ser considerados na análise do comportamento neutrônico do reator. Os espaços residuais, entretanto, representam uma fração diminuída do volume do caroço, e seu efeito pode ser assimilado a uma diminuição da densidade do moderador. Quanto ao alumínio, embora suas propriedades de absorção sejam muito diferentes das do carbono e muito mais acentuadas, - mas, evidentemente, bem inferiores às dos materiais pesados - sua capacidade de moderação é desprezível, tanto pela massa atômica, superior ao dobro da massa do carbono, quanto pela seção de choque de espalhamento, extremamente baixa. Não é sem razão que os efeitos de espalhamento do alumínio justifiquem em muitos casos seu tratamento como uma "janela" para os neutrons. Retomaremos esta discussão posteriormente, ao calcularmos as seções de choque (Capítulo 4). Por enquanto, basta-nos a constatação de que o alumínio pode ser adequadamente incorporado ao "vazio" do reator. Ignoraremos ainda os efeitos distintos ocasionados pelos canais livres e os vãos, supondo que o total dos espaços vagos seja um parâmetro conveniente para caracterizar o espectro em primeira mão.

Englobando no vazio total necessário, o "espaço morto", o número de buracos destinados à constituição do fator k é reduzido, e a diferença pode ser ocupada pelas barras, para compensar as perdas distribuídas de material.

Designando por δ a fração do volume do canal efetivamente tomada por uma barra de carregamento, a mesma composição alcançada sob hipótese de preenchimento pleno será agora atingida com as frações de canais ocupados aumentada para

$$\left(\frac{f_i}{f}\right)' = \frac{f_i}{f\delta} \quad (i = 1, 2, 3) \quad (23)$$

As expensas da fração diminuída de buracos vagos:

$$\left(\frac{f_v}{f}\right)' = \left(\frac{f_v}{f} + \delta - 1\right) / \delta \quad (24)$$

Em termos de números de buracos, os valores corrigidos a serem empregados nas equações (18) e (19) são

$$f_i' = \frac{N_i}{N} f \delta \quad (i = 1, 2, 3) \quad (25)$$

$$f_v' = f - (f_1' + f_2' + f_3') \quad (26)$$

enquanto o fator k passa a ser dado por

$$k = \frac{N - \delta (N - N_v)}{\delta (N_1 + N_2)} \quad (27)$$

2. A especificação do projeto

Conhecidas as expressões que relacionam a flexibilidade do caroço às várias grandezas envolvidas no projeto, coloca-se em pauta o estudo paramétrico, que, conjuntamente com as avaliações de caráter neutrônico, permitirá decidir dos valores numéricos mais recomendáveis.

Alguns dos parâmetros têm influência relativamente pequena na flexibilidade do caroço, e ademais, dizem respeito aos materiais empregados: são as densidades da grafita estrutural e de ligamento das barras. Como referência, admitimos que

$$\rho = 1.74 \text{ g/cm}^3$$

$$\rho' = 1.5 \text{ g/cm}^3$$

os mesmos valores utilizados na fabricação do H.T.G.R. de 1100 MW.

As densidades do óxido de tório e do carbeto de urânio, na informação do manual de C.W. Weast, valem

$$\rho_{01} = 9.86 \text{ g/cm}^3$$

$$\rho_{02} = 11.28 \text{ g/cm}^3$$

Restam enfim, os valores cruciais de f , μ_1 e μ_2 .

A escolha de f será o compromisso entre duas determinações conflitantes: quanto maior a fração de volume disponível no caroço para a alocação das barras, maior é o âmbito das composições realizáveis; quanto menor a fração da área ocupada pela seção transversal da barra absorvedora, menores serão as múltiplas consequências da heterogeneidade no comportamento neutrônico do reator.

Sendo os blocos de grafita estruturais de forma quadrada, um arranjo quadrangular, como ilustra a Figura 2.2, será a maneira mais uniforme de distribuir os buracos. Os blocos ficarão divididos por um reticulado, cuja célula unitária é um pequeno quadrado de lado a , contendo no centro um canal de diâmetro b , com a espessura mínima de $2c$ entre os bordos dos canais adjacentes:

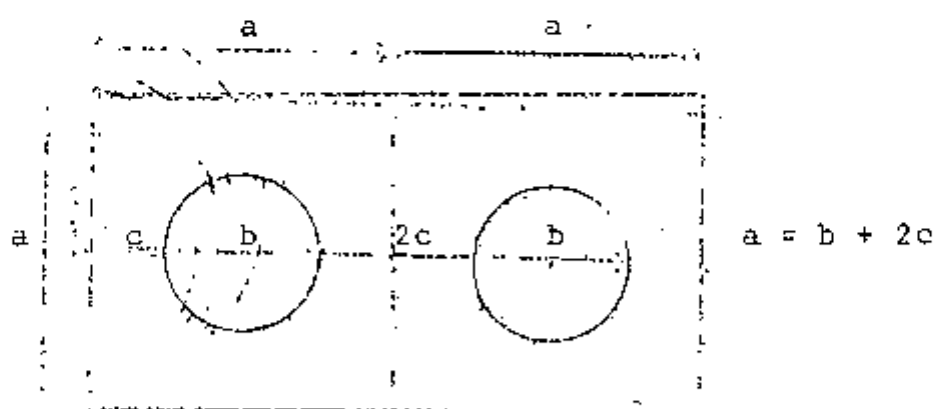


FIGURA 2.2 - Células unitárias constitutivas dos blocos

A fração da área perfurada é dada por

$$f = \frac{\pi \left(\frac{b}{2}\right)^2}{a^2} = 0.785 \frac{b^2}{a^2}$$

Procurando, de início, aumentar f ao máximo, o único impedimento ao crescimento da área transversal dos canais é representado pela espessura da grafita de separação dos orifícios, $2c$, ou destes para as fronteiras do bloco, c . Não é mecânicamente possível obter $c < 3\text{mm}$, quer pelas limitações de tolerância impostas pelos dispositivos de perfuração dos blocos, quer pela resistência da matriz ao processo de abertura dos buracos.

Quanto à dimensão lateral da célula, não é conveniente tomá-la inferior a 3cm , que é aproximadamente o livre percurso médio dos nêutrons térmicos no carbono. Mesmo a medida de 3cm representa um valor comparativamente baixo, que repercutirá de diversas maneiras no cálculo de criticidade e no desempenho do reator. No Capítulo 4 discutiremos algumas das complicações acarretadas pela proximidade das barras absorvedoras à análise do caroço. A despeito delas, optamos neste projeto preliminar, por $a = 3\text{cm}$, $c = 3\text{mm}$ e $b = 2.4\text{cm}$.

Estes valores permitem obter um alto coeficiente de volume perfurado: $f = 0.5027$, mais ou menos a metade do volume do caroço, e, por conseguinte, a uma larga escala de composições. As conclusões da análise da estrutura fina dos fluxos de nêutrons, expostas no Capítulo 4, permitem supor que as vantagens introduzidas pela redução da área transversal dos condutos e do aumento do espaçamento entre eles, no que diz respeito à análise física do reator, só se fariam sentir, de modo decisivo, às custas de um intolerável

abaixamento de f .

Resta, agora, a escolha das concentrações dos isótopos pesados, urânio e tório, nas barras de carregamento. São elas os outros componentes que afetarão o nível de heterogeneidade do R.P.Z., notadamente pelos efeitos da blindagem de absorção.

Pode-se fazer uma estimativa de interrelação entre estes e a concentração do urânio 235 traçando-se um gráfico do livre percurso médio de absorção térmico em função da concentração μ_2 , como na Figura 2.3.

As seções de choque microscópicas na energia de 0.0253 ev:

$$\sigma_a \text{ (U - 5)} = 678.2 \text{ barns}$$

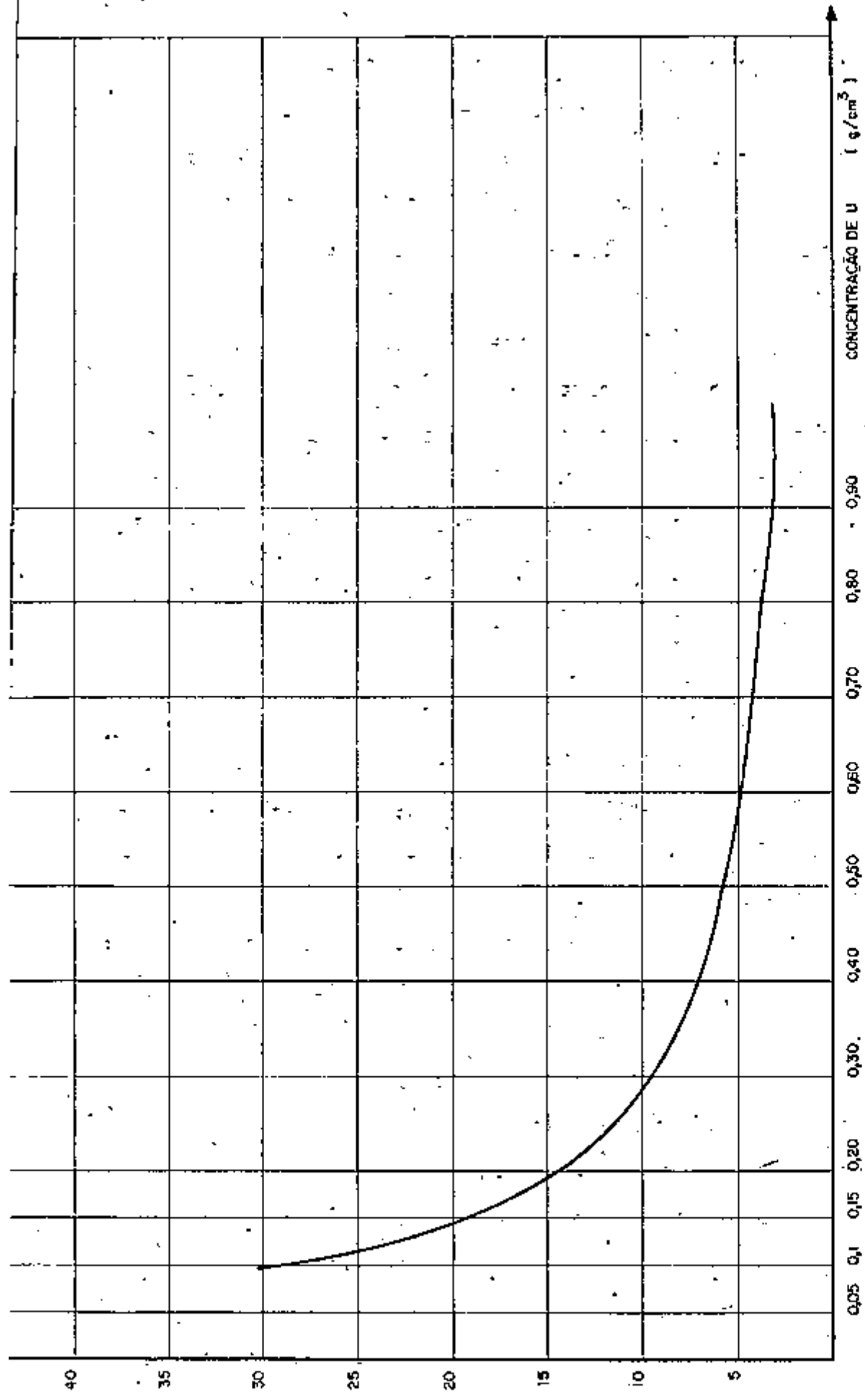
$$\sigma_a \text{ (U - 8)} = 2.73 \text{ barns}$$

$$\sigma_a \text{ (C)} = 3.4 \times 10^{-9} \text{ barns}$$

são representativas das propriedades de absorção na região térmica e o livre percurso médio de absorção dentro das barras combustíveis, dado por

$$\lambda_{ab}^{-1} = \Sigma_{ab} = N_{us} \sigma_a(us) + N_{us} \sigma_a(us) + N_c \sigma_a(C)$$

fornece uma base de avaliação das distâncias para os quais



CAMINHO LIVRE MÉDIO DE ABSORÇÃO NAS BARRAS DE URÂNIO
EM FUNÇÃO DA CONCENTRAÇÃO DE U

FIGURA 2.3

os neutrons térmicos reconhecem a sequência heterogênea dos elementos absorvedores ou apenas um conjunto indistinto constituído pela mistura do moderador e os outros materiais. Um livre percurso médio aproximadamente igual (ou maior) a três vezes a separação entre as barras é suficiente para que o agrupamento resulte razoavelmente homogêneo, e que os métodos correntes de cálculo consigam extrair, sem ambigüidades, os fatores de auto-blindagem do comportamento local dos neutrons. Logo, para $a = 3\text{cm}$, a distância entre os centros das barras, a concentração de urânio deve ser suficientemente baixa para que $\lambda_{ab} > 9\text{cm}$, isto é, $\mu_2 < 0.30\text{ g/cm}^3$, como se pode ver do gráfico. Este critério nos basta para conduzir o projeto.

A concentração do tório pode ser proposta com base nas proporções de massa de urânio e tório existentes nos reatores térmicos conversores. O H.T.G.R. de 1100 MW, por exemplo, requer um carregamento inicial de 39 242 kg de tório e 1 994 kg de urânio, e, por conseguinte, uma concentração média de tório cerca de vinte vezes superior à do urânio-235.

Assim como o aumento de esburacamento age de modo diverso na amplitude do intervalo das composições e na homogeneidade do sistema, no jôgo das concentrações, quando um é beneficiado, prejudica-se o outro. Antecipamos, entretanto, que nos resolvemos, neste estudo preliminar, por $\mu_1 = 1\text{ g/cm}^3$ e $\mu_2 = 0.2\text{ g/cm}^3$, e que estes valores correspondem a carregamentos razoavelmente diluídos.

Êstes dados, e o dimensionamento das lacunas proposto constituirão o que referiremos por dados do projeto.

Os demais parâmetros que interferem na flexibilidade do sistema e na repartição das cavidades entre os tipos de barras diferentes são a espessura da camisa de alumínio e o volume vazio não aproveitado de um canal. Buscamos, para estimativas provisórias, as referências da Unidade Crítica da General Atomic, que dão

$$e = 15 \text{ mils}$$

$$v = 1.5 \text{ mm}$$

ou seja, uma fração $\delta = 0.1796$

3. A flexibilidade do caroço

O Quadro 2.1 é o tabelamento da equação (2), fornecendo os limites de composição, em termos da relação carbono/urânio-235, para as combinações possíveis dos outros parâmetros de definição do caroço. O valor $k = 0.78$ corresponde ao fator de vazio do H.T.G.R.

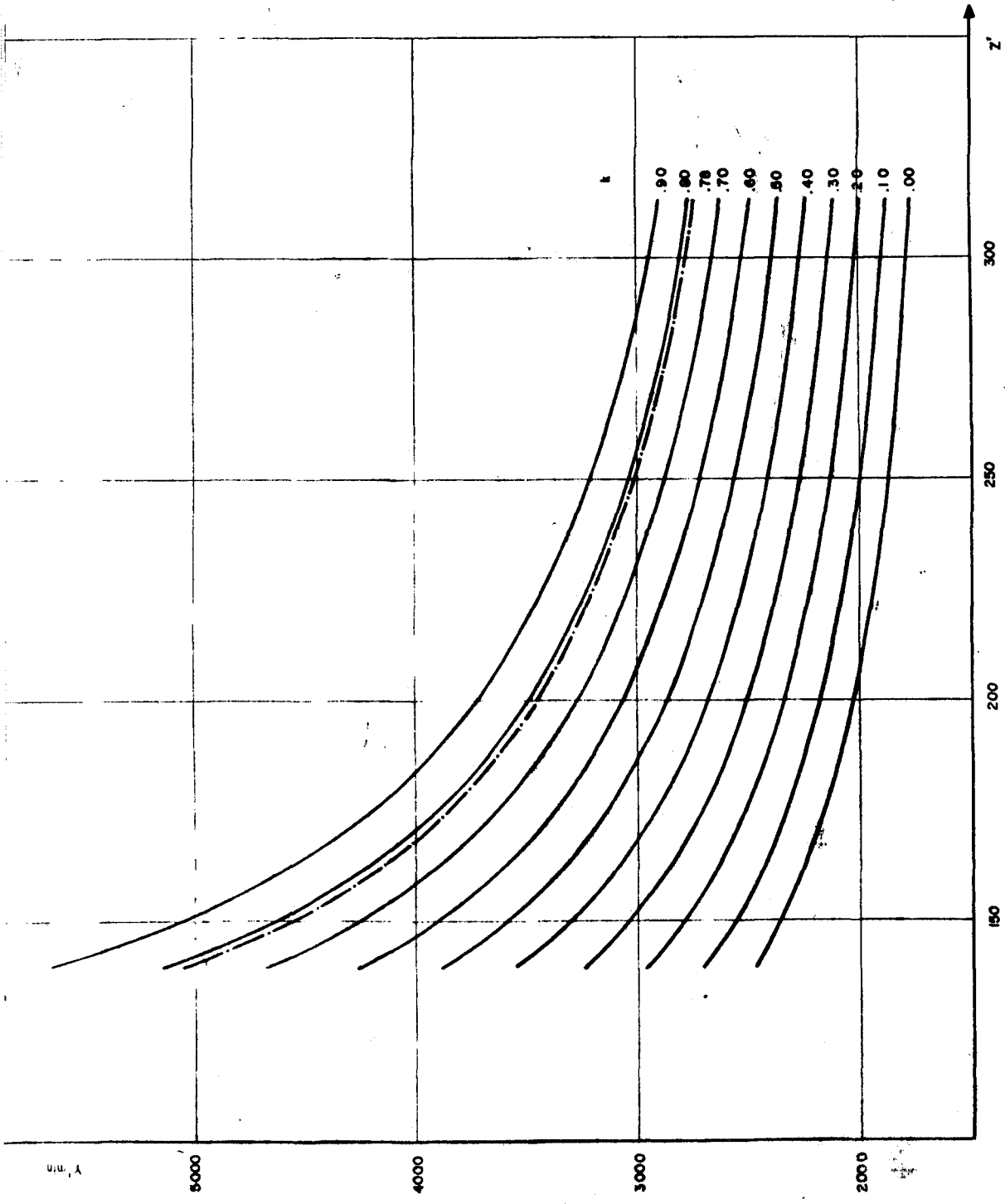
Q U A D R O 2.1

Valores de Y'_{\min} para $\mu_1 = 1 \text{ g/cm}^3$, $\mu_2 = 0.2 \text{ g/cm}^3$, $f = 0.5027$

| z' k | 0.0 | 0.1 | 0.2 | 0.3 | 0.4 | 0.5 | 0.6 | 0.7 | 0.78 |
|--------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| 150 | 2352 | 2569 | 2798 | 3045 | 3313 | 3605 | 3925 | 4276 | 4582 |
| 200 | 2030 | 2183 | 2343 | 2512 | 2689 | 2876 | 3047 | 3282 | 3457 |
| 250 | 1873 | 2002 | 2135 | 2273 | 2417 | 2566 | 2720 | 2880 | 3014 |
| 300 | 1782 | 1897 | 2016 | 2138 | 2263 | 2393 | 2526 | 2663 | 2776 |

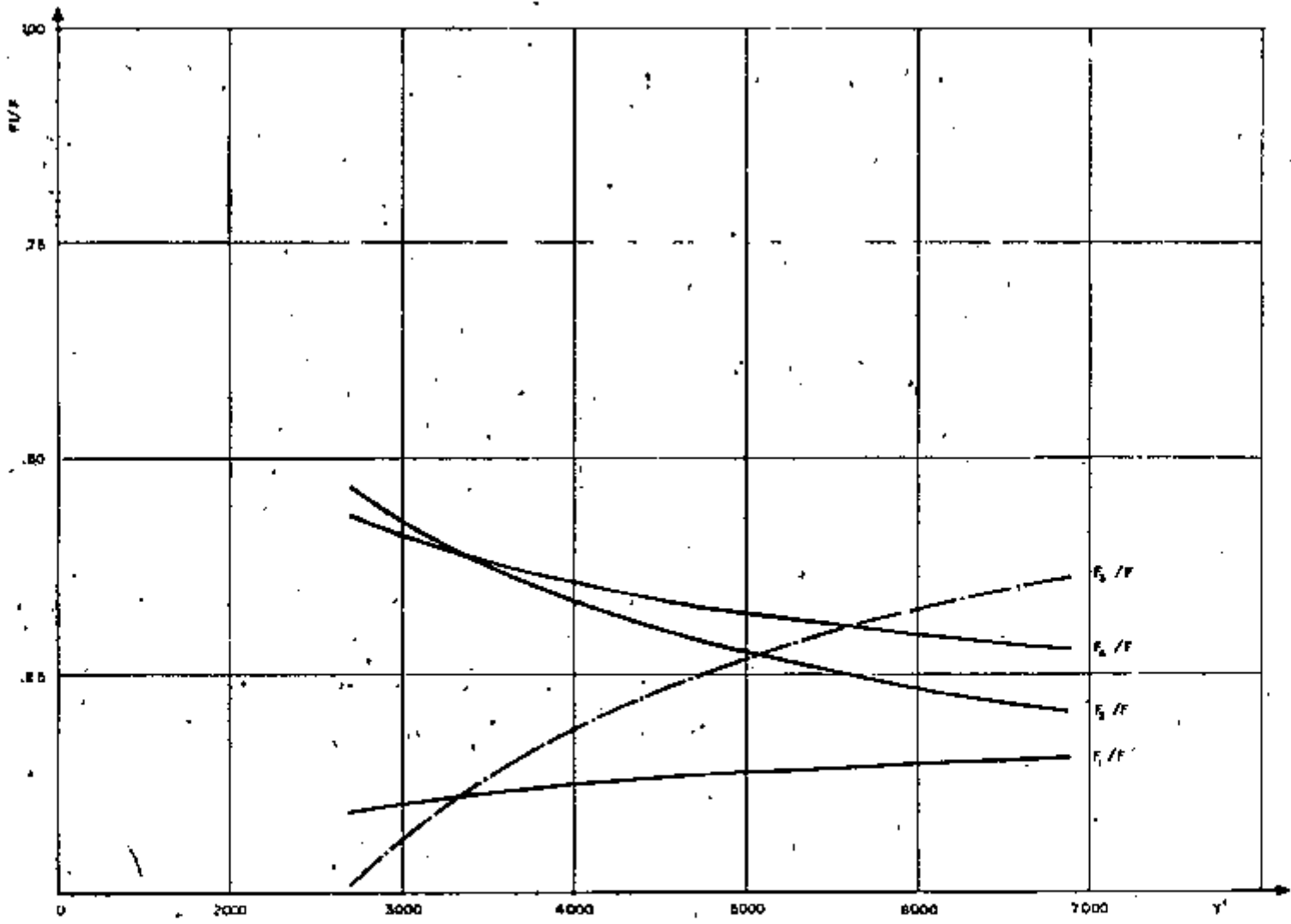
A Figura 2.4 ilustra a mesma dependência de Y'_{\min} com z' e k ; as curvas limitam inferiormente as regiões acessíveis. As possibilidades do carvão podem ser melhor apreciadas com auxílio da Figura 2.5, onde estão lançados os pontos representativos das composições das diversas zonas e regiões do H.T.G.R., reproduzidas do P.S.A.R. no Apêndice A1. Para fins comparativos, representamos as curvas limites para diferentes valores dos parâmetros do projeto. Pode-se notar que uma composição do H.T.G.R. (a da zona 5A) fica excluída da área de alcance do carvão, se $\mu_1 = 1 \text{ g/cm}^3$ e $\mu_2 = 0.2 \text{ g/cm}^3$. Em todo caso, estas especificações ainda permitem cobrir um vasto campo de composições, que atende perfeitamente aos objetivos de estudo dos reatores daquele tipo.

Os gráficos da Figura 2.6 mostram as tendências das frações parciais f_i/f com a relação carbono/material físsil e $z' = 300$, mantido $k = 0.78$, para os dados de



LIMITES DAS COMPOSIÇÕES DO CAROÇO

FIGURA 2.4



VARIAÇÃO DAS FRAÇÕES PARCIAIS DE VOLUME COM A RELAÇÃO C/U - 235, PARA $z=300$ e $k=0,78$

FIGURA 2.6

projeto. Vê-se que o carbono e o tório crescem com y' , enquanto o urânio e o vazio diminuem. Pode-se mostrar que, a medida que diminui o fator de vazio, as curvas se cruzam e divergem mais acentuadamente, conforme nos aproximemos dos espectros menos moderados.

Gostaríamos agora de utilizar os resultados a que chegamos para resolver o seguinte problema concreto: dado um certo número de buracos, como devem eles ser repartidos entre os diferentes tipos de barras, para que uma composição, definida por y' , z' e k , seja atingida? A título de exemplo, tomemos 81 buracos (a razão desta escolha ficará clara mais tarde) e procuremos ocupá-los de modo a simular composições tão próximas quanto possível às das zonas do H.T.G.R. Seleccionamos dentre estas, uma zona classificada como típica (3C), a região central (1A) e três outras nos extremos do intervalo de composições, a saber: a de máxima relação carbono/urânio (3D), de máximo carbono/tório (4A), e a de mínimos valores para estas relações (5A). Estas características podem ser conferidas pelo quadro do Apêndice A1. Já observamos que o fator de vazio $k = 0.78$, retira a possibilidade de reproduzir a composição da zona 5A no caroço do R.P. Z.; se o abaixarmos a 0.66; entretanto, poderemos alcançar proporções semelhantes quanto aos materiais pesados.

As equações (17), (9), (12) e (13) permitem determinar as frações parciais de volume destinados a cada tipo de barra, para os valores de y' , z' e k emprestados das zonas do H.T.G.R. As equações (23) e (24) incluem a cor

reção devida ao não aproveitamento integral das lacunas e fornecem os coeficientes que, multiplicados pelo número total de buracos disponíveis (81), indicarão como eles devem ser partilhados. O Quadro 2.2 anexo exhibe o resultado deste procedimento.

Evidentemente, como os números de buracos são inteiros, deve-se arredondar os resultados dos produtos, o que ocasiona uma ligeira alteração na composição. Sendo desiguais as concentrações de grafita, urânio e tório, nem sempre o arredondamento "óbvio" conduz às composições mais próximas àquelas de partida.

O cálculo dos fatores y' , z' e k resultantes de um certo modo de divisão dos buracos pode ser feito por meio das equações (25) a (27) e (18) e (19) percorrendo-se o caminho inverso ao da determinação dos N 's. Ajustando-se, por meio de tentativas, as combinações dadas pelo Quadro 2.2, chega-se às distribuições que levam às composições mais semelhantes às que serviram para construí-lo, (Quadro 2.3).

Determinação aproximada das distribuições das barras em um bloco estrutural a partir das condições do H.T.G.R.

| REGIÃO | y' | z' | k | $(-\frac{f_1}{F})'$ | $(-\frac{f_2}{F})'$ | $(-\frac{f_3}{F})'$ | $(-\frac{f_4}{F})'$ | N ₁ | N ₂ | N ₃ | N ₄ |
|---|------|-----|--------|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|----------------|----------------|----------------|----------------|
| Central (1A) | 4540 | 241 | 0.78 | 0.2089 | 0.3601 | 0.2060 | 0.2249 | 17 | 29 | 17 | 18 |
| Típica (3C) | 5071 | 208 | 0.78 | 0.2554 | 0.3206 | 0.1937 | 0.2303 | 21 | 26 | 16 | 18 |
| y' _{max} (3D) | 6929 | 211 | 0.78 | 0.2724 | 0.2416 | 0.3040 | 0.1820 | 22 | 20 | 25 | 14 |
| z' _{max} (4A) | 3371 | 254 | 0.78 | 0.1700 | 0.4692 | 0.1800 | 0.2799 | 14 | 38 | 7 | 22 |
| y' _{min} , z' _{min} (5A) | 3369 | 182 | (0.66) | 0.2650 | 0.4688 | 0.30085 | 0.26535 | 21 | 38 | 0 | 22 |

Q U A D R O 2.3

Distribuição das barras em um bloco estrutural que levam à composições mais semelhante às das zonas do H.T.G.R.

| REGIÃO SIMULADA | N ₁ | N ₂ | N ₃ | N ₄ | Composições resultantes | | |
|---|----------------|----------------|----------------|----------------|-------------------------|-----|------|
| | | | | | y' | z' | k |
| Central (1A) | 17 | 29 | 18 | 17 | 4551 | 240 | 0.76 |
| Típica (3C) | 21 | 26 | 17 | 17 | 5059 | 205 | 0.74 |
| y' _{max} (3D) | 22 | 20 | 29 | 10 | 6905 | 215 | 0.66 |
| z' _{max} (4A) | 14 | 38 | 0 | 21 | 3370 | 251 | 0.74 |
| y' _{min} , z' _{min} (5A) | 21 | 37 | 0 | 23 | 3379 | 182 | 0.70 |

Com os dados de projeto, as equações que relacionam a composição aos números de buracos são:

$$y' = 1672.74 \frac{N_1}{N_2} + 1896.91 \frac{N_3}{N_2} + 1036.95 \frac{N_4}{N_2} + 1773.81 \quad (28)$$

$$\frac{y'}{z'} = (4 + 25.58 \frac{N_1}{N_2})^{-1} \quad (29)$$

$$k = \frac{0.1796 \left(1 + \frac{N_1}{N_2} + \frac{N_3}{N_4}\right) + \frac{N_4}{N_2}}{0.8204 \left(1 + \frac{N_1}{N_2}\right)} \quad (30)$$

como se pode deduzir facilmente das expressões anteriores.

4. Os dados complementares do projeto

Estabelecidos o diâmetro dos condutos e o seu arranjo geométrico, o dimensionamento dos blocos estruturais não oferece dificuldade. Eles poderiam ter 27cm x 27cm de lado, e 65cm de profundidade: estas dimensões permitem o manuseio fácil das peças. Cada bloco apresentaria 9 x 9 canais, dispostos no centro das células unitárias quadradas de 3cm de lado.

A superposição de colunas de 11 x 11 blocos armaria o conjunto do caroço da unidade crítica com dimensões laterais, de 2.97m x 2.97m. Como o mecanismo de sustentação do conjunto é móvel, estas dimensões podem ser reduzidas pela simples retirada de uma ou mais colunas ou fileiras dos blocos estruturais.

Cada mesa da unidade crítica seria constituída pela justaposição de duas pilhas verticais de blocos e, por conseguinte sua espessura seria de 1.30m. As colunas exteriores das mesas poderiam ser edificadas por blocos maciços, não perfurados, unicamente para moderação; nas colunas interiores, os blocos de sustentação, perfurados, alojariam

as barras de carregamento. A espessura do caroço ativo, com as duas mesas coladas, teria, no máximo, 1.30m.

As barras contendo tório e urânio poderiam ter 65cm de comprimento, ou a metade disso: é questão apenas de conveniência. Como discutimos no capítulo introdutório, por razões de segurança e de tempo de carregamento, as barras seriam montadas em um compartimento contíguo à sala onde se localiza o reator, inserindo-se os bastões nos estojos de alumínio, depois fechados nas extremidades por uma tampa.

A altura dos bastões deverá ser limitada, de modo a impedir que no processo de fabricação, por efeito da gravidade sobre os grânulos pesados, a distribuição das partículas resulte heterogênea. A integridade mecânica das barrinhas será outro fator que poderá limitar sua altura. Por outro lado, a facilidade de carregamento dos tubos tornará conveniente que eles contenham o mínimo número de bastões. Nas experiências em que se deseja evitar a presença de núclídeos estranhos na zona central, os bastões deverão ser introduzidos diretamente nas cavidades, dispensando-se o encapsulamento dos estojos protetores de alumínio, e o número deles pode representar um determinante importante do tempo de carregamento. A possibilidade de realizar tal montagem, todavia, é uma questão ainda em suspenso, que somente a prática poderá decidir.

Dentro dos estojos de alumínio, os bastões deverão se ajustar às paredes laterais com folga mecânica mínima. A espessura das capas de alumínio deverá também ser tão pequena quanto possível, pois tanto esta, como a folga interior, têm o efeito de reduzir o aproveitamento do volume disponível dos canais. O vão entre as barras inseridas e os condutos é indispensável, e tem a finalidade de permitir a movimentação rápida das barras para dentro dos canais. Os valores que adotamos anteriormente para e e y para estimarmos a flexibilidade do caroço, como dissemos, foram tomados de construções conhecidas, e não representam imposições inamovíveis do projeto. Nestas questões tôdas, a última palavra caberá aos fabricantes.

Na parte posterior de cada tubo, uma mola pressionará o trem de barrinhas para a face frontal de fechamento, o ajustamento firme das peças elementares assegurará a reprodutibilidade do conjunto. Os estojos de alumínio poderão ficar presos à estrutura da matriz por placas de aço fixados na parte posterior dos blocos e com êles solidários.

As barras mudas são constituídas pela justaposição de bastões de grafita do mesmo tipo que a grafita estrutural dos blocos; seu comprimento pode ser maior que o dos bastões que contêm os elementos pesados, já que neles não existe a mesma tendência à heterogeneidade. Os diâmetros das bases, porém, são iguais, afim de permitir o uso dos mesmos envólucros de alumínio para as barras destinadas ao anel

acionador.

A estrutura microscópica dos bastões con-
tendo materiais pesados apresenta as partículas de UC_2 ou ThO_2 , já descritas no Capítulo 1. O núcleo esférico deverá ter cerca de 200 - 300 μ de espessura, revestido por uma ou duas camadas de carbono pirolítico, destinadas a formar uma barreira primária à passagem dos produtos de fissão. Admitimos que o diâmetro total do grânulo recoberto será de aproximadamente 500 μ . Estas estimativas são coerentes com os valores adotados nos elementos combustíveis fabricados pela G.A., mas, da mesma maneira que para os outros itens mencionados, nesta seção, são meramente indicativas. O diâmetro dos grãos, entretanto, constitui um fator de relevância nos cálculos precisos do comportamento neutrônico do reator, principalmente quando se desejam testar métodos de análise da estrutura fina dos fluxos de neutrons.

A pureza da grafita, é claro, quanto mais alta, melhor.

Antes de encerrarmos este esboço da estrutura do caroço, seria oportuno um comentário acêrca da resistência mecânica do conjunto. O empilhamento de onze fileiras de blocos pode despertar preocupação quanto à capacidade da grafita esburacada de suportar os esforços e deformações a que estarão submetidos os blocos inferiores, sem prejuízo de sua integridade mecânica. Noriyuki Koishi, da Coordenadoria de Engenharia Nuclear, do Instituto de Energia Atômica,

analisou estas grandezas com o auxílio do programa de computação FEAST-1-85, sob as mais variadas condições de carga mecânica do conjunto e chegou à conclusão de que a montagem é bastante segura. Para fins de avaliação, fornecemos as cifras mais significativas: as máximas tensões de compressão encontradas, nas circunstâncias menos favoráveis, não ultrapassam 2.72×10^{-2} kg/mm², enquanto o valor limite, para a grafita, situa-se em torno de 2.90 kg/mm²

O Quadro 2.4 reúne as principais características e dados referentes ao caroço do R.P.Z., resumindo a definição do projeto apresentado neste Capítulo.

Q U A D R O 2.4

Características do caroço e das barras

| | |
|--|---------------------|
| Dimensões dos blocos estruturais | 27cm x 27cm x 130cm |
| Número de blocos em cada uma das | |
| quatro pilhas do caroço | 11 x 11 = 121 |
| Número de buracos por blocos | 81 |
| Altura máxima do caroço | 2.97 m |
| Espessura máxima do caroço ativo | 2 x 1.30m = 2.60m |
| Massa de um bloco vazio | 40.955 kg |
| Diâmetro dos buracos | 2.4cm |
| Distância entre os centros dos buracos.. | 3cm |
| Espessura dos tubos de alumínio | 15 mils |

Largura do vão nos canais preenchidos

| | |
|---|-------------------------|
| por bastões encapsulados | 1.5mm |
| Fração de volume não aproveitado nos canais preenchidos | 0.1796 |
| Fração de volume vazio nos canais preenchidos com barras encamisadas.. | 0.1211 |
| Fração de volume perfurado em um bloco. | 0.5027 |
| Densidade da grafita dos blocos es- truturais e das barras mudas | 1.74 g/cm ³ |
| Densidade da grafita de ligamento dos bastões | 1.5 g/cm ³ |
| Concentração do tório nos bastões | 1 g/cm ³ |
| Concentração do urânio nos bastões | 0.2 g/cm ³ |
| Enriquecimento do urânio (razão atômica) | 20% |
| Densidade do Th C ₂ | 9.86 g/cm ³ |
| Densidade do UC ₂ | 11.28 g/cm ³ |
| Densidade efetiva das barras contendo tório | 2.465 g/cm ³ |
| Densidade efetiva das barras contendo urânio | 1.691 g/cm ³ |
| Comprimento de uma barra | 65cm |
| Relação carbono/urânio-235 em uma barra ativa | 736.86 |
| Relação carbono/tório em uma barra com tório | 25.63 |
| Massa de urânio-235 em uma barra ativa | 9.649 g |
| Massa de tório em uma barra com tório | 241.235 g |

Mínimo valor da relação

carbono/urânio-235 no caroço 1774

Massa de uma barra com bastões

contendo tório 595 g

Massa de uma barra com bastões

contendo urânio 408 g

Massa de uma barra de grafita pura 420 g

Massa de uma coluna de onze

blocos (não ocupados) 450.507 kg

Massa total do caroço (não ocupado).... 19.822 kg

CAPÍTULO 3

Os métodos do cálculo da criticalidade

O cálculo da criticalidade de um reator compreende normalmente duas etapas, a saber, a determinação dos parâmetros microscópicos e o estudo macroscópico do sistema. Por este último entendemos, principalmente, o cálculo da massa crítica, das dimensões do caroço ativo e da distribuição global do fluxo de neutrons, e constitui o objetivo final deste trabalho. Os métodos à disposição do engenheiro fazem uso das várias soluções numéricas da equação de difusão. Por outro lado, o estudo microscópico do reator ocupa-se da estrutura fina do fluxo, dos efeitos locais das heterogeneidades e, finalmente, da determinação das seções de choque dos multigrupos, que servirão como parâmetros conheci

dos para a análise de difusão do reator como um todo. Esta fase preliminar do estudo da criticalidade somente pode ser tratada convenientemente por meio da teoria de transporte, uma vez que se procuram determinar com rigor as taxas de colisão dentro e nas imediações das heterogeneidades, em distâncias inferiores e da ordem de uns poucos livres percursos médios de transporte. O conhecimento das variações das densidades de reação permitirá calcular seções de choque que incluem os efeitos da distribuição heterogênea dos elementos absorvedores no carrego e, então, proceder ao estudo macroscópico do reator sob a hipótese de que este constitui uma ou mais misturas homogêneas dos diversos elementos constituintes (moderador, materiais físséis, férteis, estruturais e refrigerantes).

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

1. - Programa CAPN, cuja função é a interpretação dos dados de entrada e a coordenação dos programas subseqüentes.
2. - Programa THERMOS, que calcula a distribuição de fluxo

térmico ($E < 0.625\text{ev}$) pela teoria integral unidimensional de transporte, fornecendo na saída as seções de choque médias dos grupos, os parâmetros de difusão e as taxas de reação.

3. - Programa HAMLET, que executa os mesmos cálculos que o anterior, no intervalo de energia compreendido entre 0.625 ev e 10 Mev. Além dos parâmetros da região rápida correspondentes aos fornecidos pelo THERMOS, este programa calcula as probabilidades de escape de ressonância, os fatores de fissão rápida e o "buckling" do reticulado periódico.
4. - Programa FLOG, que utiliza as seções de choque calculadas previamente pelo THERMOS e pelo HAMLET para proceder à pesquisa de criticalidade do reator finito. Esta seção do sistema HAMMER não foi usada, pois contávamos com programas de difusão mais elaborados, capazes de procurar as dimensões de reatores críticos descritos por geometria bidimensional.
5. - Programa DIED, que aproveita os resultados dos programas anteriores para fornecer os balanços dos neutrons, permitindo a comparação das frações dos que escapam do reator, dos que são absorvidos nos vários isótopos, e dos que induzem fissões.

Todos estes programas, individualmente, têm uma larga história pregressa de êxitos na interpretação

e previsão de dados experimentais, o que autoriza a confiança nos resultados a serem obtidos para o R.P.Z.

As seções de choque obtidas da análise do reator assintótico podem ser levadas ao programa de computação CITATION. Especificadas as dimensões do anel acionador e do refletor, o programa pesquisará o raio da zona central que conduzirá o sistema à criticalidade.

O programa CITATION foi desenvolvido em Oak Ridge National Laboratory por T.B. Fowler, D.R. Vondy e G.W. Cunningham, em 1969, sofrendo uma segunda revisão pelos mesmos autores em julho de 1971. Constitui também uma combinação de programas que executam uma variedade de cálculos independentes, baseados na representação por diferenças finitas da teoria de difusão dos neutrons. A possibilidade de procura direta de criticalidade de reatores dotados de geometria bidimensional coloca-o em posição vantajosa relativamente aos outros programas da biblioteca da Coordenadoria de Engenharia Nuclear, como o FLOG, já citado, restrito a geometrias unidimensionais, e o EXTERMINATOR, que apenas determina a concentração dos nuclídeos dos reatores críticos com dimensões fixadas.

A utilização do CITATION requer que as várias regiões do reator sejam divididas por uma malha retangular, em cujos centros o fluxo é numericamente calculado, após a determinação do volume crítico.

Assim como o HAMMER, o CITATION é um programa já bem provado pela experiência.

Tanto a teoria de difusão como a de transporte aplicadas em todos estes programas de computação utilizam-se dos chamados multigrupos de energia: o intervalo de variação da energia dos neutrons é dividido em uma sequência de intervalos menores, e em cada um deles, a variação pontual das taxas de absorção e espalhamento é substituída por um único valor. Nos cálculos do comportamento dos neutrons na região térmica, a estrutura de grupos compreende mais generalizadamente do que taxas de espalhamento, os núcleos de espalhamento, que governam as probabilidades de intercâmbio de neutrons dos grupos de energias superiores para os de energias inferiores e vice-versa. O programa THERMOS, sub-seção do HAMMER, para os cálculos de termalização de neutrons na grafita, adota o modelo teórico de Melkin-Parks de espalhamento pela rede cristalina. O intervalo das energias térmicas, inferiores a 0.625 ev compreende trinta (30) grupos de energia de amplitudes variáveis. A biblioteca das seções de choque é parte integrante do THERMOS.

O sub-programa HAMLET utiliza-se de cinquenta e quatro (54) grupos de energias epitérmicas e altas que incluem as seções de choque, as matrizes de espalhamento e os parâmetros de ressonância. Estes dados, por sua vez, foram extraídos da compilação preparada por R.A. Dannels e D.J. Bredin para o programa MUFT e incorporados ao HAMLET.

O sub-programa THERMOS condensa os seus trinta grupos de energias inferiores a 0.625 ev em um único intervalo, designado por grupo 4, o qual abrange o comportamento médio dos neutrons termalizados. Em outras palavras, as seções de choque, bem como os demais parâmetros das células, são ponderados tanto espacialmente como espectralmente, fornecendo um conjunto de coeficientes característicos da interação neutrons-ambiente no domínio térmico.

Coisa parecida é executada pelo sub-programa HAMLET, que aglutina as suas cinquenta e quatro divisões finas em três grupos maiores chamados de 1 a 3. As energias fronteiriças constam do Apêndice B1, pois ajudarão a esclarecer, mais tarde, os resultados das saídas dos programas.

O espectro dos neutrons de fissão já está embutido no próprio HAMMER. Como estes dados devem servir às entradas dos programas de difusão, nós os relatamos no Apêndice B2.

O manual do HAMMER, igualmente, dá as seções de choque e constantes de difusão dos quatro grupos de energia para os principais materiais refletores. Para nós, interessam os do carbono. Admitimos que as taxas de retorno dos neutrons não são dramaticamente sensíveis ao espectro de energia nos refletores espessos e às propriedades específicas dos meios da mesma natureza, de modo que estes dados são viáveis para os nossos cálculos de criticalidade, indistintamente da caracterização acurada dos reatores e da grafita

de reflexão. Eles foram copiados no Apêndice B3.

Nos cálculos dos reatores e das seções de choque, aceitamos sem discutir as condições de contorno e os critérios numéricos de convergência sugeridos pelos manuais de utilização dos programas.

CAPÍTULO 4

O cálculo das seções de choque

A primeira parte do cálculo de criticali-
dade, como dissemos, compreende a análise dos efeitos das he-
terogeneidades e dos fatores de auto-blindagem: o objetivo
final é a determinação das constantes equivalentes que permi-
tam tratar as regiões heterogêneas, constituídas de barras
absorvedoras, camisas de materiais de proteção, espaços va-
zios e meio moderador, como um sistema homogêneo, onde os di-
versos materiais presentes estão uniformemente distribuídos.

Em muitos reatores as barras combustí-
veis estão dispostas periôdicamente, formando um reticulado,
que pode ser reproduzido pela repetição de uma única célula

unitária. Nessas condições o fluxo de neutrons apresentará uma estrutura fina periódica. Basta a análise de uma única célula para obtermos uma descrição de como as interações dos neutrons com o sistema são afetadas pelo agrupamento heterogêneo dos vários elementos componentes do caroço. Já que este é constituído pela repetição ad infinitum de células idênticas, os efeitos locais serão os mesmos (ou praticamente os mesmos) em qualquer parte do reator, e as seções de choque equivalentes obtidas da unidade mínima constitutiva aplicam-se ao sistema global.

Freqüentemente, as células unitárias são quadrados ou hexágonos do meio moderador envolvendo uma barra cilíndrica de combustível. Contudo, o tratamento matemático do problema simplifica-se se substituirmos o contorno real por um contorno cilíndrico, de tal modo que o volume permaneça o mesmo. Esta é a chamada aproximação de Wigner - Seitz, cuja validade depende em grande parte das condições de contorno impostas sobre o fluxo. A literatura discute amplamente o assunto, e, de modo geral, suas conclusões estabelecem que a abordagem de Wigner - Seitz fornecerá bons resultados sob as seguintes premissas:

1. - A razão do diâmetro da célula para o comprimento é pequena; pode-se então considerar as barras infinitamente longas, e justifica-se o tratamento bidimensional do problema;
2. - A região moderadora interior à célula compreende vários livres percursos médios dos neutrons.

A primeira destas condições é plenamente satisfeita pelas características de construção do R.P.Z. Já a segunda introduz algumas ambigüidades na aplicação do método.

Numa configuração genérica do caroço do R.P.Z., as barras absorvedoras, do mesmo tipo ou de tipos diferentes, ficarão a uma distância mútua inferior a 3cm, que é a dimensão dos lados dos quadrados nos quais estão centradas. Ora, na grafita, o livre percurso médio é exatamente desta ordem de grandeza, e a aproximação de Wigner-Seitz deixa de ser estritamente aplicável. As barras vizinhas situam-se tão próximo que sua influência recíproca pode ser considerável, e as condições de contorno usualmente impostas, v i z, corrente nula nos bordos do cilindro celular, não levam em conta a fuga dos neutrons provocada pela interação com as células circundantes. Este é o chamado efeito Dancoff.

Além disso, uma configuração genérica não apresenta estrutura periódica, e os efeitos dos heterogeneidades sobre uma barra de urânio ou de tório dependerão - sensivelmente de sua posição relativa dentro do conjunto. Se a espessura do meio moderador compreendesse vários livres caminhos médios, a análise da célula ainda seria um recurso válido para o cálculo das seções de choque, pois os centros heterogêneos se apresentariam inteiramente desacoplados, e as depressões locais do fluxo teriam o mesmo valor relativo em qualquer parte do reator.

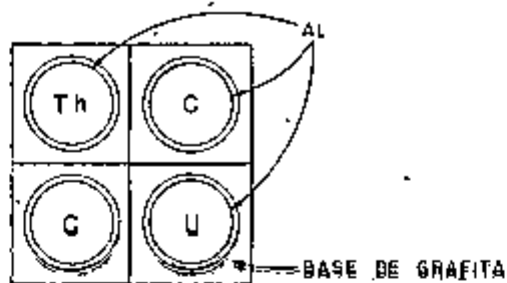
Não é esta, entretanto, a situação que estamos focalizando.

Há duas alternativas para contornar a dificuldade que surge na análise do caroço do R.P.Z.:

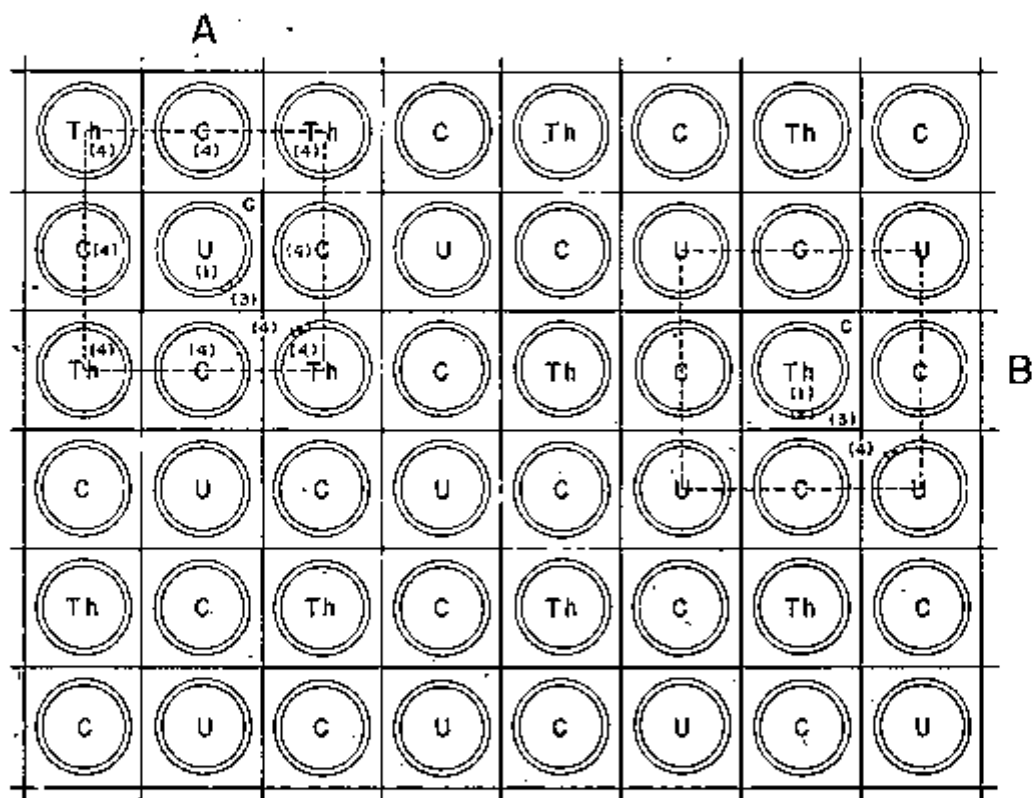
1. - Considerar a célula unitária constituída pelo quadrado de 3cm de lado, encerrando apenas uma barra de combustível ou de material fértil, cercada pelo moderador estrutural e, posteriormente, proceder a uma correção separada, por meio de fórmulas teoricamente deduzidas, que permita incluir os efeitos recíprocos de um determinado arranjo geométrico do caroço.
2. - Construir uma célula unitária em que as influências das barras vizinhas sobre a barra central estejam devidamente representadas.

Este segundo método é uma prática costumeira nos escritórios de engenharia, apesar de não passar de um expediente de cálculo. Vejamos como ele pode ser aplicado ao caso particular que estamos estudando.

Ao invés de considerarmos uma configuração genérica do caroço, obtida pela disposição aleatória de células de um canal, contendo urânio, tório, ou grafita, procuraremos estruturá-lo a partir de translações ou reflexões de células maiores, compostas de quatro quadrados básicos. Um arranjo deste tipo está ilustrado na Figura 4.1, em que o



OS QUATRO QUADRADOS BÁSICOS DA CONFIGURAÇÃO 1120



CONFIGURAÇÃO 1120, OBTIDA POR REFLEXÕES DA CÉLULA UNITÁRIA A OU B

FIGURA 4.1

caroço se organiza pela repetição de células englobando uma barra de tório, uma de urânio e duas de grafita. A esta unidade ampliada aplicaremos a técnica de Wigner-Seitz.

O reticulado da figura pode ser imaginado como a reprodução periódica de qualquer uma das células tracejadas, centradas respectivamente em uma barra de tório ou de urânio. Considerando-se esta última, por exemplo, é possível reconhecer quatro regiões, percorrendo-se a célula do centro à periferia: o "caroço", constituído pela própria barra de urânio, o anel do envólucro de alumínio, uma região de meio puramente moderador, e finalmente, uma região circun_udante, onde aparecem, heterogêneamente, as barras vizinhas de tório e grafita pura, encapadas em alumínio, além do sub_strato estrutural de grafita. Este conjunto pode ser substituído por uma célula cilíndrica, onde as diversas regiões que envolvem a barra são dissolvidas em anéis de composição homogênea. Isto equivale simplesmente a acrescentar ao cilindro substitutivo da célula de um canal, camadas externas que tornem presente a influência das zonas vizinhas.

Na Figura 4.2 exibimos o resultado deste procedimento. O alumínio das barras periféricas está representado por um fino anel, que preserva o volume e a massa constantes na configuração original; e o carbono, o tório, e o urânio das frações dos quadrados externos, estão diluídos na penúltima camada cilíndrica. A densidade da grafita é concomitantemente reduzida, de modo a absorver os espaços vazios intersticiais dos condutos.

A construção das células substitutivas não está isenta de ambiguidades. Por exemplo, o que deve vir primeiro: o anel de alumínio, que deixamos como franja externa da célula, ou o anel de que participa a mistura homogênea representativa do ambiente em volta da barra central? A inspeção da célula real não nos permite resolver por uma ou outra alternativa.

Preferimos, arbitrariamente, transferir o alumínio para a última camada, e dissolver o conteúdo das barras em todo o espaço restante das células. Em outras palavras, a região 4 da Figura 4.2, que envolve as frações dos quadrados circunvizinhos, completa os 36cm^2 da unidade fundamental, e o alumínio removido fecha o conjunto por fora. Esta construção faz exceder a superfície da célula equivalente, que passa a ter 36.79420cm^2 . Teria sido, sem dúvida, mais correto preservar a área total, de modo que a região 4 não absorvesse o espaço respectivo às capas de alumínio de cada uma das barras periféricas, deixando-o para per-fazer a medida justa. O erro cometido entretanto (2%), é muito pequeno, e a discussão posterior deste capítulo permite estabelecer que sua influência sobre as seções de choque é ínfima. O esclarecimento é relevante não só para coerência dos dados fornecidos a seguir, como porque a área exata das células interessa ao cálculo da massa crítica, que se fará no Capítulo 5.

O método exposto obriga-nos a selecionar entre todas as disposições possíveis para as barras no caro-

go, somente aquelas que podem ser obtidas pela repetição periódica de células de quatro canais. Essa restrição limita severamente o número de composições, e então, dos espectros que podem ser estudados. Além disso, é conveniente eliminarmos as células que contêm canais vagos, em virtude dos problemas adicionais que elas trazem ao cálculo da heterogeneidade.

Reiterando as considerações do Capítulo 2, a presença de lacunas no caroço de um reator influi no comportamento dos neutrons de duas maneiras distintas: por um lado, ela reduz a efetividade da moderação e, por outro, contribui para a fuga localizada e orientada dos neutrons (efeito "streaming")*. Quando a porcentagem de volume vazio é pequena em relação ao volume do reator, pode-se desprezar este último efeito, e a capacidade reduzida de moderação é adequadamente representada pela distribuição homogênea do moderador no volume total, como fizemos ao construir a célula de Wigner-Seitz acima. Já a presença de centros consideráveis de escoamento de neutrons exige um tratamento distinto que preferimos evitar.

Feito o balanço, restam 10 células - mais do que suficiente para determinarmos o estoque de massa físsil necessário à operação do R.P.Z. - cuja estrutura e compo

*De um ponto de vista mais físico, as lacunas modificam as propriedades de migração dos neutrons, que se traduzem em comprimentos de difusão anisotrópicos segundo as direções paralela e perpendicular aos condutos vagos.

sição estão representadas no Quadro 4.1. A nomenclatura das células compreende quatro dígitos, indicando, respectivamente, o número de canais preenchidos com barras de tório, de urânio, de grafita, e os deixados vagos. As células que não contêm tório, cujo primeiro dígito de identificação é zero, são recomendadas para a organização do anel acionador; há três delas, sobrando sete para o caroço. As proporções do moderador para os isótopos pesados podem ser facilmente verificados por meio das equações (28) a (30) do Capítulo 2.

O exame da composição das células revela que duas delas, 0400 e 3100, estão à margem do intervalo de composição do H.T.G.R., a primeira, pela excessiva quantidade de urânio-235, e a segunda, pela de tório. Por este motivo, e ainda com o fito de limitarmos o número de casos estudados, nós também as suprimimos.

O artifício que encontramos para a análise do caroço, sem dúvida alguma, dará resultados apenas aproximados, mas, pelas razões já discutidas, é de esperar que sejam mais corretos que os obtidos simplesmente através das células de um canal.

A exemplo da Figura 4.2, as configurações múltiplas de um certo número de barras de tório, urânio e grafita, no total de quatro, poderão ser organizados pela repetição de células centradas em barras absorvedoras de tório ou de urânio. As células de Wigner-Seitz correspondentes serão distintas em cada caso, e, conseqüentemente, forne

cerão resultados diferentes. Como a descrição mais exata da heterogeneidade é representada pela barra central, as seções de choque para o isótopo nela contido serão mais precisas do que para o isótopo que apenas comparece na periferia. A possibilidade de deduzir dois tipos de células de uma mesma disposição do caroço aproveita, pois, ao cálculo das seções de choque de cada um dos elementos absorvedores.

No Apêndice C1 apresentamos os dados de construção para tôdas as oito células, agora tornadas treze. Na nomenclatura, aos quatro dígitos informativos da composição, acrescentamos um dígito inicial indicativo da barra central: 1 ou 2, conforme contenha tório ou urânio. *

A análise de uma célula pelo programa HAMMER exigiu, em média, 3 minutos, no computador IBM/370 do Instituto de Energia Atômica. À região central foram atribuídos oito pontos nodais, nos quais se computaram os fluxos médios das malhas correspondentes; e às regiões subsequentes, dois, três, cinco e dois pontos, respectivamente, perfazendo um total de vinte pontos nodais, que é o número máximo admitido pelo programa.

O maior interesse do método adotado para o cálculo dos parâmetros celulares reside na possibilidade de comparar os resultados obtidos das células centradas nas barras de urânio e tório, extraídos de um mesmo arranjo geométrico do caroço. Para fins de crítica e discussão, focali-

QUADRO 4.1Estrutura e Composição das Células de Quatro Canais

| CÉLULAS | C/U-235 | C/U-238 + Th) | Fator de Vazio |
|----------------------|---------|---------------|----------------|
| 0400 | 1174 | 444 | 0.22 |
| 3100 | 6852 | 85 | 0.22 |
| Células do Anel | | | |
| 0130 | 7465 | 1866 | 0.88 |
| 0220 | 3671 | 918 | 0.44 |
| 0310 | 2406 | 602 | 0.29 |
| Células do Centro | | | |
| 1300 | 2338 | 187 | 0.22 |
| 2200 | 3467 | 117 | 0.22 |
| 1210 | 3569 | 213 | 0.29 |
| 2110 | 7056 | 128 | 0.29 |
| 1120 | 7260 | 245 | 0.44 |

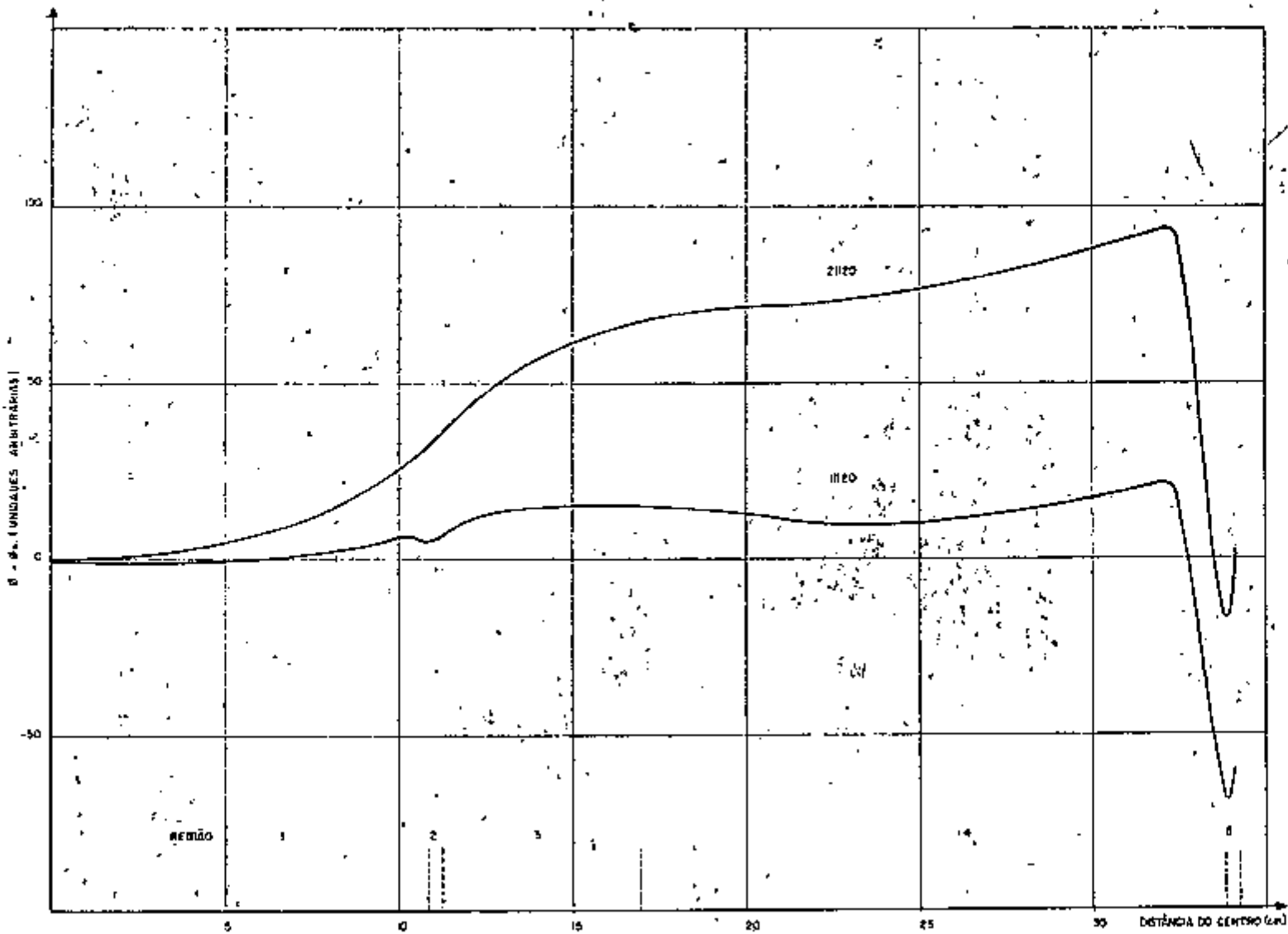
zamos o par 11120 e 21120 desenhado na Figura 4.2, que nos permite estender as conclusões qualitativas da análise para todos os demais pares.

O exame das saídas dos programas revela o seguinte:

1) Os fluxos térmicos, conforme representados na Figura 4.3*, não apresentam depressões excepcionalmente pronunciadas nas regiões absorvedoras. As variações entre os valores máximos e os valores na origem são de 9,3%, para a célula 21120 e 3.1% para a célula 11120. Isso significa que os materiais pesados estão consideravelmente diluídos. A diferença entre os efeitos de heterogeneidade em ambas as células, no nível térmico, é explicável pelas diferenças entre as propriedades de absorção das regiões centrais, e refletem-se nos fatores de utilização térmica: 0.741, para a célula 11120, e 0.703 para a célula 21120.

2) A célula construída em torno da barra de urânio (21120), na primeira cobertura de alumínio (região 2), não apresenta depressão, enquanto a sua parceira (11120) exibe um leve decréscimo do fluxo térmico, da ordem de 1%, que, apesar de pequeno, é significativo em face da queda máxima na célula (2.1%). A oscilação que ocorre na unidade con

* Estes gráficos não aspiram à precisão. Os fluxos fornecidos pelo HAMMER são valores médios, como já observamos, e não pontuais, e a curva, ajustada visualmente, não pretende respeitar esta condição.



FLUXOS TÉRMICOS (GRUPO 4) NAS CÉLULAS 1120 e 2120

FIGURA 4.3

trada na barra de tório pode ser justificada da seguinte maneira. A região 3, constituída de meio puramente moderador, é a principalmente fonte de neutrons térmicos para as zonas interiores; originados na grafita, os neutrons incidem sobre a camada de alumínio (região 2), cujo baixo poder de moderação não contribui para a geração de neutrons térmicos, limitando-se a absorvê-los. Por outro lado, graças à presença de tório e de núcleos espalhadores de carbono, a região central age tanto como absorvedora como fonte de neutrons térmicos locais, embora este último papel seja mais modesto do que na região 3. Tal produção, entretanto, é suficiente para provocar um leve acréscimo do fluxo nas adjacências da interface entre a barra central e o alumínio circundante. À medida que nos aproximamos do centro da célula, o excesso de neutrons térmicos é rapidamente compensado pela absorção do tório, e o fluxo volta a decair de modo regular.

Na célula organizada em torno da barra de urânio (21120), a região central é tão fortemente absorvedora, que o abastecimento dos neutrons de origem local fica obscurecido, não se registrando uma flutuação semelhante.

3) A região 4, correspondente à diluição das barras absorvedoras na base estrutural de grafita, exhibe uma suave depressão do fluxo na célula 11120 facilmente explicável: esta região, na primeira das células citadas, contém urânio, que, apesar de diluído, é um sorvedouro significativo dos neutrons térmicos, mais do que o tório na célula conjugada.

4) Para terminar a discussão dos fluxos térmicos, resta investigar as razões que ocasionam uma depressão tão profunda no anel de alumínio envolvente das células. Certamente, ela não decorre das propriedades desse material, como se comprova pelo anel interno, para dizermos o mínimo. As causas devem ser procuradas nas condições de contorno impostas sobre as fronteiras da célula cilíndrica equivalente. A Figura 4.4; abaixo, ilustra os trajetos típicos dos neutrons não espalhados, como determina a condição de reflexão especular (ou condição de contorno "branca"), na célula de Wigner-Seitz e na célula real. Evidentemente, tal imposição elimina a possibilidade de reflexão difusa, e acentua indevidamente o percurso que os neutrons sofrem na camada externa de alumínio, amplificando aí o efeito da absorção. Um modo de evitar esta distorção, como observou o Prof. Raj Seghal, consiste em se acrescentar à célula, por último, uma fina película de material poderosamente espalhador ($\sim 10^6$ barns por átomo) e não absorvente, que assegura o fornecimento isotrópico dos neutrons refletidos. Como veremos logo em seguida, contudo, o efeito artificial que obtivemos não é suficiente para adulterar as seções de choque médias.

5) Passando agora à Figura 4.5, que representa os fluxos rápidos (grupo 1), notamos uma curiosa mas justificada inversão de tendências no par de células. Na célula centrada na barra de urânio (21120), a região central, que contém o isótopo físsil, é a fonte dos neutrons rápidos, oriundos das fissões, ao passo que na outra célula, a geração provém da região; é natural, portanto, que os picos dos

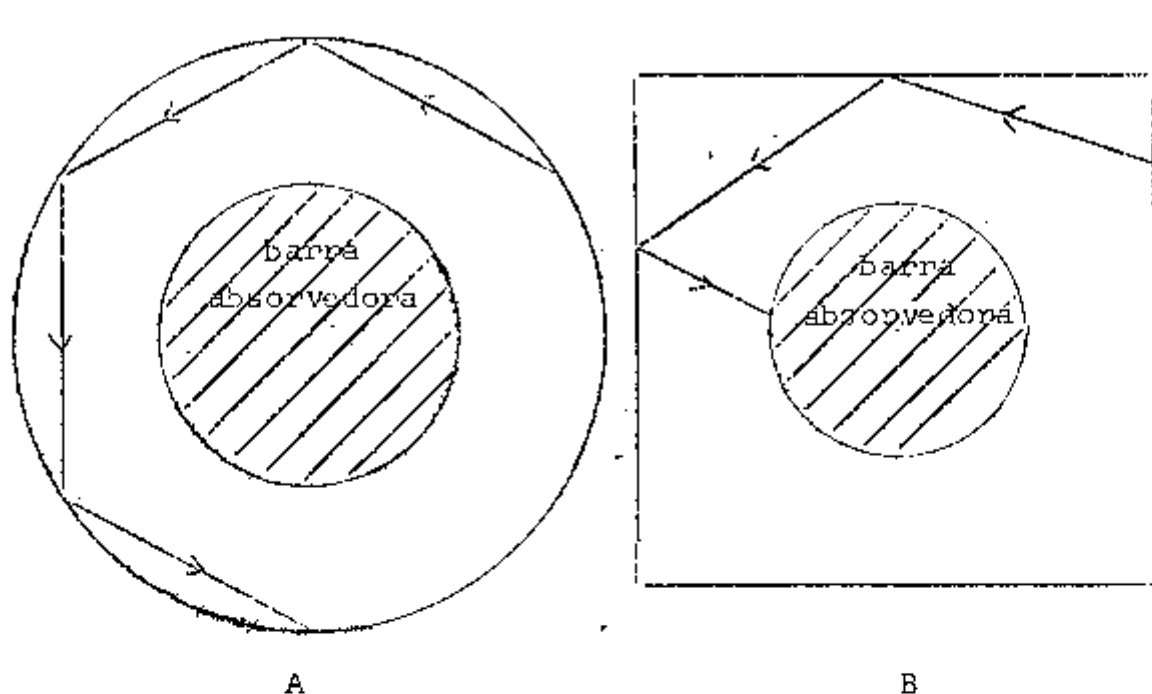
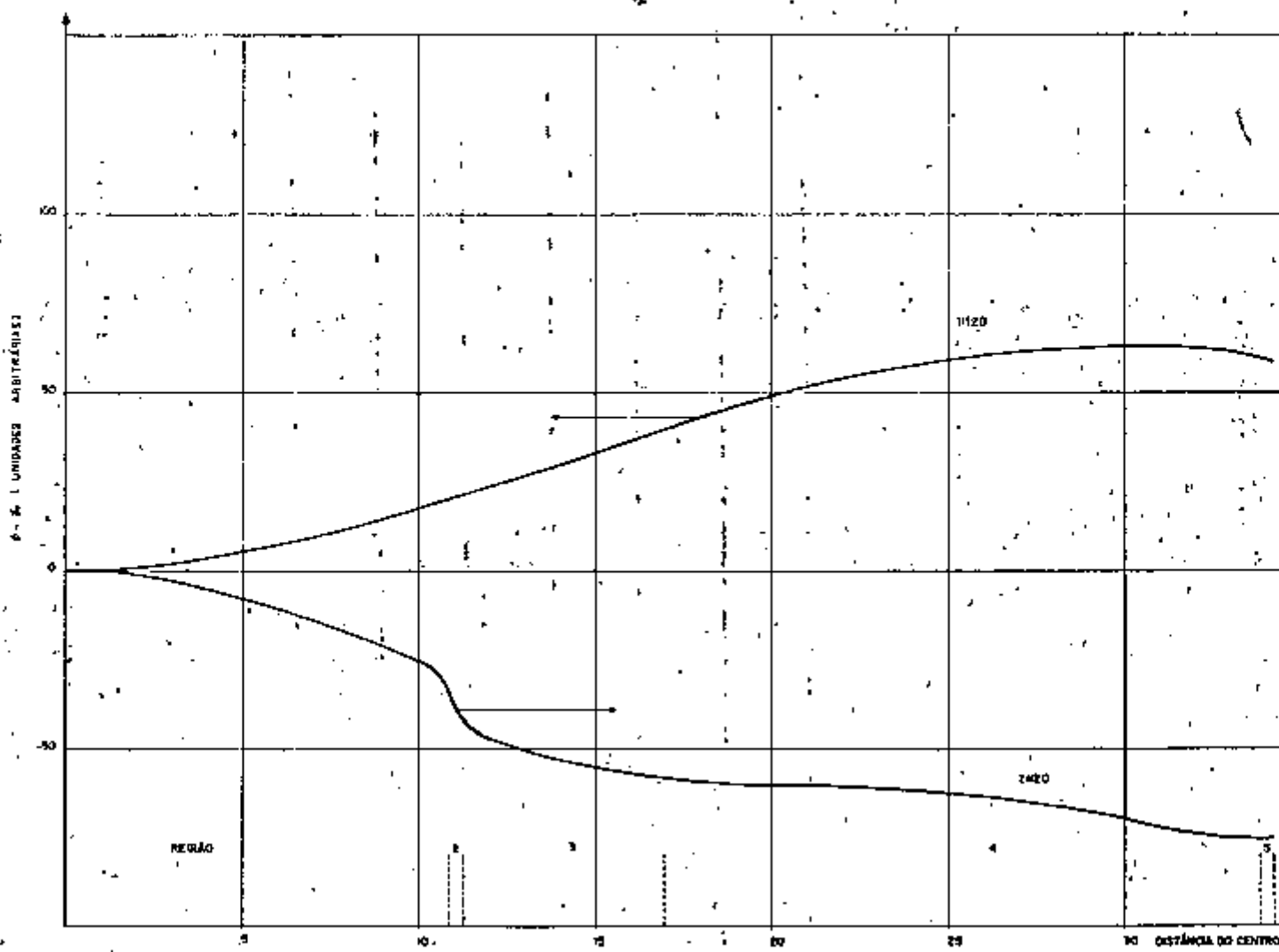


Figura 4.4 - Trajetos típicos de neutrons não espalhados na: (A) célula cilíndrica equivalente, (B) célula unitária real (do livro de Bell-Glasstone).

fluxos acompanhem as distribuições diferentes dos núcleos de urânio-235.

A variação do fluxo rápido na célula 21120 é bastante marcada: atinge 6.3%. O fluxo rápido médio alcança 26.8% do fluxo térmico médio na célula.

6) As distinções entre as células na região das ressonâncias ficam patenteadas pelos valores das integrais de ressonância efetiva. O Quadro 4.2, abaixo, conjuntamente com os valores correspondentes à diluição infinita, mostra os fatores de bloqueio para cada um dos isótopos nas células heterogêneas.



FLUXOS RÁPIDOS (GRUPO I) NAS CÉLULAS 1120 e 2120

FIGURA 4.5

Q U A D R O 4.2

Valores dos fatores de auto-blindagem para os isótopos nas células 11120 e 21120, e integrais de ressonância efetiva para diluição infinita.

| ISÓTOPO | CÉLULA | | |
|---------|--------|-------|-------------------|
| | 11120 | 21120 | (RI) [∞] |
| U-235 | 0.985 | 0.954 | 221.727 |
| U-238 | 0.655 | 0.408 | 268.223 |
| Th | 0.244 | 0.420 | 86.027 |
| Al | 0.954 | 0.954 | 0.0689 |

As correções mais drásticas, bem como as maiores discrepâncias, ocorrem isótopos ressonantes (U-238 e Th), o que não é de surpreender. Para que houvesse coincidência entre os valores, seria necessário que a construção das células cilíndricas equivalentes mantivesse as mesmas cordas médias das zonas ressonantes, às quais os fatores de auto-blindagem são particularmente sensíveis. Ao compormos a região 4, em que se dissolvem o urânio ou o tório, o quociente entre o volume e a área das barras que os contêm é prejudicado, como consequência da necessidade de preservar o volume total da região. O falseamento das características geométricas reais repercute na probabilidade total de escape das res

sonâncias, dando 0.707 para a célula centrada na barra de urânio e 0.722 para a centrada na barra de tório.

7) Os resultados díspares apontados entre as duas células aparecem conclusivamente nos valores das constantes de multiplicação do sistema assintótico: 1,1597, para a célula 11120, e 1,1059 para a célula 21120, ou seja, uma diferença de 4,9%, nada desprezível. Ela exprime bem as limitações da técnica adotada para a análise da estrutura fina dos fluxos de neutrons*.

8) No Apêndice C2, anexamos as saídas do sub-programa DIED do HAMMER, que fornecem os balanços dos neutrons. O fato mais notável que elas revelam é que o alumínio, apesar de absorver uma fração pequena de neutrons, em confronto com o urânio ou o tório, assimila cerca de 73% a mais do que o carbono, e portanto, sua participação não pode ser esquecida no estudo do reator global. É também verdade que este número deve estar superestimado, pelas razões apontadas no item 4. Por outro lado, a porção que cabe ao alumínio representa apenas 3,5% da absorção total, o que nos autoriza a aceitar que, sejam quais forem as condições de contorno, ou as maneiras de construir as células equivalentes, a influência dos encamisamentos nas seções de choque macroscópicas médias é secundária.

* É oportuno enfatizar que estas observações aplicam-se ao reator assintótico. As incertezas nas avaliações de criticidade do sistema homogêneo e finito serão discutidas no Capítulo 5.

9) Os balanços das fissões mostram que a grande maioria destas é induzida pelos neutrons do grupo térmico, confirmando o caráter moderado do sistema. A contribuição de um número apreciável de fissões do grupo 3. (7.9% do total) entretanto, indica que o espectro apresenta uma componente epitérmica respeitável, obrigada, sobretudo, pela elevada quantidade de tório na célula.

10) O Quadro do Apêndice C3 traz as seções de choque macroscópicas de absorção e fissão, suave e ressonante, dos grupos 1, 2 e 3 para as duas células que estamos examinando, relativamente ao urânio-238 e ao tório. Este quadro é útil para situarmos as diferenças que surgem nas grandezas que mais nos interessam: as seções de choque. As conclusões a que chegamos até agora levam-nos a não estranhar que as seções de choque de absorção ressonante do grupo 3, para um mesmo isótopo, se desviem nitidamente, nas duas células-irmãs. É nesse grupo que se acumulam os picos de ressonância, e onde se fazem sentir mais agudamente as consequências da construção geométrica: 62.9% de discrepância para o urânio-238 e 72.8% para o tório. Nos outros grupos, e nos outros isótopos, o afastamento é menor.

Inspencionando a tabela do Apêndice C4, verificamos entretanto, que as seções de choque macroscópicas totais das células apresentam uma espantosa semelhança em todos os grupos não térmicos. Para sermos mais precisos,

as seções de choque de absorção do grupo 3 diferem de 7,9%, e as de fissão, de 2,8%, desvios muito menores do que os registrados para os isótopos individuais. Uma convergência assim é puramente causal, e deve-se à compensação dos efeitos de auto-blindagem dos núclídeos em cada uma das duas células.

É bom reparar que estas diferenças líquidas respondem pela discrepância entre as constantes de multiplicação, mencionada no item 7: a menor absorção na célula 11120, e a maior seção de choque de fissão favorecem-se com maior reatividade positiva.

Das cinco configurações selecionadas para o caroço, constantes no Quadro 4.1, o estudo comparado das células complementares foi efetuado para as geometrias 1120, 2110 e 1300; esta última, em virtude do maior desequilíbrio dos números de barras de urânio e de tório, é a que apresenta maior desvio entre os resultados do par associado. Como sempre, ele aparece na seção de choque, o desnível é inferior a 5%. freqüentemente em ordem de 1%. Um estudo análogo para as geometrias 1210 e 2200 provavelmente revelaria disparidade mais brandas na seção de choque de absorção, já que a participação do urânio e tório é mais balanceada.

Como a sede da maior incongruência persistentemente é o grupo 3 das seções de choque de absorção, convém examinarmos os dados microscópicos dos isótopos individuais. O Quadro 4.3, abaixo, transcreve as informações colhidas das avaliações de ambas as células cilíndricas conju-

gadas. Por aí se desprende que as alterações, conforme a escolha da célula mínima da estrutura, podem ser muito grandes, e elas não surgem com a mesma importância nas seções de choque macroscópicas totais somente porque as tendências do tório e do urânio-238 cooperam com a relação das concentrações no sentido de atenuar as variações individuais.

O procedimento aconselhado no início deste capítulo, isto é, a combinação dos dados para o tório e o urânio, provenientes de uma e da outra célula do par de acordo com o tipo de barra central, permite "fabricar" novas seções de choque macroscópicas.

Elas englobam os efeitos mais severos dos bloqueios em cada um dos isótopos, e por isso aproximam-se das mais baixas seções de choque de origem não mista. As seções de fissão, quase que inteiramente pertencentes ao urânio-235, permanecem mais ou menos indiferentes à construção da célula básica, já que este nuclídeo não exhibe propriedades de ressonância marcantes. Todos estes fatos concorrem para que as seções de choque "construídas" (Quadro 4.4) reduzam o significado relativo das absorções parasíticas.

As discrepâncias apontadas convidam-nos a encarar o método de cálculo das seções de choque com alguma cautela. Fôssem elas menores, poderíamos aceitar com tranquilidade que o procedimento tivesse bastante consistência para que as seções de choque híbridas convergissem para os valores mais corretos. Uma palavra final, entretanto, de

Q U A D R O 4.3

Seções de choque de absorção microscópica do grupo 3, para isótopos pesados (em barns). Os números superiores em cada quadrinho correspondem aos dados obtidos da célula cilíndrica equivalente centrada em uma barra de tório, e os inferiores, aos da célula centrada em uma barra de urânio.

| CÉLULA | ISÓTOPO | | |
|--------|---------|--------|--------|
| | Th | U-235 | U.238 |
| 1120 | 2.5081 | 37.880 | 18.728 |
| | 4.2266 | 36.736 | 11.534 |
| 2110 | 3.3853 | 36.789 | 17.919 |
| | 3.2413 | 36.530 | 11.426 |
| 1300 | 2.5886 | 35.827 | 12.091 |
| | 4.3326 | 35.361 | 12.246 |

Q U A D R O 4.4

Seções de choque macroscópicas do grupo 3, obtidas por combinação dos dados microscópicos das células conjugadas.

| CÉLULA | Σ_a (cm ⁻¹) |
|--------|--------------------------------|
| 1120 | 0.001534 |
| 2110 | 0.002645 |
| 1300 | 0.003297 |

ve aguardar os resultados experimentais.

11) A disparidade entre as seções de choque obtidas das células conjugadas atinge o grupo térmico em muito menor grau. No par que estamos examinando (11120 e 21120), a diferença das seções de choque de absorção microscópicas do urânio-235 é de 0.41%, e nas do tório, de 1,7%. Evidentemente, as distorções da geometria repercutem muito menos nas seções de choque térmicas, do que nos picos de ressonância, cujos valores às vezes são várias ordens de grandeza superiores.

O Apêndice C5 fornece as seções de choque microscópicas médias do grupo 4 para todos os isótopos, nas oito configurações selecionadas, com exceção do oxigênio, cuja absorção é sempre nula. Esta tabela dá uma medida dos efeitos relativos das heterogeneidades entre os tipos diferentes de configuração do caroço. Por exemplo, a seção de choque de absorção do urânio-235, ao passarmos da célula 1210 para a célula 2110, com a troca dos números de barras de tório e de urânio, e a conservação aproximada da mesma densidade média de núcleos moderadores de carbono, aumenta em 9.2%.

Antes de concluirmos esta discussão a respeito dos métodos usados nos cálculos das seções de choque, seria conveniente trazermos à tona um aspecto a respeito do qual até agora silenciámos. Os materiais pesados, urânio e tório, não se apresentam homogeneamente diluídos nas

barras portadoras, como os vimos tratando, mas sim sob a forma de um aglomerado discreto de esférulas densas. Tais grânulos são outros tantos centros de heterogeneidade, e, por conseguinte, sofrem efeitos análogos aos das barras, isto é, de pressões interiores dos fluxos de neutrons, interferências mútuas, etc. Não é difícil, porém, justificar que a resultante global dos efeitos individuais, dentro do espírito do cálculo que estamos efetuando, pode adequadamente se fazer corresponder pela distribuição uniforme do conteúdo das partículas na matriz de grafita.

O livre percurso médio de absorção nos grãos contendo urânio-235, tomando como base o valor a 0.0253 eV para a seção de choque de absorção ($\sigma_a = 678,2$ barns) é 14,2 vezes maior do que o seu diâmetro, suposto 200 μ . Logo, nas energias térmicas, o conjunto se apresenta como um todo homogêneo, do ponto de vista neutrônico. O mesmo se dá com os grânulos de óxido de tório.

As coisas, entretanto, não são tão amenas se considerarmos seções de choque mais elevadas, como as que ocorrem nas ressonâncias. O gráfico abaixo (figura 4.6) ilustra a dependência da relação entre o livre percurso médio de absorção e o diâmetro das partículas de óxido de tório com a seção de choque de absorção, mostrando que valores de $\lambda_a/D > 3$ somente serão possíveis para ressonâncias de amplitudes inferiores a 700 barns. Há umas cinco delas que escapam a este limite, o que constitui uma fração relativamente pequena de todos os picos. No caso do urânio-238, cujo

gráfico, não representado, praticamente se superpõe ao do tôrio, o número é bem maior (o dôbro), mas ainda assim a parcela permanece pequena.

Não é fácil visualizar um cálculo simples que estime em quanto o encadeamento dos efeitos granulares se afasta do continuum de uma distribuição homogênea. As considerações acima sugerem que não deve haver correções sérias ao passarmos das condições reais para o modelo simplificado que adotamos, normente nas energias térmicas, mas, de qualquer maneira, as que houverem atingirão o grupo 3 das seções de choque, onde são mais vívidos os efeitos das ressonâncias.

Ao pôrmos de lado o bloqueio nas bolinhas de combustível individuais, estamos diminuindo a probabilidade de escape das ressonâncias, sem alterar concomitan-temente a utilização térmica, o que significa, em outros têrmos, um enfraquecimento da constante multiplicativa. A consequência última será um aumento da massa crítica do sistema macroscópico, e portanto, a favor da segurança.

CAPÍTULO-5

O cálculo de criticalidade

Estamos agora de posse de todos os meios para empreender o cálculo de criticalidade.

O reator que estudamos acha-se representado na Figura 5.1. Ele é inteiramente refletido, e, cortado transversalmente, apresenta geometria mista: o contorno externo é quadrado, enquanto o do caroço ativo é circular. Não compensa tentar incluir no cálculo a descrição exata da geometria do refletor, que bem pode ser substituído por um anel cilíndrico de mesmo volume que o real.

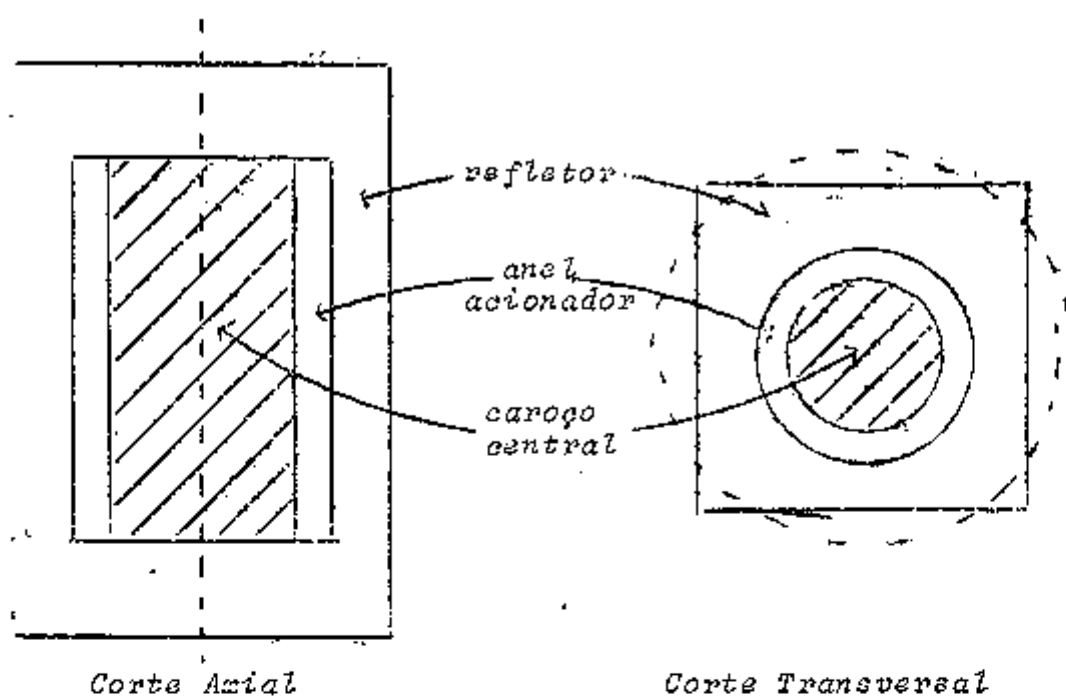


FIGURA 5.1 - Reator Cilíndrico Equivalente

Há muitas dimensões variáveis em jogo, graças às possibilidades de construção oferecidas pela unidade crítica. As células constitutivas do anel acionador e do caroço central, cujos parâmetros de difusão puderam ser determinados com os métodos dos capítulos precedentes, também permitem combinar uma grande variedade de composições para ambas as zonas. Não há necessidade de um estudo exaustivo: o de um número limitado de configurações e geometrias basta para formarmos um juízo da viabilidade do projeto e inferirmos o suprimento de massa físsil que deveremos ter de reserva.

A estruturas das malhas por meio das quais os reatores foram divididos, (ou antes, um quarto dos reatores, como o CITATION requer em situações de simetria) é a seguinte:

Caroço central: 30 pontos radiais x 30 pontos axiais
 Anel acionador: 20 pontos radiais x 30 pontos axiais
 Refletor : 30 pontos radiais x 20 pontos axiais

Em todos os casos vistos, as dimensões das malhas resultantes foram inferiores a um livre percurso médio de transporte no caroço ativo, e menos de duas vezes maiores, no refletor.

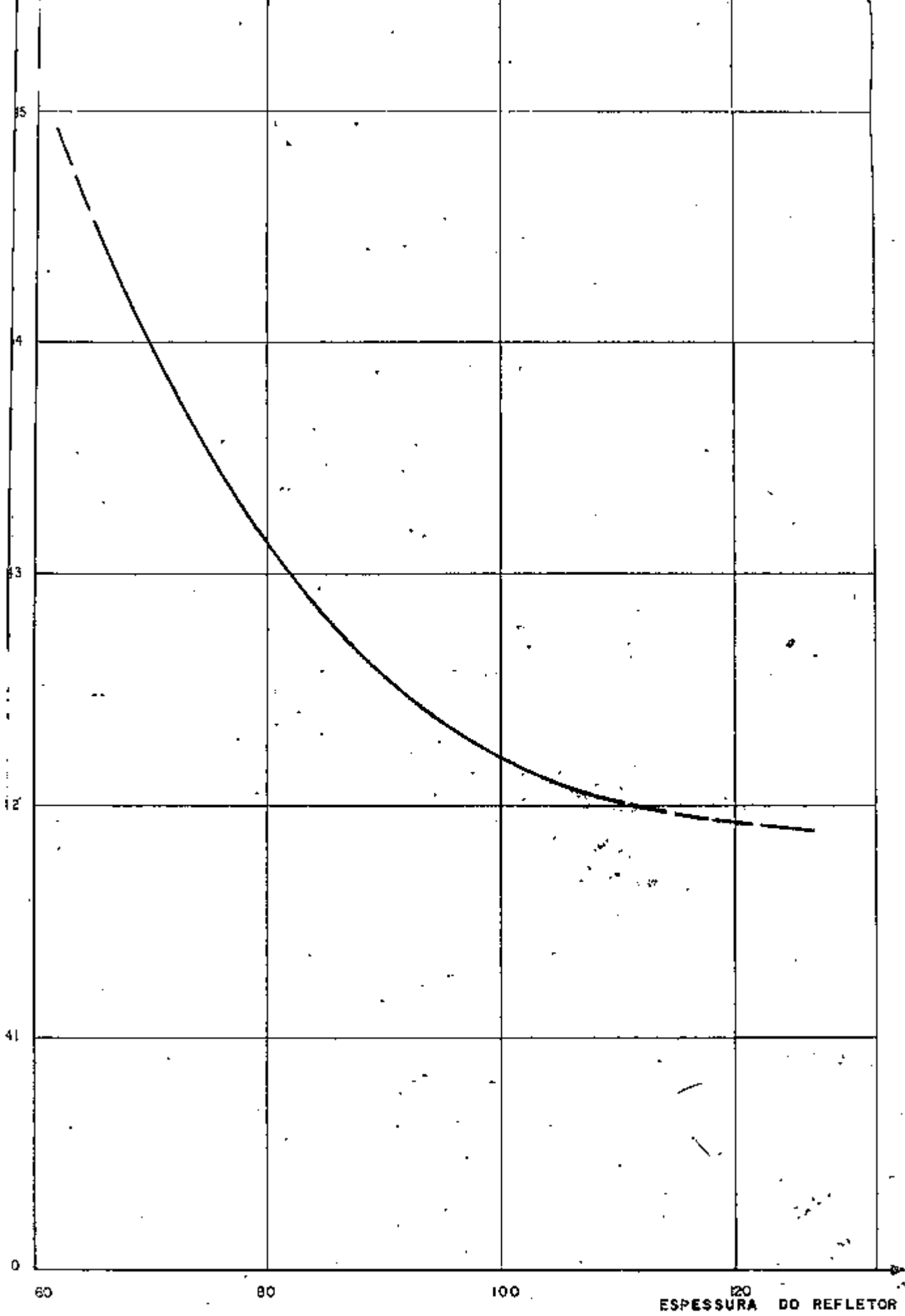
O tempo de computação variou conforme o raio do caroço central inicialmente proposto. De acordo com boas ou más intuições, gastamos desde 25 minutos até uma hora para passar um programa no computador IBM/370 do Instituto de Energia Atômica.

O Quadro 5.1 resume o estudo dos reatores constituídos apenas de urânio e carbono no caroço ativo. Há uma ligeira incompatibilidade entre os números das barras de urânio calculados a partir da massa de urânio-235 (que são os representados na tabela) e a partir do raio do caroço. Como exemplo das duas maneiras de obtermos as massas críticas com as soluções fornecidas pelo CITATION, consideremos os dados de criticalidade do reator composto das células 0310, que figuram na primeira linha da tabela. A massa de

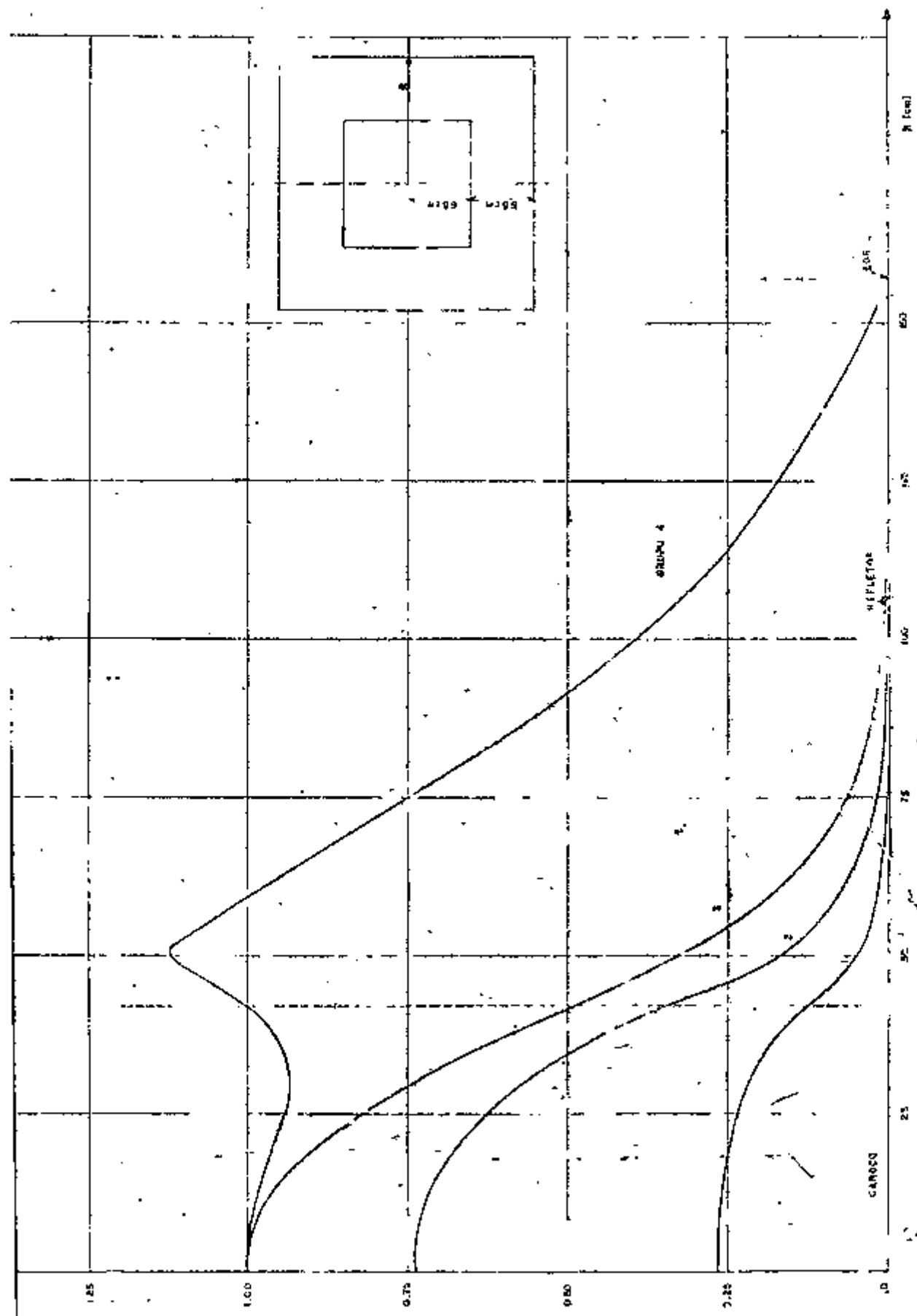
Urânio-235 em uma barra vale 9.65g, segundo o Quadro 2.4 do Capítulo 2, de modo que necessitamos de $6135/9.65 = 635.8$ barras para ajuntarmos a massa crítica. Por outro lado, sendo a área de cada célula igual a 36.79420cm^2 , a quantidade delas requerida para compormos o caroço será igual a $\pi \times (35.4)^2/36.79420 = 107$, número que, multiplicado por 3 (tantas são as barras de urânio em uma célula) $\times 2$ (número das que preenchem um canal inteiro nas duas metades do caroço), dá 642 barras. Em termos de massa de urânio-235, essa diferença representa 59.7g, e o erro é de 0.97%. As demais massas constantes do quadro afetam-se aproximadamente do mesmo erro, que atribuímos à somatória dos arredondamentos numéricos cometidos no curso de tôdas as etapas de cálculo.

Para a composição C/U-235 = 7465, correspondente à estrutura celular 0130, traçamos a curva da variação do raio do caroço com a espessura do refletor (Figura 5.1). As Figuras 5.2A e 5.2B trazem os perfis dos fluxos dos quatro grupos de energia ao longo do raio e do eixo, quando a espessura do refletor radial é de 112cm. Sobressai nitidamente no plano transversal o peculiar pico do fluxo térmico radial no refletor, dominando inclusive o do centro do cilindro. A variação da massa crítica com a composição do caroço homogêneo está ilustrada na Figura 5.3.

Para os caroços mistos, constituídos de uma zona central onde comparece o tório, uma coroa acionadora cujos únicos materiais pesados são os isótopos de urânio, e o refletor de grafita, investigamos um número maior de ca-

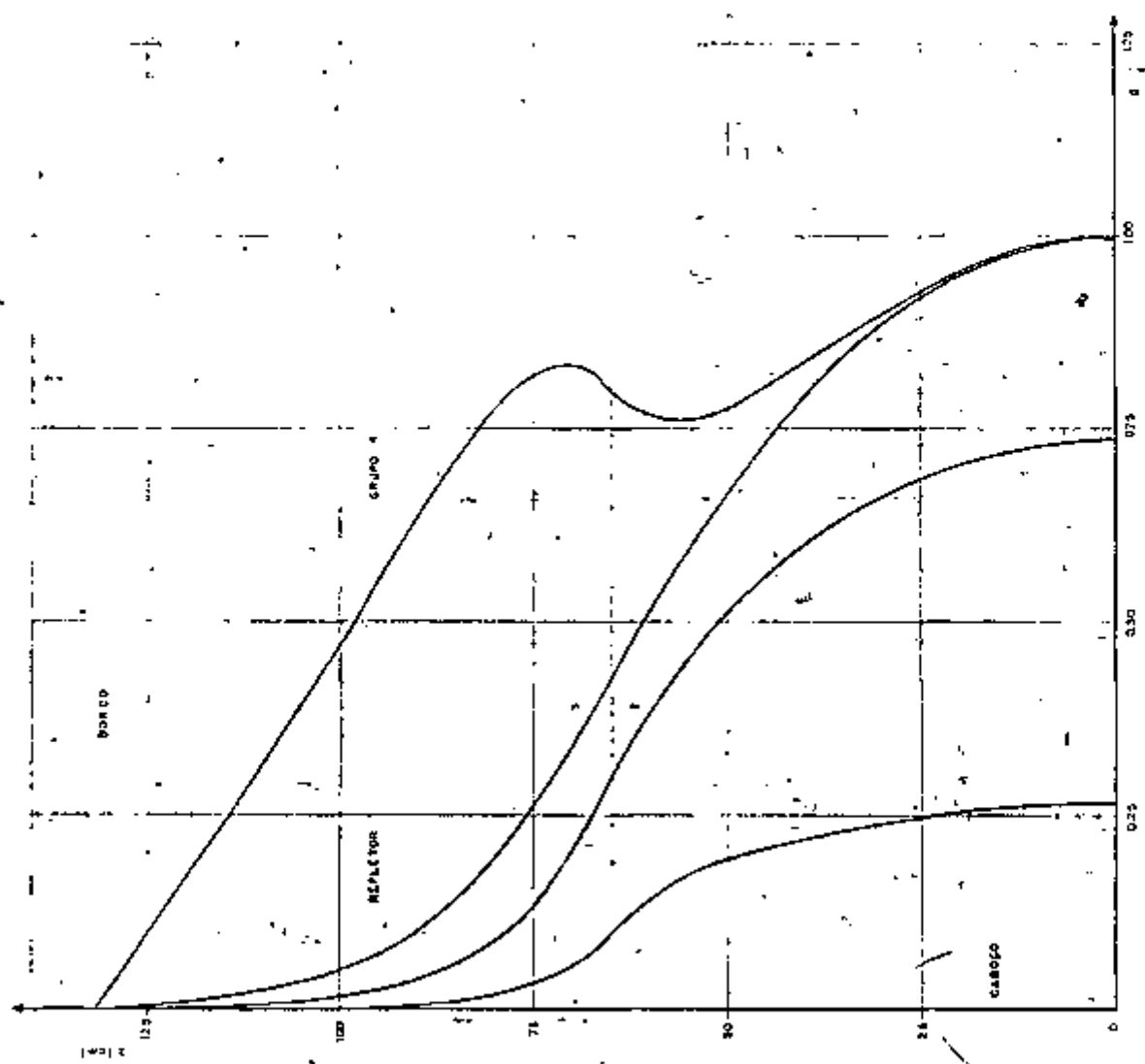


VARIAÇÃO DO RAO DO CAROÇO COM A ESPESSURA DO REFLETOR .
CAROÇO OX30 (C/U-235=7465)



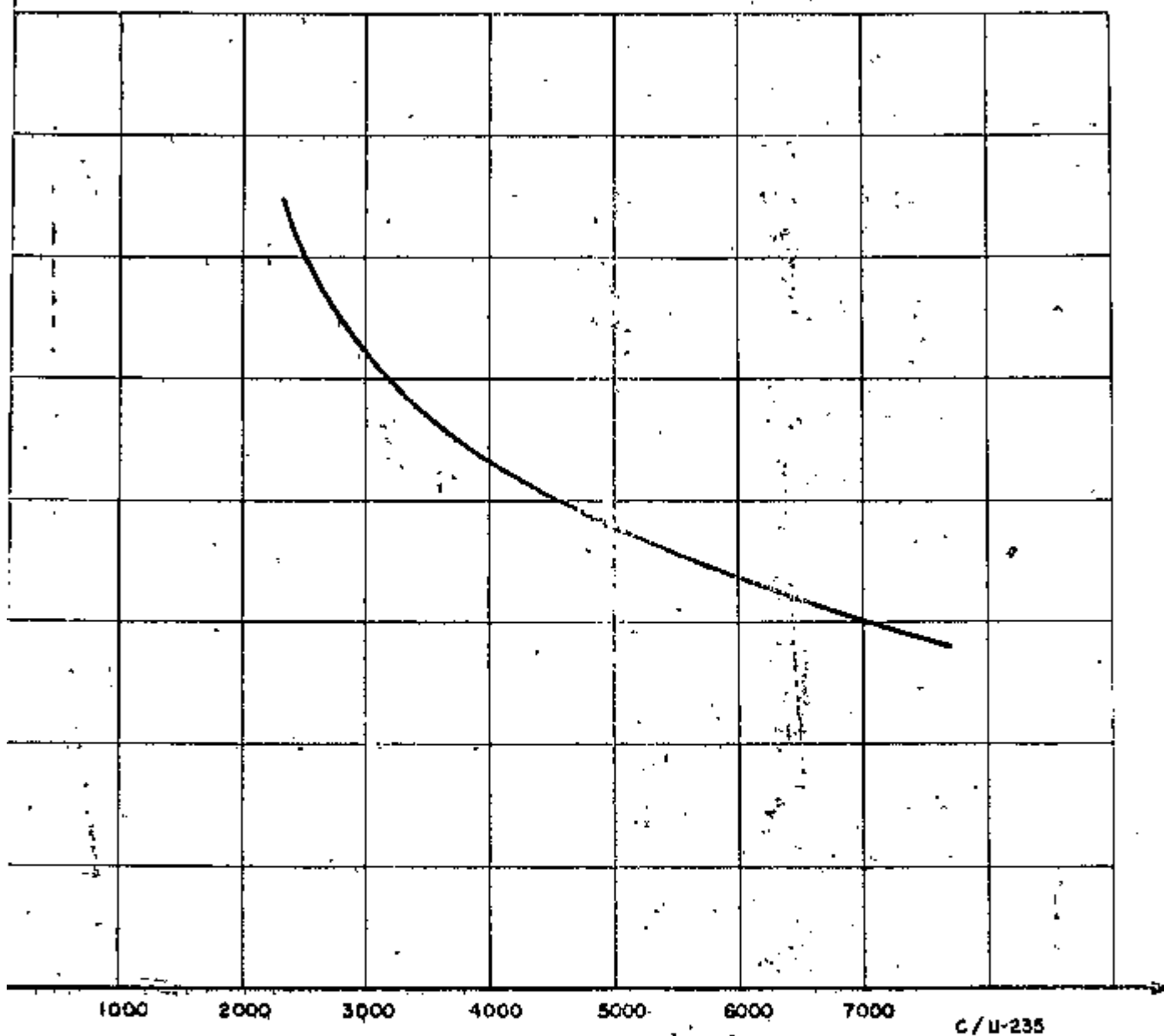
FLUXOS RADIAIS NO PLANO TRANSVERSAL MÉDIO. GRUPO 4 (CARGO MÉDIO) (U-2357463)

FIGURA 5.2 A



FLUXOS AXIAIS AO LONGO DO EIXO CENTRAL, GRUPOS 1 e 4, CABELO 0,30 [C/U-235+7405]

FIGURA 5.2 B



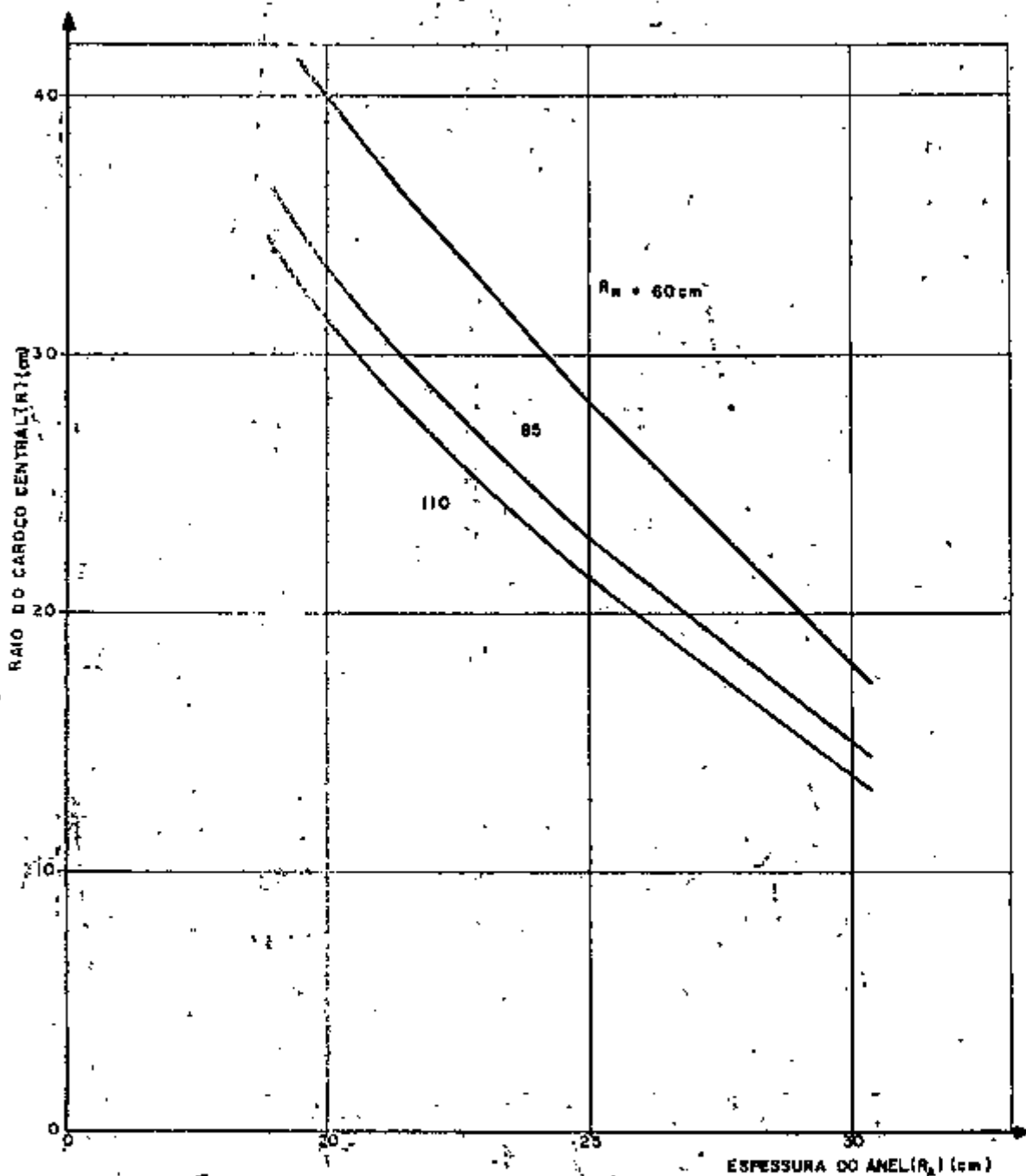
VARIÇÃO DA MASSA CRÍTICA COM A COMPOSIÇÃO DO CAROÇO
 ESPESSURA DO REFLETOR 110 cm

FIGURA 5.3

ros. Os resultados do sistema 1300 (caroço central) + 0130 (anel) + refletor constam do Quadro 5.2. Gráficos, que exprimem as dependências funcionais das dimensões das três zonas do reator, estão desenhados nas Figuras 5.4 e 5.5.

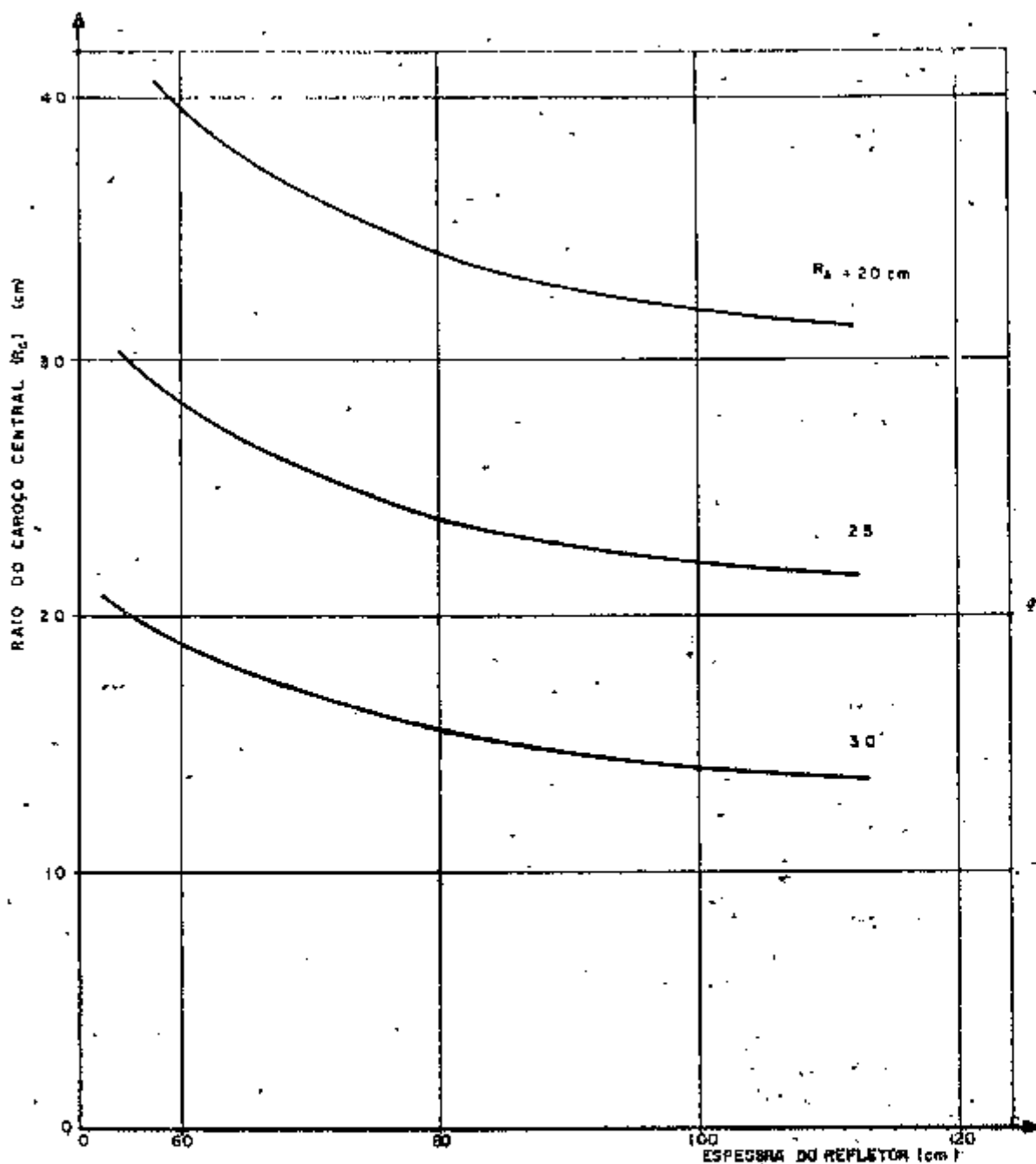
As seções de choque utilizadas para o caroço central foram deduzidas unicamente da célula unitária 21300, quer dizer, centrada na barra de urânio. Poderíamos também ter optado pelas seções de choque híbridas, acatando as sugestões que demos no capítulo precedente. No entanto, já sabemos que o cálculo das seções de choque está longe de fornecer resultados inequívocos, e seu julgamento seguro só será possível à luz dos dados experimentais. As saídas do programa HAMMER indicam que a célula 21300 apresenta menor reatividade positiva do que a sua parceira 11300, ou de uma estrutura que reúna as constantes de difusão de ambas, e os reatores por ela constituídos exigirão maior massa físsil para se tornarem críticos. É prudente, nas nossas circunstâncias, servirmo-nos de dados que permitam cobrir as incertezas e prever massas e volumes que não nos arrisquem a uma tangente duvidosa.

Para fins comparativos, repetimos o cálculo de criticalidade do reator dotado das dimensões do anel e do refletor constantes na primeira linha do Quadro 5.2, usando para a estrutura 1300 as seções de choque combinadas, e encontramos 10,200kg. O emprêgo dos coeficientes de difusão da célula 11300 redundaria em ... 8,024kg !



VARIAÇÃO DO RAI0 DO CARÇO CENTRAL COM A ESPESSURA DO ANEL ACIONADOR. PARÂMETRO ESPESSURA DO REFLETOR. CARÇO CENTRAL 1300 (C/U-235=2338, C/U-238+Th=187). ANEL OISO (C/U-235=7465)

FIGURA 5.4

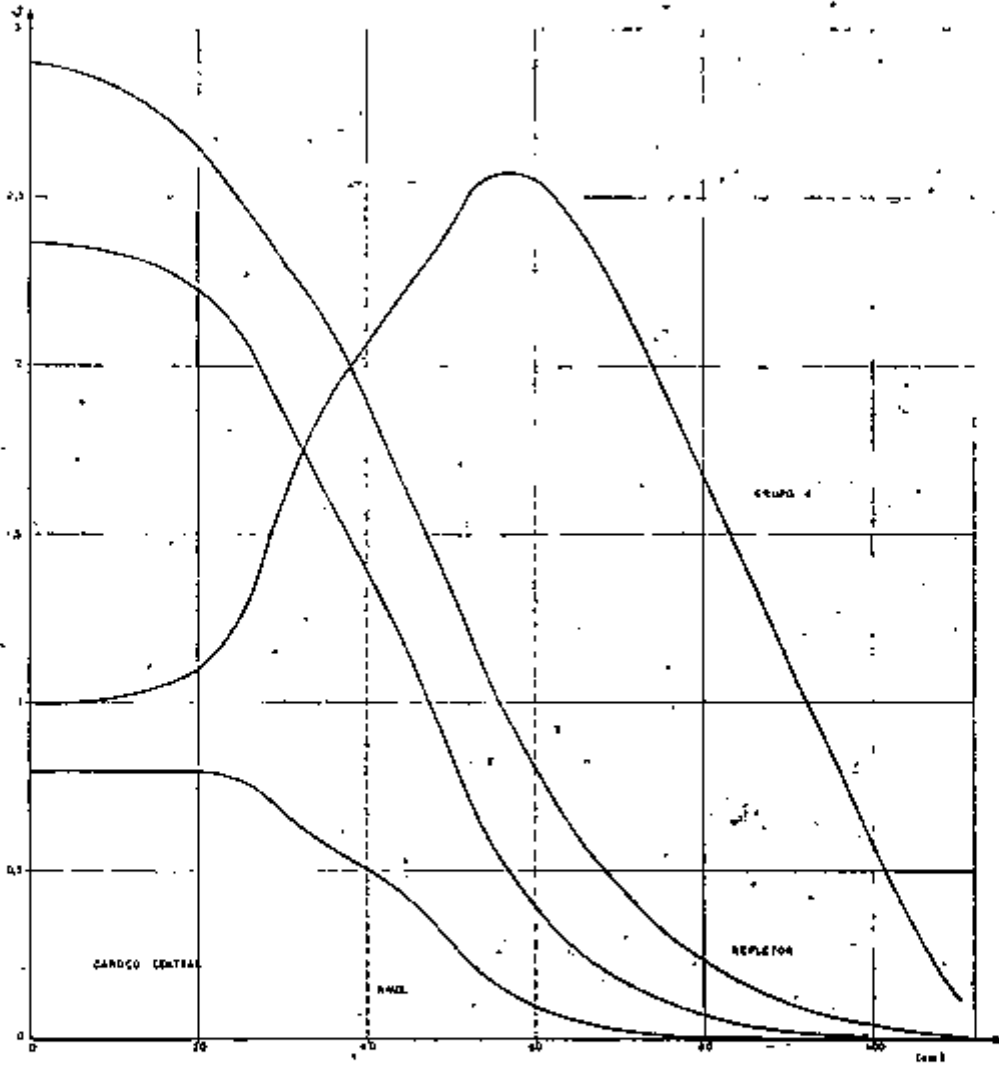
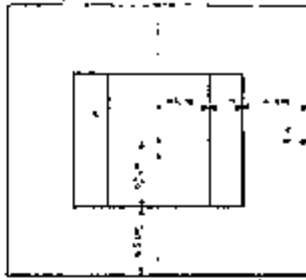


VARIAÇÃO DO RAIO DO CAROÇO CENTRAL COM A ESPESSURA DO REFLETOR. PARÂMETRO: ESPESSURA DO ANEL.
 CAROÇO CENTRAL 150 (C/U-235=2338 C/U-238+Tb=187)
 ANEL 0130 (C/U-235=7468)

FIGURA 5.5

Examinamos também os sistemas 1300 (caroço central) + 0310 (anel) + refletor e 1120 (caroço central) + 0130 (anel) + refletor. Não vale a pena reportar os dados de criticalidade, que não acrescentam nenhuma informação essencialmente nova às que já temos. Uma ressalva, entretanto: conforme a composição do caroço, e as dimensões das zonas acionadora e refletora, a massa de tório no centro pode tornar-se bastante alta. No último dos sistemas citados neste parágrafo, com um delgado anel de 15cm de espessura, e um largo refletor radial de 110cm, o raio do caroço atingiu 62,5cm, e a massa de tório, 161 kg. As massas de urânio, contudo, sempre se mantiveram dentro dos extremos constantes no Quadro 5.2.

O comportamento dos fluxos radiais dos quatro grupos de energia do sistema 1300 + 0130 + refletor, com dimensionamentos típicos das três zonas, pode ser apreciado na Figura 5.6. O que primeiramente chama a atenção nestes gráficos é a preponderância dos fluxos dos grupos 2 e 3 sobre o do grupo térmico no caroço central. Isso não basta para classificarmos o reator como epitérmico; os grupos 2 e 3 abrangem intervalos de energia muito mais vastos do que o grupo 4, e são densamente povoados de neutrons, como os próprios gráficos o atestam, mas o grosso da multiplicação das gerações vai ocorrer na faixa térmica. Consultando-se as saídas do Hammer, verificamos que, na estrutura celular central (1300), 20.3% das fissões são engendradas no grupo 3, e apenas 1.3% no grupo 2; 77.6% cabem ao grupo térmico. Já alcançamos, portanto, os espectros em que as fissões da região



FLUXOS RADIAIS NO PLANO TRANSVERSAL MÉDIO, GRUPO 4, CARGO CENTRAL 1500 (C/U-235+239, C/U-238 + Th-187) . ANEL ACIONADOR 0150 (C/U-235+239)

FIGURA 3.4

das ressonâncias dão uma contribuição substancial, embora não dominante.

Os balanços globais dos neutrons, fornecidos pelo CITATION, mostram que as fugas são bastantes fortes: em muitos dos reatores estudados, elas atingem mais de 20%. Em geral os sistemas moderados por grafita tendem a ser compactos, em virtude da ampla área de migração dos neutrons nesse meio, o que propicia a perda elevada para o ambiente exterior.

Q U A D R O 5.1

Dados de criticalidade dos reatores sem tórto.

Altura do caroço ativo = 130cm

Espessura do refletor axial = 65cm

| ESTRUTURA DO CAROÇO | RELAÇÃO C/U-235 NO CAROÇO CENTRAL | R_R (cm) | R_C (cm) | M_{U5} (kg) | N_{U5} |
|---------------------|-----------------------------------|------------|------------|---------------|----------|
| 0310 | 2406 | 110 | 35.4 | 6.135 | 635.8 |
| 0220 | 3671 | 112 | 37.2 | 4.522 | 468.6 |
| 0220 | 3671 | 82 | 38.1 | 4.724 | 489.6 |
| 0130 | 7465 | 112 | 42.0 | 2.879 | 298.4 |
| | | 90 | 42.6 | 2.954 | 306.1 |
| | | 65 | 44.5 | 3.231 | 334.8 |

R_R = espessura do refletor

R_C = raio do caroço central

M_{U5} = massa de urânio-235

N_{U5} = numero total de barras de urânio de 65cm de comprimento

Q U A D R O 5.2

Dados de criticidade do sistema 1300 (caroço central) + 0130 (anel acionador) + refletor

Altura do caroço ativo = 350cm

Espessura do refletor axial = 65cm

Composição do caroço central: C/U-235 = 2338, C/U-238 + Th = 187

Composição do anel: C/U-235 = 7465

| REFLETOR | CAROÇO CENTRAL (1300) | | | | | | ANEL (0130) | | | | CONJUNTO | | |
|----------|-----------------------|-----------------|-----------------|-----------------|----------------|--|----------------|-----------------|----------------|-------|-----------------|----------------|--|
| | R _C | M _{Th} | M _{U5} | N _{Th} | N _U | | R _A | M _{U5} | N _U | R | M _{U5} | N _U | |
| 60 | 40.0 | 65.932 | 7.832 | 273.3 | 811.7 | | 20 | 3.262 | 338.1 | 120 | 11.09 | 1149.8 | |
| | 26.5 | 33.348 | 3.961 | 138.2 | 410.5 | | 25 | 3.340 | 346.1 | 113.5 | 7.361 | 756.6 | |
| | 19.0 | 14.892 | 1.769 | 61.7 | 183.3 | | 30 | 3.329 | 345.0 | 109 | 5.098 | 528.3 | |
| 85 | 33.4 | 47.113 | 5.455 | 195.3 | 565.3 | | 20 | 2.831 | 293.4 | 138.4 | 8.286 | 858.7 | |
| | 23.2 | 22.206 | 2.638 | 92.1 | 273.4 | | 25 | 2.913 | 301.9 | 133.2 | 5.550 | 575.3 | |
| | 15.0 | 9.234 | 1.097 | 38.3 | 113.7 | | 30 | 2.933 | 303.9 | 161.4 | 4.030 | 417.6 | |
| 110 | 31.4 | 40.567 | 4.818 | 168.2 | 499.3 | | 20 | 2.700 | 279.8 | 161.4 | 7.518 | 779.1 | |
| | 21.6 | 19.221 | 2.292 | 79.7 | 237.5 | | 25 | 2.784 | 288.5 | 156.6 | 5.076 | 526.0 | |
| | 13.7 | 7.766 | 0.925 | 32.3 | 95.9 | | 30 | 2.813 | 291.5 | 153.7 | 3.738 | 387.4 | |

Os comprimentos são dados em cm, e as massas, em kg.

CAPÍTULO 6

Conclusões

As conclusões mais importantes do estudo que fizemos são as seguintes:

1. - O caroço projetado para a unidade crítica permite cobrir uma extensa gama de composições, abrangendo tôdas as dos reatores do tipo do H.T.G.R.
2. - A estrutura do caroço, dentro da perspectiva aqui adotada para a análise do comportamento neutrônico, não é suficientemente homogênea para eliminar ambigüidades nos cálculos das seções de choque. Isso, entretanto, não decreta a inexequibilidade do projeto, pois os métodos

empregados não esgotam os recursos de análise, nem foram depurados pelo confronto com a experiência.

3. - A reserva de 15kg de urânio-235 (ou 75kg de urânio, enriquecidos por 20% de matéria físsil) basta para prover as necessidades da unidade crítica. A massa de tório não precisará ser maior do que 200kg.

No que diz respeito aos métodos de análise física do reator seguidos neste trabalho, há dois reparos:

1. - A substituição do conglomerado heterogêneo das partículas densas de combustível, dispersas nas barras de carregamento, por uma distribuição uniforme e homogênea dos isótopos absorvedores difundida no substrato moderador dos bastonetes pode ter consequências que nosso estudo não deixa entrever. Como dissemos ao justificar o procedimento adotado, cremos que a simplificação não é excessiva quando o alvo é apenas uma estimativa do suprimento de massa físsil, mas um cálculo aprimorado deve examiná-la com maior critério ao pretender discutir os resultados das medidas da estrutura fina dos fluxos de neutrons, principalmente nas energias de ressonância.
2. - As análises das heterogeneidades, por intermédio das células unitárias que construímos como um expediente para evitar a introdução de outros recursos de cálculo além dos programas de computação de que dispúnhamos, confirmam que as interferências mútuas das barras são muito

importantes. Ao projetarmos o caroço da unidade crítica, tentamos diminuir os efeitos das heterogeneidades, mantendo baixas as concentrações dos isótopos pesados, mas elas reapareceram como fonte de equívocos por causa da geometria, que procurava tornar mais flexível o caroço.

A técnica usada, portanto, revelou-se pobre para cuidar adequadamente da análise de um reator semelhante à unidade crítica. Nesta, a separação de urânio e tório em centros com propriedades nucleares diferentes acresce as dificuldades de cálculo de mais um grau de heterogeneidade. As correções de Dancoff deverão merecer um tratamento distinto, que levé em conta as características próprias à concepção do R.P.Z.

Referências Bibliográficas

- 1 - BARDES, R.G., et al, Results of H.T.G.R. Experiments Designed to Make Integral Checks on the Cross Sections in Use at Gulf General Atomic, San Diego, California, Gulf General Atomic, GA - 8468, 1968.
- 2 - BELL, G.U., and S. GLASSTONE, Nuclear Reactor Theory. New York: Van Nostrand Reinhold Company, 1970.
- 3 - BOHL, H., E.M. GELBARD and G.H. RYAN, MUFT - 4 - Fast Neutron Spectrum Code for the IBM-704. Pittsburgh, PA., Westinghouse Electric Corp., Bettis Plant, U.S.A.E.C. Report WAPD - TM-72, 1957.
- 4 - BONDARENKO, I.I., Editor, Group Constants for Nuclear Reactor Calculations. New York: Consultants Bureau, 1964.
- 5 - ETHERINGTON, H., Editor, Nuclear Engineering Handbooke. New York: Mc Graw - Hill, 1958.
6. FOWLER, T.B., et al., Nuclear Reactor Core Analysis Code CITATION. Tennessee, Oak-Ridge National Laboratory, ORNL-TM-2496 (Rev.2), 1971.
7. GALANIN, A.D., Thermal Reactor Theory, 2nd e. New York: Pergamon Press, 1960.

8. GULF GENERAL ATOMIC COMPANY, San Diego, California, H.T. G.R. Reference Safety Analysis Report V.1, 1971.
9. HONECK, H.C. THERMOS, A Thermalization Transport - Theory Code for Reactor Lattice Calculations. Upton, New York, Brookhaven National Laboratory, J.S.A.E.C. Report BNL-5826, 1961.
10. INOUE, K., et al, Measurements and Calculations for Graphite - Moderated Enriched - Fuel Critical Assembly, S.H.E. Tokai-mura, Naka-gun, Ibarakiken, Japan, JAERI-1032, 1962.
11. KÖHLER, P., J. LIGOU, The Axial Streaming Problem in Gas - Cooled Fast Reactors, Würenlingen, EIR-Bericht Nr. 244, 1973.
- 12 - LAMARSH, J.R., Introduction to Nuclear Reactor Theory. Massachusetts: Addison - Wesley Publishing Company, Inc., 1966.
- 13 - POUND., D.C., et al, Hazards Report for Modified H.T.G. R. Critical Facility. San Diego, California, Gulf General Atomic, GA-6452 (Rev.), 1965.
- 14 - RADKOWSKY, A., Editor, Naval Reactors Physics Handbook, V.1., United States Energy Commission, 1964.

- 15 - STEHN, J.R., et al, Neutron Cross Sections. BNL - 325,
Second Edition, Supplement n° 2, 1965.
- 16 - SUICH, J.E. and H.C. HONECK -, The HAMMER System :
Heterogeneous Analysis by Multigroup Methods of
Exponentials and Reactors. Aiken, South Carolina;
Savannah River Laboratory DP-1064, 1967.
- 17 - TWUM-DANSO, L., and P.N. COOPER, Measurement of Material
Buckling as a function of Void Fraction in a
Sub-Critical Assembly, J.Nuclear Energy, 24:
587-91 (jan. 1971).
- 18 - WEAST, R.C., Editor, Handbook of Chemistry and Physics.
Cleveland: C.R.C Press, 1972.
- 19 - WEINBERG, A.M., and E.P. WIGNER, The Physical Theory of
Neutron Chain Reactors. Chicago: University of
Chicago Press, 1958.
- 20 - WILSON, E.L. and J.T. CHRISTIAN, Program "FEAST-1-65".
Massachussetts, 1967.

A P Ê N D I C E A1

Composições das Regiões do H.T.G.R. no carvão inicial

| LOCALIZAÇÃO | z' | y' |
|-------------|-----|------|
| 1 A | 241 | 4540 |
| 2 A | 208 | 3884 |
| 2 B | 207 | 5149 |
| 2 C | 210 | 6485 |
| 3 A | 209 | 3574 |
| 3 B | 210 | 3825 |
| 3 C | 208 | 5071 |
| 3 D | 211 | 6929 |
| 4 A | 254 | 3371 |
| 4 B | 214 | 3552 |
| 4 C | 213 | 4701 |
| 4 D | 216 | 5931 |
| 5 A | 182 | 3359 |
| 5 B | 194 | 3819 |
| 5 C | 192 | 5063 |
| 5 D | 195 | 6376 |

Reprodução da Tabela 3.5 - 2 do P.S.A.-R.
Os números de localização correspondem às zonas de recarga,
e as letras, aos grupos de regiões de mesma composição inicial.

APÊNDICE B1Limites dos grupos de energias cedidos pelo programa HAMMER

| GRUPO | LIMITE | |
|-------|----------|----------|
| | Superior | Inferior |
| 1 | 10 MeV | 1.05 MeV |
| 2 | 1.05 MeV | 9.12 KeV |
| 3 | 9.12 KeV | 0.625 eV |
| 4 | 0.625 eV | 0 |

A P Ê N D I C E B2Espectro dos Neutrons de Fissão

| GRUPO | FRAÇÃO DOS NEUTRONS |
|-------|---------------------|
| 1 | 0.753200 |
| 2 | 0.246610 |
| 3 | 0.000190 |
| 4 | 0 |

A P Ê N D I C E B3

Constantes de multigrupos da Grafita do Refletor

| GRUPO | D (cm) | Σ_a (cm ⁻¹) | Σ_r (cm ⁻¹) |
|-------|--------|--------------------------------|--------------------------------|
| 1 | 2.410 | 0.000003 | 0.02752 |
| 2 | 1.049 | 0 | 0.01125 |
| 3 | 0.934 | 0 | 0.00657 |
| 4 | 0.897 | 0.000238 | — |

Σ_a = seção de choque macroscópica de absorção

Σ_r = seção de choque macroscópica de remoção

A P Ê N D I C E C I

Concentrações dos isótopos e dimensões das regiões das células de Wigner-Seitz

| REGIÃO 1 | | REGIÃO 2 | REGIÃO 3 | REGIÃO 4 |
|----------------------------------|-------------------------------|---------------------|-------------------|---------------------|
| Barra de Th | Barra de U | | | |
| $D = 0.8558$ | $D = 0.8558$ | $D = 0.8858$ | $D = 1.3327$ | $D = 2.6947$ |
| $N_{Th} = 2.5955 \times 10^{-3}$ | $N_S = 1.0145 \times 10^{-4}$ | $\rho_{Al} = 2.699$ | $\rho_C = 1.5502$ | $\rho_{Al} = 2.699$ |
| $N_O = 5.1910 \times 10^{-3}$ | $N_S = 4.0581 \times 10^{-4}$ | | | |
| $\rho_C = 1.3269$ | $\rho_C = 1.4909$ | | | |

Continua na página seguinte

Apêndice C1 - continuação

REGIÃO 4

$$D = 2.6655$$

| CÉLULA | N_5 | N_8 | N_{Th} | N_0 | ρ_c |
|--------|-------------------------|-------------------------|----------|-------|----------|
| 20130* | — | — | — | — | 1.5778 |
| 20310 | 2.7887×10^{-5} | 1.1155×10^{-5} | — | — | 1.5139 |
| 20220 | 1.3941×10^{-5} | 5.5765×10^{-5} | — | — | 1.5481 |

*Esta célula é constituída de apenas 4 regiões, fundindo-se as regiões números 3 e 4 em uma só, de diâmetro externo ... $D = 2.6655$ e densidade da grafita $\rho_c = 1.5778$, único material que a compõe.

Continua na página seguinte

Apêndice C1 - continuação

| CÉLULA | N_5 | N_8 | N_{Th} | N_O | ρ_c |
|--------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|----------|
| 11120 | 1.394×10^{-5} | 5.576×10^{-5} | --- | --- | 1.548 |
| 21120 | --- | --- | 3.568×10^{-4} | 7.136×10^{-4} | 1.525 |
| 11210 | 2.788×10^{-5} | 1.115×10^{-4} | --- | --- | 1.513 |
| 21210 | 1.394×10^{-5} | 5.578×10^{-5} | 3.568×10^{-4} | 7.136×10^{-4} | 1.491 |
| 12110 | 1.394×10^{-5} | 5.570×10^{-5} | 3.568×10^{-4} | 7.136×10^{-4} | 1.492 |
| 22110 | --- | --- | 7.136×10^{-4} | 1.427×10^{-3} | 1.469 |
| 12200 | 2.789×10^{-5} | 1.115×10^{-4} | 3.568×10^{-4} | 7.136×10^{-4} | 1.457 |
| 22200 | 1.394×10^{-5} | 5.578×10^{-5} | 7.136×10^{-4} | 1.427×10^{-3} | 1.435 |
| 11300 | 4.184×10^{-5} | 1.673×10^{-4} | --- | --- | 1.480 |
| 21300 | 2.789×10^{-5} | 1.115×10^{-4} | 3.568×10^{-4} | 7.136×10^{-4} | 1.457 |

As concentrações isotópicas (N) são dadas em átomos/cm³ × 10²⁴, referindo-se os sub-índices 5 e 8 ao urânio-235 e urânio-238, respectivamente, as densidades (ρ) dos materiais de constituição, grafita e alumínio, em g/cm³; e os diâmetros externos das regiões (D), em polegadas. As unidades empregadas adaptam-se aos dados de entrada do programa HAMMER.

CELULAS DO CARROCO

CELULA 112G/ 11H CENTRAL

IC FLUX WEIGHTING

NEUTRON BALANCE SHEET BASED ON 1000 NEUTRONS

| GROUP | ABSORPTION | | | | TOTAL | FISSION | | | | TOTAL |
|---------|------------|----------|----------|----------|--------|---------|---------|----------|----------|-------|
| | GROUP 1 | GROUP 2 | GROUP 3 | GROUP 4 | | GROUP 1 | GROUP 2 | GROUP 3 | GROUP 4 | |
| 1.2379 | 4.7217 | 85.6026 | 131.7459 | 223.2782 | 0.5797 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.5797 | |
| 0.3304 | 2.3251 | 50.5211 | 438.6570 | 491.8936 | 0.3504 | 1.7821 | 32.9627 | 374.9465 | 410.0417 | |
| 0.4970 | 1.1201 | 99.9152 | 7.4845 | 109.0168 | 0.4046 | 0.0007 | 0.0 | 0.0 | 0.4053 | |
| 0.2174 | 0.5211 | 3.8658 | 25.0193 | 29.6436 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | |
| 0.0360 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0360 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | |
| 0.0105 | 0.0 | 0.0 | 17.0452 | 17.1358 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | |
| | | | 0.0 | 0.0 | | | | | | |
| 2.9092 | 8.6880 | 239.9047 | 619.9519 | 871.0537 | 1.3347 | 1.7828 | 32.9627 | 374.9465 | 411.0266 | |
| 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | | | | | | |
| 23.2055 | 32.0469 | 41.7226 | 31.9742 | 128.9492 | | | | | | |
| 0.0001 | 0.0001 | -0.0014 | -0.0027 | -0.0033 | | | | | | |
| 23.2063 | 32.0469 | 41.7212 | 31.9715 | 128.9459 | | | | | | |
| 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | | | | | | |
| 25.7155 | 40.7349 | 281.6257 | 651.9233 | 559.9998 | 1.3347 | 1.7828 | 32.9627 | 374.9465 | 411.0266 | |

AVERAGE NEUTRONS PER FISSION 2.4329

TOTAL NEUTRONS 1000.0000

CELULAS DO CARGO

CELULA 1120/U CENTRAL

TOTIC FLUX WEIGHTING

NEUTRON BALANCE SHEET BASED ON 1000 NEUTRONS

| SOURCE | ABSORPTION | | | | FISSION | | | | TOTAL | |
|--------|------------|---------|----------|----------|----------|---------|---------|---------|----------|----------|
| | GROUP 1 | GROUP 2 | GROUP 3 | GROUP 4 | TOTAL | GROUP 1 | GROUP 2 | GROUP 3 | | GROUP 4 |
| 35. | 0.4681 | 2.3997 | 49.6712 | 438.8230 | 491.3621 | 0.4209 | 1.8414 | 32.5557 | 375.1013 | 409.5194 |
| 38. | 0.6102 | 1.1540 | 62.3781 | 7.4928 | 71.6351 | 0.5030 | 0.0008 | 0.0 | 0.0 | 0.5038 |
| 32. | 1.2226 | 4.8544 | 146.2176 | 145.3383 | 297.6328 | 0.5870 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.5870 |
| 00. | 0.0870 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0870 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 |
| 00. | 0.2421 | 0.5345 | 3.5716 | 27.1727 | 31.9207 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 |
| 12. | 0.0912 | 0.0 | 0.0 | 18.3404 | 18.4316 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 |
| HER | | | | 0.0 | 0.0 | | | | | |
| TOTAL | 2.7213 | 8.9426 | 262.2383 | 637.1672 | 911.0696 | 1.5109 | 1.8422 | 32.5557 | 375.1013 | 411.0100 |
| TRU | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | | | | | |
| EAK | 15.7573 | 21.9161 | 28.4264 | 22.8385 | 88.9383 | | | | | |
| EAK | -0.0006 | -0.0005 | -0.0018 | -0.0051 | -0.0080 | | | | | |
| EAK | 15.7566 | 21.9156 | 28.4247 | 22.8334 | 88.9302 | | | | | |
| GEN | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | | | | | |
| TOTAL | 18.4779 | 30.8582 | 290.6631 | 660.0005 | 999.9998 | 1.5109 | 1.8422 | 32.5557 | 375.1013 | 411.0100 |

AVERAGE NEUTRONS PER FISSION 2.4330

TOTAL NEUTRONS 1000.0000

A P Ê N D I C E C 3

Seções de choque macroscópicas de absorção (suave e ressonante) e fissão (total e ressonante), em cm^{-1} , para o urânio-238 e o tório. Os números superiores dentro de cada quadrinho indicam os valores para a célula 11120, e os inferiores, para a célula 21120.

URÂNIO-238

| GRUPO | Σ_a (suave) | Σ_a (ressonante) | Σ_f (total) | Σ_f (ressonante) |
|-------|--------------------|-------------------------|--------------------|-------------------------|
| 1 | 0.00001635 | 0.0 | 0.00001331 | 0.0 |
| | 0.00001988 | 0.0 | 0.00001639 | 0.0 |
| 2 | 0.00000772 | 0.00000470 | 0.00000001 | 0.0 |
| | 0.00000788 | 0.00000470 | 0.00000001 | 0.0 |
| 3 | 0.00000409 | 0.00076229 | 0.0 | 0.0 |
| | 0.00000406 | 0.00046804 | 0.0 | 0.0 |

TÓRIO

| GRUPO | Σ_a (suave) | Σ_a (ressonante) | Σ_f (total) | Σ_f (ressonante) |
|-------|--------------------|-------------------------|--------------------|-------------------------|
| 1 | 0.00003973 | 0.0 | 0.00001907 | 0.0 |
| | 0.00003984 | 0.0 | 0.00001913 | 0.0 |
| 2 | 0.00002016 | 0.00003219 | 0.0 | 0.0 |
| | 0.00002008 | 0.0000283 | 0.0 | 0.0 |
| 3 | 0.00003804 | 0.00061855 | 0.0 | 0.0 |
| | 0.00003906 | 0.00106857 | 0.0 | 0.0 |

A P Ê N D I C E C4

Seções de choque macroscópicas médias (cm^{-1}), constantes de difusão (cm) e concentrações dos isótopos (átomos/ $\text{cm}^3 \times 10^{24}$).

Célula 0130

| GRUPO | Σ_a | $v\Sigma_f$ | Σ_r | D |
|-------|------------|-------------|------------|----------|
| 1 | 0.000346 | 0.000081 | 0.023769 | 2.304494 |
| 2 | 0.000944 | 0.000049 | 0.010269 | 1.079761 |
| 3 | 0.000899 | 0.000617 | 0.005272 | 0.970250 |
| 4 | 0.00455668 | 0.0084589 | — | 0.925193 |

$$N_S = 1.023 \times 10^{-5}, \quad N_B = 4.093 \times 10^{-5}, \quad N_C = 7.549 \times 10^{-2},$$

$$N_{Al} = 1.719 \times 10^{-3}$$

Apêndice C4 - continuação

Célula 0220

| GRUPO | Σ_a | vE_f | Σ_r | D |
|-------|------------|-----------|------------|-----------------------|
| 1 | 0.000071 | 0.000136 | 0.023459 | 2.337493 |
| 2 | 0.000082 | 0.000097 | 0.010087 | 1.095833 |
| 3 | 0.002039 | 0.001220 | 0.004530 | 0.985031 |
| 4 | 0.00769313 | 0.0149591 | — | 0.917181 ² |

$$N_s = 2.046 \times 10^{-5}, N_a = 8.185 \times 10^{-5}, N_c = 7.410 \times 10^{-2}$$

$$N_{Al} = 1.719 \times 10^{-3}$$

Apêndice C4 - continuação

Célula 0310

| GRUPO | Σ_a | $\nu\Sigma_f$ | Σ_r | D |
|-------|------------|---------------|------------|--------|
| 1 | 0,000099 | 0,000199 | 0,02315 | 2,372 |
| 2 | 0,000119 | 0,000145 | 0,009917 | 1,112 |
| 3 | 0,002715 | 0,001793 | 0,004087 | 0,9999 |
| 4 | 0,0102587 | 0,0202304 | — | 0,9174 |

$$N_s = 3,069 \times 10^{-5}, N_g = 1,227 \times 10^{-4}, N_c = 7,395 \times 10^{-2}$$

$$N_{Al} = 1,719 \times 10^{-3}$$

Apêndice C4 - continuação

Célula 1300

| GRUPO | Σ_a | $v\Sigma_f$ | Σ_r | D |
|-------|------------|-------------|------------|--------|
| 1 | 0.000141 | 0.000247 | 0.02324 | 2.411 |
| | 0.000143 | 0.000249 | 0.02330 | 2.414 |
| 2 | 0.000172 | 0.000146 | 0.009880 | 1.125 |
| | 0.000173 | 0.000146 | 0.009943 | 1.125 |
| 3 | 0.003292 | 0.001770 | 0.003923 | 1.0135 |
| | 0.003754 | 0.001749 | 0.003782 | 1.0139 |
| 4 | 0.01096 | 0.01964 | --- | 0.9200 |
| | 0.01093 | 0.01958 | --- | 0.9183 |

$$N_S = 3.070 \times 10^{-5}, N_B = 1.228 \times 10^{-4}, N_{Th} = 2.618 \times 10^{-4}$$

$$N_C = 7.118 \times 10^{-2}, N_O = 5.236 \times 10^{-4}, N_{Al} = 1.733 \times 10^{-2}$$

Os números superiores em cada quadrinho correspondem aos coeficientes obtidos da célula cilíndrica 1130, e os inferiores, aos da célula 21300.

Apêndice C4 - continuação

Célula 2200

| GRUPO | Σ_a | $v\Sigma_f$ | Σ_r | D |
|-------|------------|-------------|------------|-------|
| 1 | 0.000156 | 0.000231 | 0.02372 | 2.409 |
| 2 | 0.000188 | 0.000098 | 0.01014 | 1.120 |
| 3 | 0.003593 | 0.001181 | 0.004092 | 1.012 |
| 4 | 0.009309 | 0.01400 | — | 0.913 |

$$N_S = 2.046 \times 10^{-5}, N_a = 8.187 \times 10^{-5}, N_{Th} = 5.236 \times 10^{-4},$$

$$N_C = 7.105 \times 10^{-2}, N_O = 1.047 \times 10^{-3}, N_{Al} = 1.719 \times 10^{-3}$$

Apêndice C4 - continuação

Célula 1210

| GRUPO | Σ_a | $v\Sigma_f$ | Σ_r | D |
|-------|------------|-------------|------------|--------|
| 1 | 0.000112 | 0.000180 | 0.02356 | 2.377 |
| 2 | 0.000134 | 0.000097 | 0.01008 | 1.108 |
| 3 | 0.002640 | 0.001208 | 0.004380 | 0.9986 |
| 4 | 0.008571 | 0.01455 | — | 0.9154 |

$$N_S = 2.046 \times 10^{-5}, N_B = 8.185 \times 10^{-5}, N_{Th} = 2.616 \times 10^{-4},$$

$$N_C = 7.312 \times 10^{-2}, N_O = 5.236 \times 10^{-4}, N_{\Delta 1} = 1.733 \times 10^{-3}$$

Apêndice C4 - continuação

Célula 2110

| GRUPO | Σ_a | $v\Sigma_f$ | Σ_r | D |
|-------|------------|-------------|------------|--------|
| 1 | 0.000127 | 0.000165 | 0.02403 | 2.375 |
| | 0.000131 | 0.000176 | 0.02409 | 2.366 |
| 2 | 0.000150 | 0.000049 | 0.01032 | 1.104 |
| | 0.000150 | 0.000050 | 0.01042 | 1.103 |
| 3 | 0.002913 | 0.000606 | 0.004610 | 0.9968 |
| | 0.002569 | 0.000603 | 0.004913 | 0.9964 |
| 4 | 0.006649 | 0.008015 | — | 0.9092 |
| | 0.006502 | 0.007585 | — | 0.9054 |

$$N_S = 1.023 \times 10^{-5}, N_G = 4.093 \times 10^{-5}, N_{Th}^* = 5.236 \times 10^{-4},$$

$$N_C = 7.231 \times 10^{-2}, N_O = 1.047 \times 10^{-3}, N_{Al} = 1.733 \times 10^{-3}$$

Os números superiores em cada quadrinho correspondem as coeficientes obtidos da célula cilíndrica 11300, e os inferiores, aos da célula 21300.

Apêndice C4 - continuação

Célula 1120

| GRUPO | Σ_a | $v\Sigma_f$ | Σ_r | D |
|-------|------------|-------------|------------|--------|
| 1 | 0.000083 | 0.000114 | 0.02392 | 2.347 |
| | 0.000089 | 0.000128 | 0.02394 | 2.348 |
| 2 | 0.000096 | 0.000049 | 0.01034 | 1.092 |
| | 0.000097 | 0.000050 | 0.01035 | 1.092 |
| 3 | 0.001840 | 0.000621 | 0.005000 | 0.9842 |
| | 0.001985 | 0.000606 | 0.004995 | 0.9842 |
| 4 | 0.005748 | 0.008448 | — | 0.9119 |
| | 0.005565 | 0.007962 | — | 0.9126 |

$$N_5 = 1.023 \times 10^{-5}, N_6 = 4.092 \times 10^{-5}, N_{Th} = 2.618 \times 10^{-4},$$

$$N_C = 7.438 \times 10^{-2}, N_O = 5.235 \times 10^{-4}, N_{Al} = 1.733 \times 10^{-2}$$

Os números superiores em cada quadrinho correspondem aos coeficientes obtidos da célula cilíndrica 11120, e os inferiores, aos da célula 21120.

A P Ê N D I C E C 5

Seções de choque microscópicas médias do grupo 4, em barns

| CÉLULAS | I S Ó T O P O S | | | | | |
|---------|-----------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
| | C | Al | Th | U-238 | U-235 | |
| | $(\bar{\sigma}_a)$ | $(\bar{\sigma}_a)$ | $(\bar{\sigma}_a)$ | $(\bar{\sigma}_a)$ | $(\bar{\sigma}_a)$ | $(\bar{\sigma}_f)$ |
| 0130 | 2.27×10^{-3} | 0.15 | — | 1.78 | 419.2 | 258.6 |
| 0220 | 1.95×10^{-3} | 0.13 | — | 1.54 | 357.5 | 305.2 |
| 0310 | 1.76×10^{-3} | 0.12 | — | 1.40 | 319.6 | 272.4 |
| 1300 | 1.71×10^{-3} | 0.12 | 3.81 | 1.36 | 309.2 | 263.4 |
| 2200 | 1.81×10^{-3} | 0.12 | 4.02 | 1.44 | 330.0 | 283.4 |
| 1210 | 1.87×10^{-3} | 0.13 | 4.16 | 1.49 | 342.6 | 292.4 |
| 2110 | 2.02×10^{-3} | 0.14 | 4.5 | 1.61 | 376.2 | 321.3 |
| 1120 | 2.12×10^{-3} | 0.14 | 4.71 | 1.69 | 396.2 | 333.7 |