

**Mario Katsuhiko Ojima**

**CÁLCULO DOS PRINCIPAIS PARÂMETROS NEUTRÔNICOS  
DO REATOR DE PESQUISA IEA-R1**

**Orientador: Prof. Dr. Yoshiyuti Hukai**

**Dissertação apresentada à Escola Politécnica  
da Universidade de São Paulo para a obtenção  
do Título de Mestre em Ciências.**

**São Paulo  
1977**

MARIO KATSUHIKO OJIMA

CÁLCULO DOS PRINCIPAIS PARÂMETROS NEUTRÔNICOS  
DO REATOR DE PESQUISA IEA-R1

Orientador: Prof. Dr. Yoshiyuki Hukai



Dissertação apresentada à  
Escola Politécnica da Universi-  
dade de São Paulo para a obten-  
ção do Título de Mestre em  
Ciências.

SÃO PAULO

1977

A meus pais,

a Kioco

e Ricardo

## A G R A D E C I M E N T O S

Quero expressar aqui os meus agradecimentos a todos que colaboraram na realização deste trabalho. Desejo também salientar algumas pessoas cuja ajuda teve valor inestimável na execução deste trabalho.

- Ao INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA pelo apoio financeiro e material, sem o qual não teria realizado este trabalho.
- Ao Dr. Yoshiyutí Hukai, orientador deste trabalho que foi desde minha iniciação na engenharia nuclear o professor e amigo que orientou meus passos neste campo, os melhores agradecimentos.
- Aos colegas da Área de Física de Reatores e em particular ao Horácio Nakata e ao Dr. Willem Oosterkamp, que com suas críticas e sugestões muito me ajudaram na visualização das soluções dos problemas contidos neste trabalho.
- Ao pessoal do Centro de Processamento de Dados.
- À Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de São Paulo (FAPESP) que exerceu papel decisivo na minha formação científica.
- À Tamiko Tsuda pelo esmerado trabalho de datilografia.

## R E S U M O

Foram calculados os principais parâmetros neutrônicos do reator de pesquisas IEA-R1 utilizando-se programas de computação para geração de seção de choque e de cálculo de criticalidade.

Foi estabelecido um procedimento de cálculo baseado nos programas disponíveis no Centro de Processamentos de Dados do IEA, e centrados no Sistema HAMMER e CITATION.

Foi feito um estudo visando verificar a validade e a precisão do método de cálculo comparando-se os resultados com dados experimentais.

Alguns parâmetros operacionais do reator, a saber, a distribuição do fluxo de nêutrons, a massa crítica, a variação da reatividade com a queima do combustível, e o tempo morto do reator foram determinados.

## I N D I C E

	<u>PÁG.</u>
1. INTRODUÇÃO .....	1
1.1. - Introdução geral e objetivo do trabalho...	1
1.2. - Descrição do reator IEA-R1 .....	4
2. O MÉTODO DE CÁLCULO .....	9
2.1. - Descrição do método .....	9
2.2. - Os programas de computação .....	9
2.3. - Bibliotecas de seções de choque .....	15
2.4. - A célula unitária .....	19
2.5. - O espectro de nêutrons .....	22
2.6. - Homogeneização do reator .....	24
2.7. - Definição dos espaçamentos nodais.....	26
3. VERIFICAÇÃO DO MÉTODO .....	32
3.1. - Verificação do método de cálculo .....	32
3.2. - Conclusões sobre a verificação do método..	41
4. CÁLCULO DO REATOR.....	44
4.1. - O reator de referência .....	44
4.2. - Determinação da massa crítica .....	47
4.3. - Coeficiente de temperatura .....	51
4.4. - Distribuição do fluxo de nêutrons.....	53
4.5. - Influência dos venenos na reatividade.....	64
4.6. - Variação da reatividade resultante da inserção de elemento combustível .....	68
4.7. - Estimativa da vida crítica do reator.....	71
5. CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES .....	75
6. APÊNDICE A .....	76
7. APÊNDICE B .....	77
8. APÊNDICE C .....	79
9. APÊNDICE D .....	81
10. APÊNDICE E .....	84
11. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS .....	85

## 1. INTRODUÇÃO

### 1.1. - Introdução e objetivo do trabalho

Os reatores de pesquisa tipo piscina aberta des- pontaram, já no início da década de 1950, como os instrumen- tos mais adequados para utilização em programas de estudos e treinamento na área nuclear em instituições de ensino e de pesquisa e desenvolvimento.

A grande flexibilidade e acesso ao caroço do rea- tor, a sua segurança inerente e a sua economicidade torna- ram este tipo de reator o mais popular dentre os reatores de pesquisa. Cerca de sessenta reatores desse tipo já fo- ram construídos em todo o mundo, sendo que os mais moder- nos ainda estão em fase de construção em diversos países como no Irã e na Romênia. Neste último está se instalando um centro nuclear baseado num reator tipo piscina, modelo "TRIGA" de 14.0 MW de potência.

O projeto básico do IEA-R1 corresponde ao pri- meiro modelo lançado pela firma "Babcox and Wilcox" no mercado mundial e que teve penetração comercial graças ao programa Átomos para a Paz que o presidente Eisenhower pro- pos nas Nações Unidas juntamente com a Fundação da Agência Internacional de Energia Atômica, em 1953.

A concepção deste reator refletiu a relativa pobreza inicial dos conhecimentos do homem sobre reatores nucleares na década de 1950. O seu formato global é de um simples paralelepípedo dentro de uma piscina de água puri- ficada. A angulosidade do formato paralelepipedico pres- supõe mau aproveitamento neutrônico nas bordas, mas este mesmo formato favorece o cálculo de criticalidade para, quem de posse de métodos, primordialmente analíticos, de dois grupos de energia, que hoje, em termos de cálculo de projeto são técnicas dignas de constar nos museus de ener- gia nuclear.

Apesar da longa história de operação segura e de significativos serviços prestados à comunidade nuclear

acadêmica e utilitários dos radioisótopos produzidos, para nossa surpresa, não existem na literatura trabalhos realizados em cálculo de parâmetros desse tipo de reator em que se utiliza os poderosos métodos numéricos disponíveis atualmente, graças à existência dos computadores de 4a. geração com capacidade de memória mais do que a necessária. Cabe aqui, contudo, a advertência de que, esta falta de literatura, não pressupõe absolutamente um vazio no conhecimento da engenharia nuclear e nem uma alta relevância esquecida. Provavelmente, seria o mesmo caso de se calcular a aerodinamicidade do formato dos aviões DC-3 com métodos disponíveis na atualidade. Se funcionam tão bem, não há motivo para preocupações.

Mas, recentemente, no IEA, surgiram duas motivações que nos levaram a executar estes cálculos, aqui descritos, e que, eventualmente nos conduziram a escrever esta dissertação: o primeiro fato é que o reator, presentemente, operando em potência de 2,0 MW foi proposto operar em 10.0 MW. Isto implicava em cálculos de neutrônica desse reator que nos levassem a conclusões que nenhum dado neutrônico se apresentasse imprevisível no que concerne à segurança do IEA-R1. Por outro lado, em segundo lugar, e como consequência do primeiro, tornou-se necessário criar uma capacidade de cálculo para melhor aproveitamento da queima do combustível.

Em potência de 10.0 MW, a queima torna-se fator de grande interesse e cuidado, não somente em seus aspectos econômicos, mas também quanto a utilização do reator como fonte de nêutrons e produtor de radioisótopos.

Portanto, a presente dissertação não se constitui em uma contribuição científica de caráter original ao desenvolvimento da engenharia nuclear e nunca foi esta o nosso objetivo primordial. Trata-se de um trabalho despretencioso que visa uma utilização prática e imediata para satisfazer as necessidades do projeto de aumento de potência do IEA-R1.

Contudo, seja-nos perdoado afirmar que certamente, esses cálculos mostraram resultados que ajudou-nos a melhor



compreender a física do IEA-R1. Tentou-se cobrir os principais parâmetros operacionais do reator, sem visar uma abrangência demasiada. Tratou-se, enfim, de estabelecer uma metodologia calculacional baseado nos melhores programas de computação de neutrônica disponíveis no IEA, que eventualmente, poderá ser desdobrada em detalhes para cálculos de parâmetros mais específicos.

Assinala-se, conclusivamente que, mesmo com os mais poderosos meios numéricos disponíveis, até recentemente, o cálculo da criticalidade apresenta ainda um erro de quase 0,5 % quando em confronto com dados provenientes da experiência. Aqui cabe a observação final que, mesmo o "DC-3" apesar de operar maravilhosamente ainda poderá apresentar novidades no perfeito entendimento de "porque ele voa maravilhosamente".

## 1.2. - O Reator IEA-R1 - descrição

O IEA-R1 é um reator de pesquisas do tipo piscina aberta e foi projetado e construído sob a responsabilidade da firma BABCOX & WILCOX dos Estados Unidos da América de acordo com as especificações fornecidas pela Comissão de Energia Atômica do, então, Conselho Nacional de Pesquisas. O reator é muito semelhante ao que foi construído, pela mesma firma, para a Universidade de Michigan (Projeto Phoenix). A principal diferença está nas alterações introduzidas no elemento combustível no sistema de refrigeração e nas dimensões da piscina do IEA-R1 a fim de permitir operação contínua na potência de 5,0 MW. (20).

O prédio do reator está localizado dentro dos limites reservados para o IEA, na Cidade Universitária, em São Paulo. O reator é propriedade da CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear) e está sob guarda do IEA (Instituto de Energia Atômica).

Sua primeira criticalidade foi atingida em setembro de 1.957 e, desde então, tem sido utilizado extensivamente na produção de radioisótopos, em análise por ativação, em experiências que utilizam os tubos de irradiação e no treinamento de pessoal, atendendo a todas as coordenadorias do IEA e também às solicitações externas.

Nos três primeiros anos de funcionamento, a máxima potência de operação normal foi de 1,0 MW e, desde então, está sendo operado com uma potência nominal de 2,0 MW. Em algumas raras ocasiões foi operado com potências de até 5,0 MW.

O caroço do reator tem a forma de um paralelepípedo e é composto por elementos combustíveis e refletores, que são encaixados verticalmente em furos da placa matriz que é suspensa por uma estrutura de alumínio no ponto móvel no topo da piscina. Em média, um carregamento normal

comporta 25 elementos combustíveis formando um arranjo de 5x5. Dos 25 elementos 4 são elementos especiais reservados para a inserção das barras de controle.

O elemento combustível é do tipo MTR (Material Testing Reactor) fabricado pela United Nuclear Corporation. Compõe-se de 18 placas planas paralelas montadas mecanicamente num estojo de alumínio constituído de um suporte de fixação usinado na parte inferior e aberto na parte superior. Dois suportes verticais nas faces interiores, fabricados em pentes, destinam-se a receber as placas (Fig. 1.2.1). Os elementos combustíveis reservados para receber as barras de controle possuem 9 placas separadas em 2 conjuntos de 5 e 4 placas cada. Estes, são separados por um canal que serve de guia para a barra de controle (Fig. 1.2.2).

As placas tem forma de um sanduiche. A região central é composta de uma liga de Urânio-Alumínio de espessura 0,51 mm possuindo de 18,0 a 20,0 % em peso de Urânio enriquecido em 93% em  $U^{235}$ . As duas camisas de alumínio que cobrem a região central possuem 0,51 mm de espessura cada, sendo portanto 1,53 mm a espessura total da placa de combustível (Fig. 1.2.3). A quantidade de  $U^{235}$  por placa é, em média de 10,3 gramas. A largura e comprimento ativos situam-se entre 59,20 e 65,4 mm e 586,0 e 610,0 mm, respectivamente.

Os elementos refletores são constituídos de blocos de grafita encamisados em alumínio e têm a mesma geometria externa dos elementos combustíveis. São colocados ao redor do caroço, na placa matriz, permitindo uma grande economia de nêutrons por reflexão dos mesmos e, conseqüentemente, sensível redução da massa crítica.

O conjunto formado pelos elementos combustíveis, elementos refletores e placa matriz é suspenso por hastes verticais presas à ponte rolante, localizada sobre a piscina, e que pode ser movimentada de uma a outra extremidade da mesma (Fig. 1.2.4). A piscina é construída em concreto com dimensões: 5,2mx13,7mx9,5m. Após uma camada mais externa de

concreto comum segue-se uma membrana de aço-carbono e, finalmente uma camada exterior de concreto de barita. A superfície interna é revestida de azulejos. A piscina é dividida em dois compartimentos que podem ser isolados um do outro (Fig. 1.2.5). O compartimento próximo à parte semi-circular é o compartimento de operação, onde o reator pode ser operado em duas posições A e B conforme ilustra: (Fig. 1.2.6.)

Posição A - O reator se localiza no centro focal dos canais de irradiação, diretamente acima da válvula de circulação. Nesta posição, o reator pode operar em qualquer potência dentro dos limites permitidos pelo projeto.

Posição B - O reator se localiza adjacente à coluna térmica. O nível de potência não deve ultrapassar 100 KW. Dada a pequena utilidade da coluna térmica, ela será eliminada com as modificações que estão sendo planejadas.

No compartimento oposto à parte semi-circular nenhuma operação ou carregamento de combustível é permitido. Nesta situação, a comporta de alumínio poderá ser fechada separando os dois compartimentos e, nestas condições, o compartimento de operação poderá ser drenado totalmente, para facilitar os trabalhos de manutenção ou preparação de experiências.

A água da piscina é desmineralizada e serve de moderador e refletor para os nêutrons, de refrigerante e de blindagem biológica. Quando a potência de operação for superior a 200 KW, a circulação é forçada de cima para baixo - através de uma bomba localizada no circuito de refrigeração. Para operação abaixo de 200 KW a refrigeração é feita por convecção natural, não havendo, portanto, necessidade das bombas.

O sistema de refrigeração tem como função reti-

rar o calor produzido nas placas de combustível através da circulação da água da piscina. Este calor é eliminado para a atmosfera com a utilização de trocadores de calor e torres de refrigeração (Fig. 1.2.7).

As experiências são feitas com a utilização dos tubos de irradiação e dos tubos pneumáticos. Os tubos são em número de 14, sendo que 2 deles se localizam na parede frontal à coluna térmica e os demais na parede semicircular da piscina (Fig. 1.2.8). São feitos de alumínio e no seu interior podem ser colocadas amostras para serem irradiadas. Também podem ser preenchidos de água de modo a proporcionar blindagem adequada aos pesquisadores, caso necessário.

Um sistema pneumático de tubos permite a irradiação de amostras por curto espaço de tempo. A amostra é colocada num recipiente de alumínio ou polietileno (coelhos) que é introduzido no sistema de tubos à baixa pressão e enviado a uma das quatro posições na vizinhança do caroço. Após a irradiação, o recipiente pode voltar a duas posições diferentes nos laboratórios, situados no prédio do reator.

Uma outra possibilidade é a utilização da coluna térmica localizada numa das paredes laterais de concreto. É geralmente utilizada para experiências com nêutrons térmicos, e é composta de grafita disposta em blocos, de modo a facilitar a formação de gavetas para a introdução de amostras para irradiação. O baixo nível do fluxo de nêutrons limita, porém, a sua utilização.

O controle do reator é feito através de quatro barras absorvedoras de nêutrons, sendo que três são barras de segurança, e permanecem em posições fixas durante a operação do reator. São de Carbeto de Boro revestido por Cádmiu e sustentadas por um magneto preso a uma haste acoplada ao mecanismo de acionamento preso à ponte rolante. No caso de uma emergência, o magneto é desligado e as 3 barras são rapidamente inseridas no caroço garantindo, assim, o desligamento imediato do reator. A barra de controle não possui magneto e está di-

retamente acoplada ao mecanismo de acionamento. É de aço inoxidável, possuindo menor reatividade do que as de segurança. Durante o funcionamento do reator, é movido continuamente para compensar as flutuações de potência devido a outros fatores.

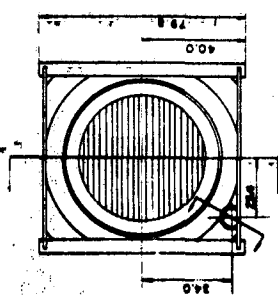
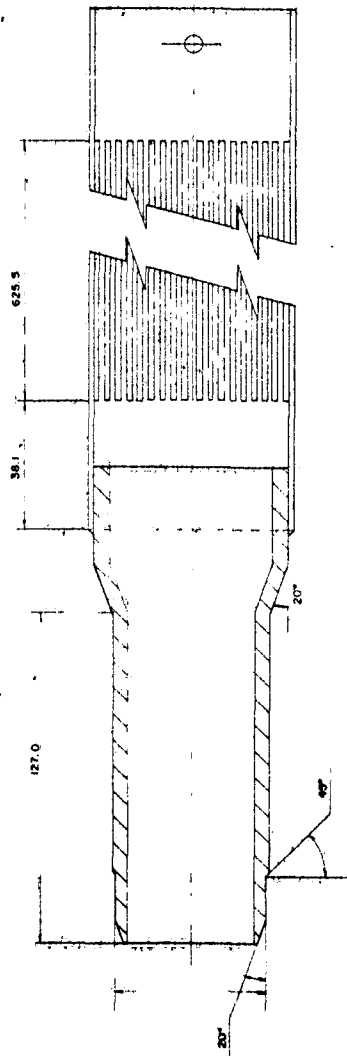
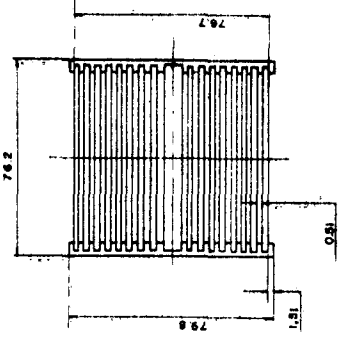
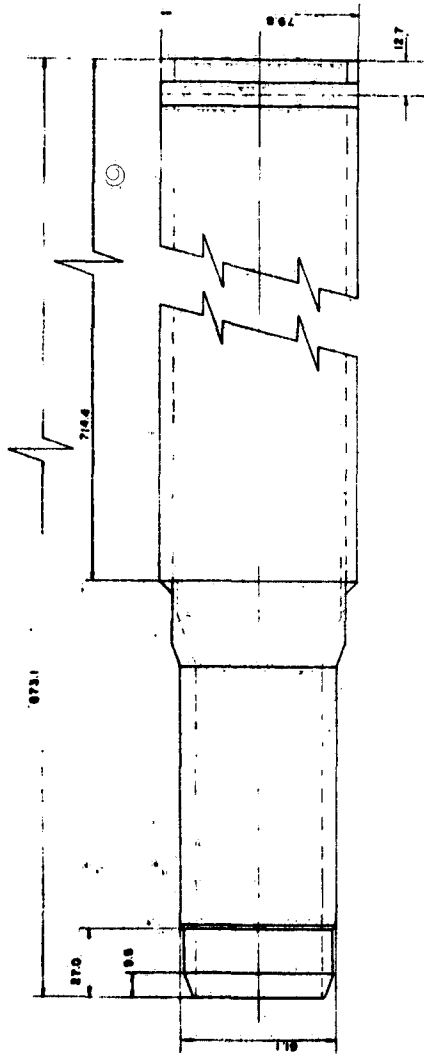
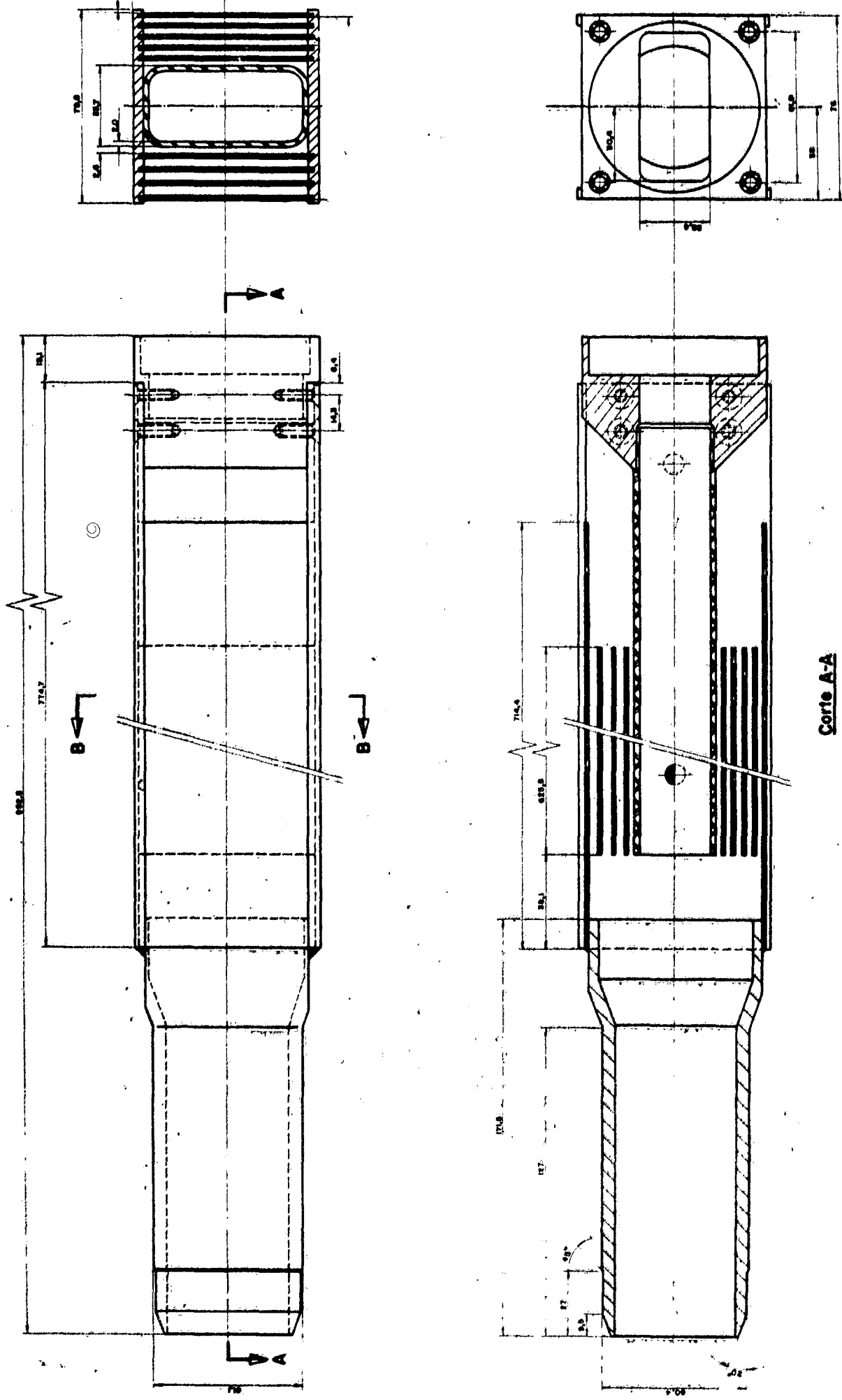


Fig.1.2.1 - Elemento Combustível (dimensões em mm)



Corte A-A

Corr. Modific. em n.º. 05

Fig. 1.2.2- Elemento combustível de controle



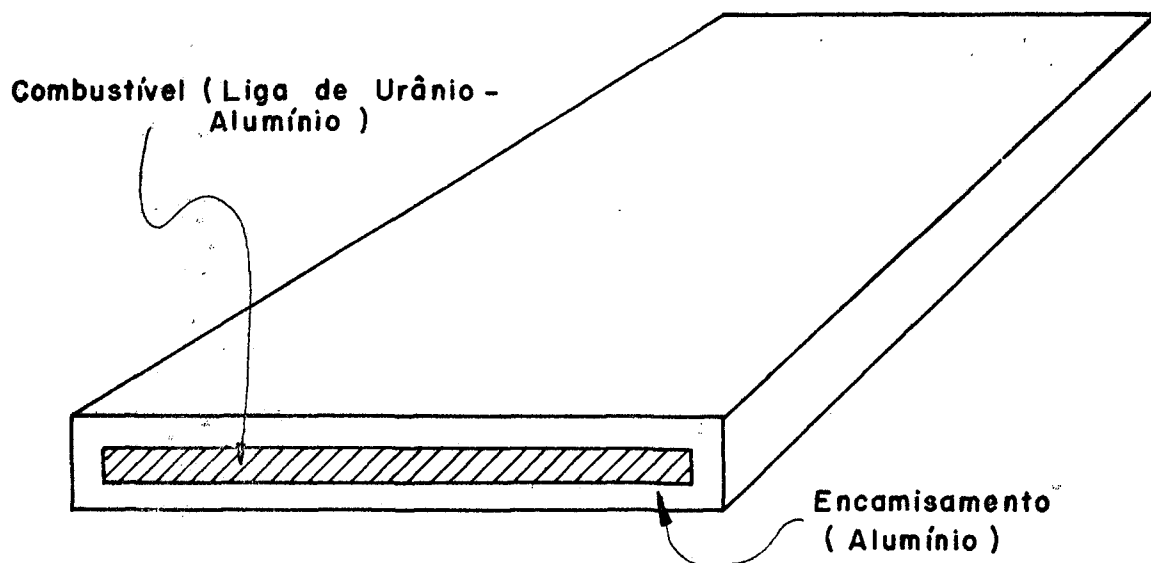
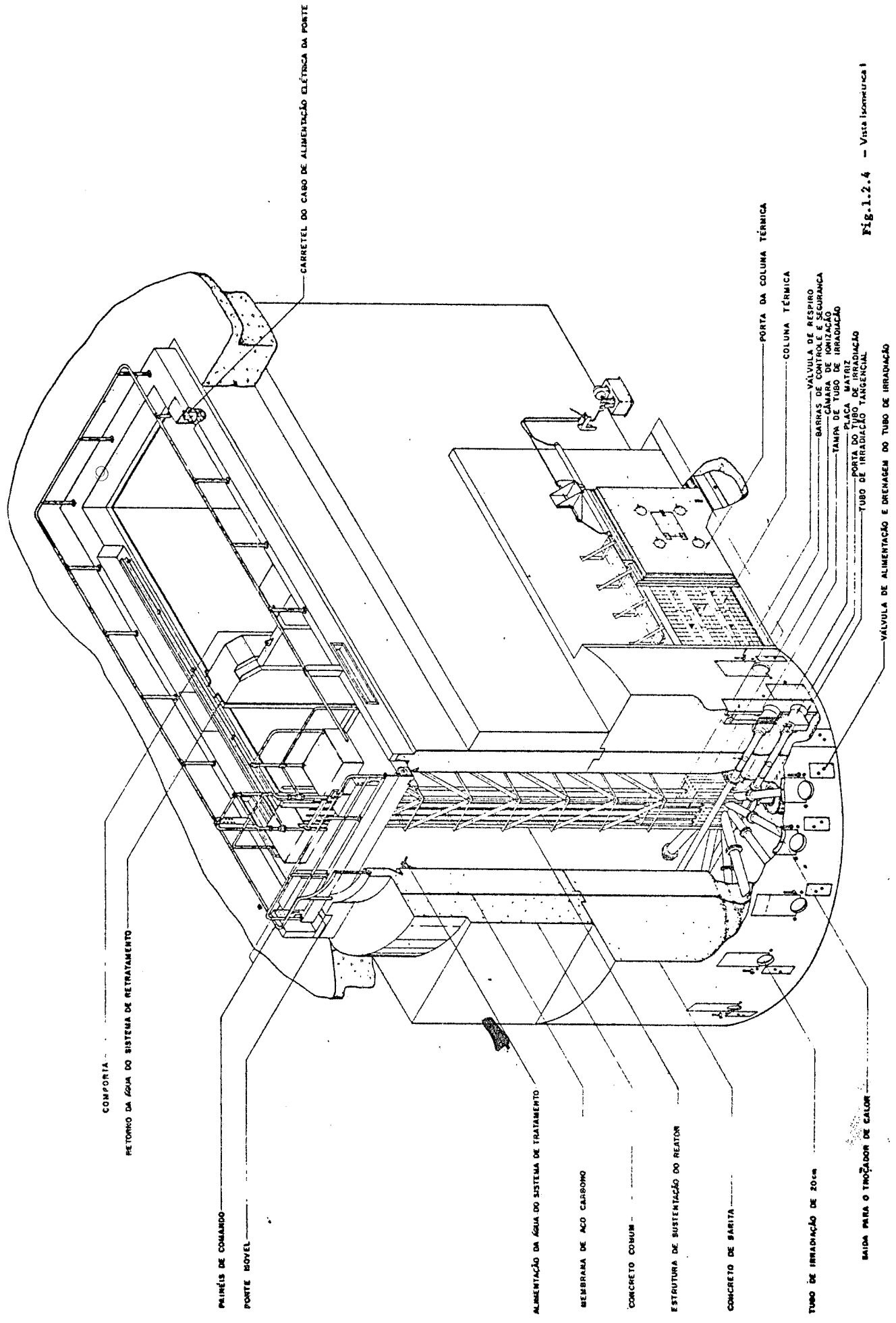


Fig. 1.2.3 - Placa de combustível



COMPORTA

RETORNO DA ÁGUA DO SISTEMA DE RETRATAMENTO

PRIMEIROS DE COMANDO

PONTE MOVEL

CARRETEL DO CABO DE ALIMENTAÇÃO ELÉTRICA DA PONTE

ALIMENTAÇÃO DA ÁGUA DO SISTEMA DE TRATAMENTO

MEMBRANA DE AÇO CARBONO

CONCRETO COMUM

ESTRUTURA DE SUSTENTAÇÃO DO REATOR

CONCRETO DE BARITA

TUBO DE IRRADIAÇÃO DE 20cm

SAÍDA PARA O TROCADOR DE CALOR

PORTA DA COLUMNA TÉCNICA

COLUMNA TÉCNICA

VÁLVULA DE RESPIRO

BARRILAS DE CONTROLE E SEGURANÇA

TAMPA DE TUBO DE IRRADIAÇÃO

PLACA MATRIZ

PORTA DO TUBO DE IRRADIAÇÃO

TUBO DE IRRADIAÇÃO TANGENCIAL

VÁLVULA DE ALIMENTAÇÃO E DRENAGEM DO TUBO DE IRRADIAÇÃO

Fig.1.2.4 - Vista Isométrica 1

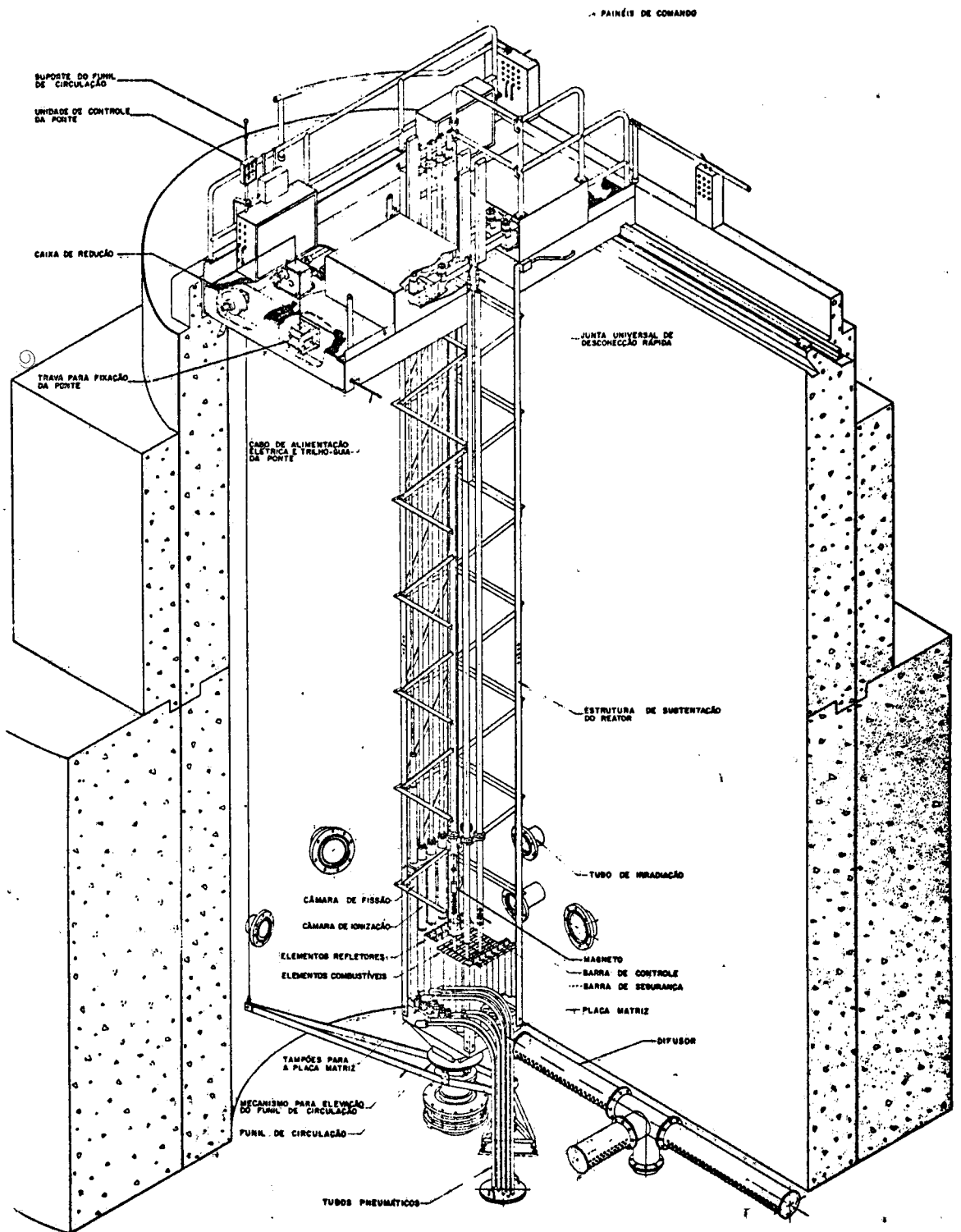
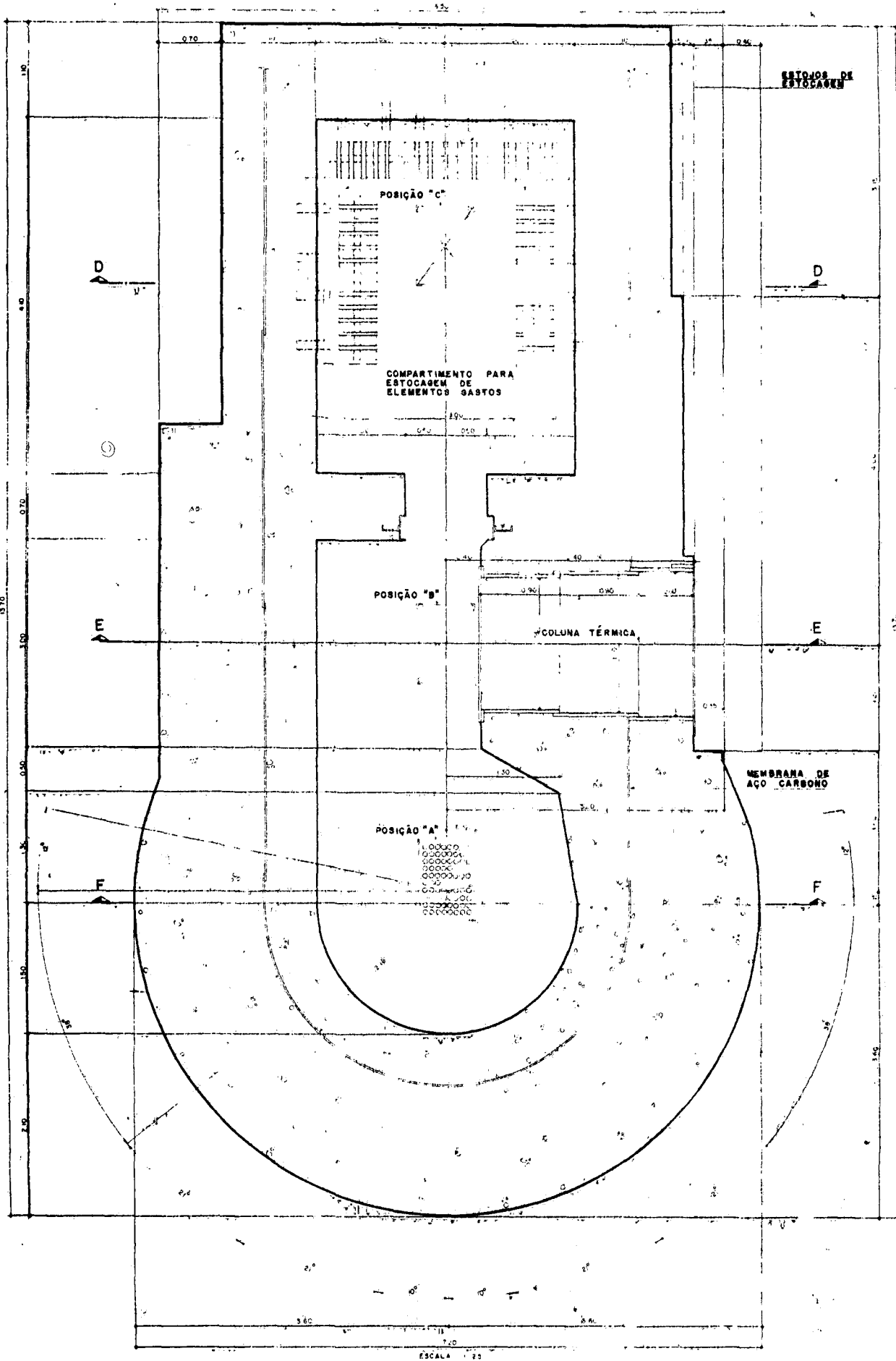
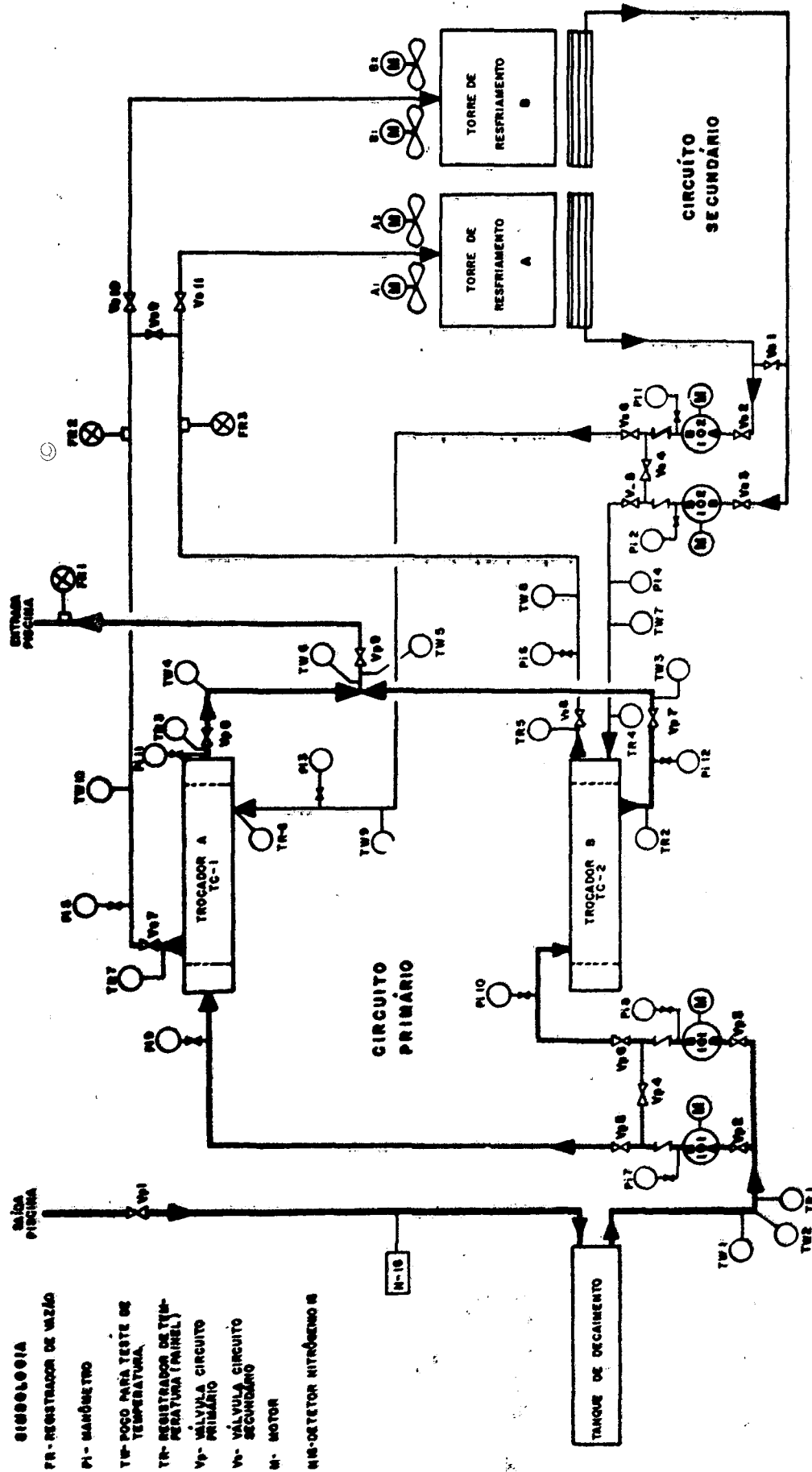


Fig.1.2.5 - Vista Isométrica II



**Fig.1.2.6 - Vista de Topo da Piscina**

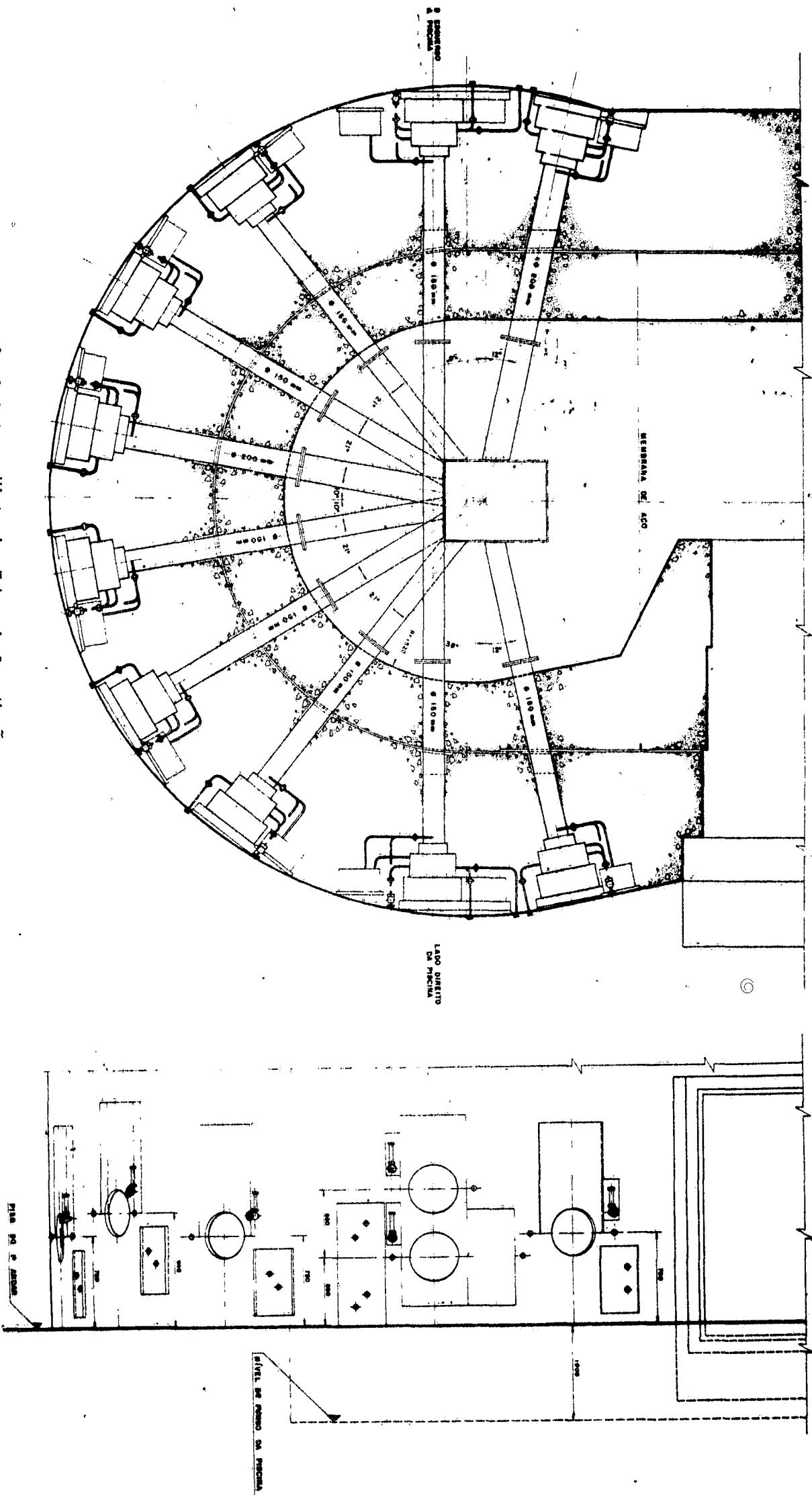


**SÍMBOLOS**

- FR - REGISTRADOR DE VAZÃO
- PI - MANÔMETRO
- TP - POCO PARA TESTE DE TEMPERATURA
- TR - REGISTRADOR DE TEMPERATURA (PAINEL)
- V - VÁLVULA CIRCUITO PRIMÁRIO
- V - VÁLVULA CIRCUITO SECUNDÁRIO
- M - MOTOR
- NI-18 - DETECTOR NITROGENO

Fig.1.2.7 - Fluxograma esquemático do sistema de refrigeração do reator IEA-RI

Fig.1.2.8 - Vista dos Tubos de Irradiação



## 2. O MÉTODO DE CÁLCULO

### 2.1. - Descrição do método

O estabelecimento do método calculacional e o estudo da sua validade é, de uma maneira geral, a finalidade deste trabalho. O método escolhido dependeu essencialmente da disponibilidade dos programas de computação que estão em fase operacional no computador IBM/370 do IEA.

Os programas utilizados são: HAMMER SYSTEM, EXTERMINATOR-II e CITATION. O primeiro executa a geração das seções de choque em quatro grupos de energia, em função do espectro de nêutrons predominante no sistema combustível-moderador. Estas seções de choque serão usadas pelos dois outros programas como dados de entrada nos cálculos de criticalidade, utilizando-se a teoria de transporte de nêutrons, com aproximação para a teoria de difusão.

A Fig. 2.1.1 mostra o fluxograma do método calculacional. Na preparação das seções de choque e homogeneização das células com o programa HAMMER, três células unitárias foram utilizadas: uma para o combustível, uma para o Carbono do refletor e outra para a água do refletor. Nos cálculos de criticalidade com o programa CITATION e EXTERMINATOR-II o reator foi, então, considerado homogêneo.

### 2.2. - Os programas de computação

Foram utilizados programas de computação que empregam o método das diferenças finitas para a solução da equação de transporte de nêutrons em multigrupos com a aproximação para a teoria de difusão.

Basicamente, quatro programas foram utilizados, todos eles escritos em FÓRTRAN IV e que se encontram em operação no computador IBM/370 do IEA.

Segue-se uma descrição dos três programas:

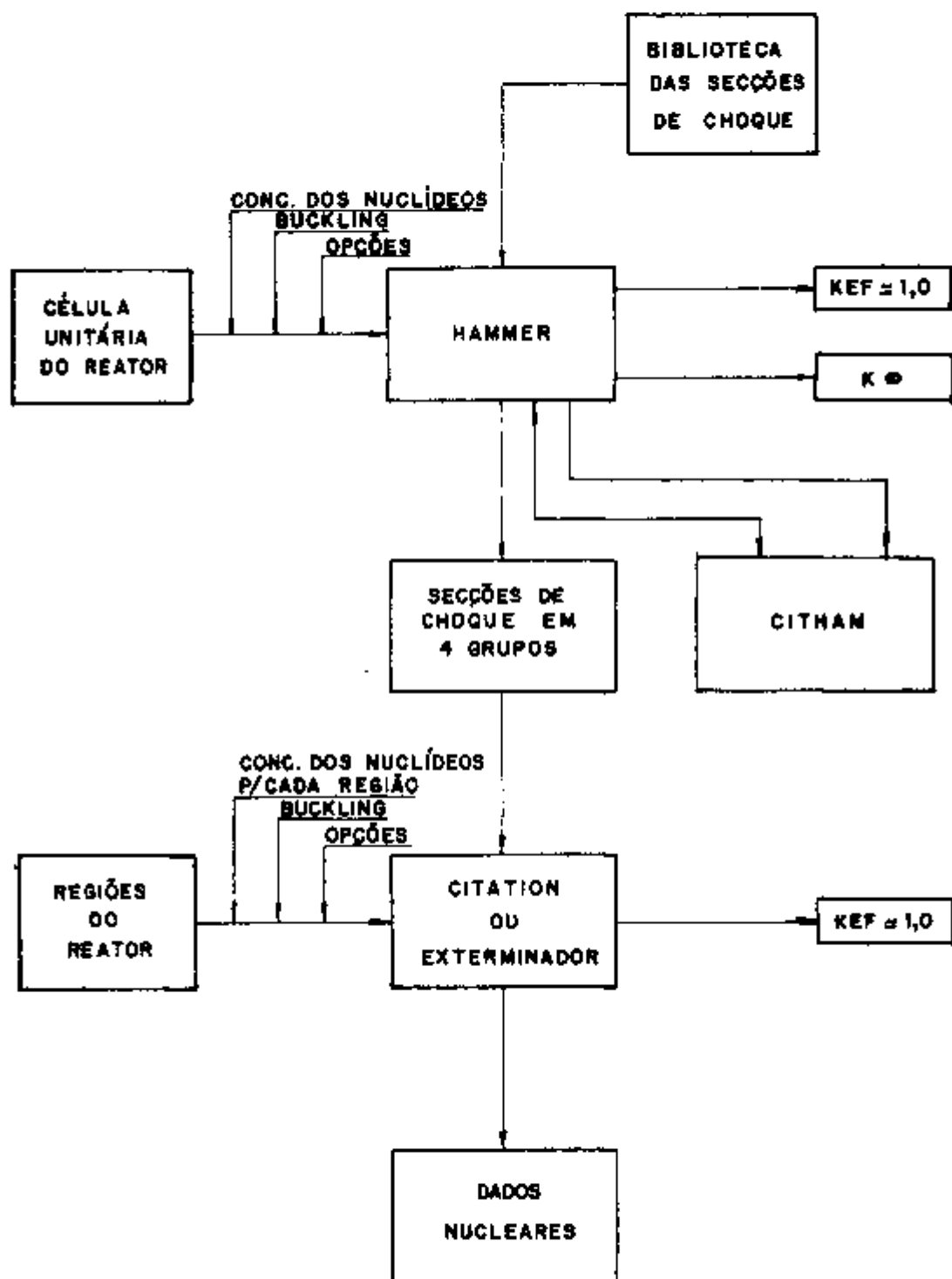


Fig. 2.1.1 - Fluxograma do Método Calculacional



1 - HAMMER SYSTEM: (Heterogeneous Analysis by Multigroup Method of Exponentials and Reactors). Foi desenvolvido por H.C. Honeck (21) e J.E. Suich, em Brookhaven National Laboratory e Savannah River Laboratory. É um sistema de programas para geometria unidimensional composto de sub-programas que calculam parâmetros de física de reatores de uma rede infinita de células unitárias, através da solução da equação de transporte de nêutrons em multigrupos de energia. Associado a estes sub-programas existe um outro que se utiliza da teoria de difusão em quatro grupos de energia para calcular parâmetros de reator. Estes programas foram individualmente comprovados com dados experimentais pelo uso extensivo em cálculo de reatores. Honeck e Chandall testaram o sistema no cálculo de unidades críticas de água pesada e água leve (10) com resultados bastante satisfatórios.

A estrutura do programa HAMMER pode ser esquematizado em cinco programas componentes:

- CAPN: tem como função analisar os dados de entrada e coordenar o procedimento dos próximos programas.
- THERMOS: (11) - Calcula a distribuição espacial do fluxo térmico em trinta grupos de energia, resolvendo a equação integral de transporte, seguido de correção de espectro de fuga, com a técnica da transformada de Fourier (usando parâmetros da célula homogeneizada). Como resultado fornece seções de choque médias da célula em um grupo ( $E < 0.625$  eV), assim como parâmetros de difusão, distribuição espacial do fluxo, e taxa de reações.
- HAMLET: Calcula a distribuição espacial do fluxo epitérmico e rápido utilizando 54 grupos de energia. Este programa é uma combinação de MUFT (5) e ZUT/TUZ (13). A probabilidade de colisão é calculada supondo que a corrente que cruza as interfaces seja cossenoidal, e o espectro durante a moderação como em MUFT. Esta aproximação produz automaticamente o cálculo de heterogeneidade de  $\xi$  e  $p$  sendo usado como sub-rotina do programa ZUT/TUZ. Em seguida são determinados o espectro assintótico

e o "BUCKLING" material da rede infinita de células. Como resultado, fornece as seções de choque média e parâmetros de difusão em 3 grupos (10 MeV - 1.05 MeV - 9.12 KeV - .625 eV) assim como a distribuição espacial do fluxo e taxas de reações.

- FLOG: É uma modificação do FOG (7). Utiliza as constantes em quatro grupos produzidos pelo THERMOS e HAMLET para efetuar o cálculo de difusão no reator para obtenção do valor do "BUCKLING".
  - DIED: Combina os resultados obtidos em todos os programas anteriores para a edição final dos resultados do HAMMER. Os fluxos e as seções de choque obtidos pelo THERMOS, HAMLET e FLOG são combinados para produzir o balanço de neutrons. Para cálculos celulares, o balanceamento de nêutrons é baseado nos dados obtidos pelo THERMOS e HAMLET.
- 2 - EXTERMINATOR-II: é a versão para FORTRAN-IV do EXTERMINATOR (9) com adição de algumas opções de cálculo. Resolve a equação de difusão em duas dimensões nas geometrias XY, RZ ou R $\theta$ . Além dos cálculos de criticalidade, com mapeamento bidimensional dos fluxos, tem recursos para as seguintes opções:
- a) cálculo da concentração de equilíbrio de  $X_e$
  - b) determinação da concentração crítica para diversos nuclídeos.
  - c) cálculo do fluxo adjunto e seu mapeamento espacial.
  - d) cálculo de perturbação
  - e) cálculo de "HOT CHANNEL"

Na saída fornece as seções de choque macroscópicas, bem como as taxas de reações para cada região. Fornece também o balanço global no reator para cada tipo de reação.

- 3 - CITATION: Este programa é semelhante ao EXTERMINATOR II, porém com maior capacidade de cálculo, pois pode fazer cálculo em três dimensões e fazer a queima de combustível em multíciclos (8).
- 4 - CITHAM: É uma versão modificada do programa HAMMER com um sub-programa especial que modifica as entradas do HAMMER, para levar em consideração a queima do combustível do ponto de vista celular e prepara seções de choque no formato do programa CITATION (17).

Três produtos de fissão são considerados:  $X_e^{135}$ ,  $Sm^{149}$  e um elemento simulador que possui características médias de todos os outros produtos de fissão ("Lumped Fission Product"). As meias-vidas utilizadas no programa estão na Tabela 2.2.1.

Este programa possui a versatilidade de calcular o fator de multiplicação e as seções de choque em função do tempo de queima e da densidade de potência. O tempo total de queima pode ser sub-dividido em intervalos menores com determinado número de dias, que poderão fazer parte de um ou mais ciclos.

As concentrações são calculadas para cada dia de queima, e as seções de choque são reavaliadas no fim de cada intervalo de tempo. O fluxograma do sistema HAMMER-CITHAM está na Fig. 2.2.1.

As cadeias envolvidas na equação de queima e a equação fundamental para queima estão no Apêndice E. É necessário incluir todos os nuclídeos mesmo os que não apresentam importância, com baixa concentração, caso contrário irá acarretar variação inadequada dos nuclídeos pais.

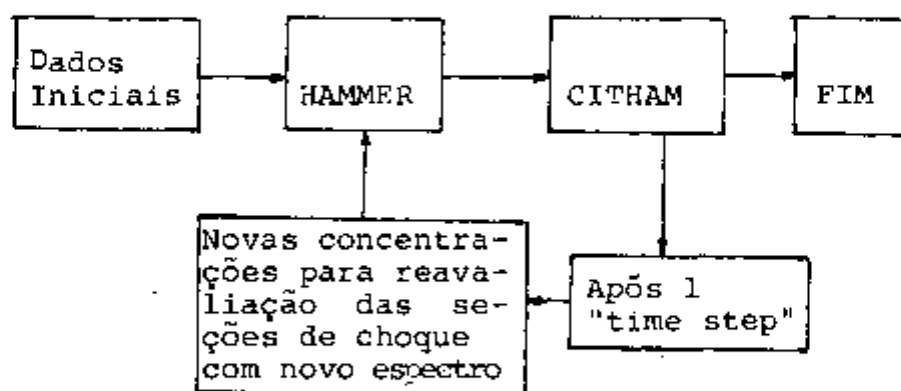


Fig. 2.2.1. - Fluxograma operacional do sistema HAMMER-CITHAM.

NUCLÍDEO	RENDIMENTO (yield)	$\lambda$ (dia <sup>-1</sup> )
X <sup>135</sup> <sub>e</sub>	.0641	1.82
Sm <sup>149</sup>	.0113	—
SSFP	1.000	—
Pu <sup>241</sup>	—	.0002
Pa <sup>233</sup>	—	.025

Tabela 2.2.1. - Meias vidas dos principais produtos de fissão.

### 2.3 - Preparação das bibliotecas de seções de choque

A primeira parte do cálculo neutrônico de um reator heterogêneo compreende a análise dos efeitos locais das heterogeneidades e dos fatores de auto-blindagem, que em última análise, são os fatores que maior influência exercem no cálculo das seções de choque dos núclídeos presentes no meio multiplicador em estudo. Diz-se que um reator é heterogêneo quando o livre caminho médio dos nêutrons é maior que qualquer dimensão da célula do reator. O espectro e o valor do fluxo de nêutrons no moderador é diferente do espectro e do fluxo no combustível. Surge daí a necessidade de determinar os parâmetros equivalentes para tratar as regiões heterogêneas (encamisamento, material estrutural, meio refrigerante, combustível e moderador) como uma única região homogênea. De outra forma, o cálculo de parâmetros de reatores nucleares será uma tarefa extremamente exaustiva mesmo para os mais modernos computadores.

Para tanto, utilizam-se médias ponderadas sobre o espectro de nêutrons predominante no sistema. Portanto a primeira etapa dos cálculos produz as bibliotecas de seções de choque efetiva de todos os núclídeos presentes no caroço do reator IEA-R1. Para cada zona do reator, define-se uma célula unitária representativa para o programa HAMMER, pois ele calcula os parâmetros de uma rede infinita de células unitárias resolvendo a equação de transporte e obtendo os parâmetros de difusão do reator (16).

A biblioteca das seções de choque do programa HAMMER compreende uma faixa de energia desde 10,0 MeV até .00025 eV. A faixa entre 10,0 MeV e .834 eV é tratada pelo sub-programa HAMLET em 54 grupos de energia (Tab. 2.3.1) e são calculados os efeitos de auto-blindagem das ressonâncias. A faixa de .707 a .000253 eV é tratada pelo sub-programa THERMOS em 30 grupos (Tab. 2.3.2) e é calculado o fator de auto-blindagem geométrico utilizado na correção das seções de choque do grupo térmico.

Portanto, dos 84 grupos que compreendem toda faixa de energia da biblioteca das secções de choque do HAMMER, os 54 primeiros grupos são tratados pelo programa HAMLET e reduzido a três grupos. Os 30 últimos grupos são reduzidos para um grupo térmico pelo programa THERMOS, totalizando - assim, 4 grupos cujos limites de energia são:

- Grupo 1 - 10.0 MeV a 1.05 MeV
- Grupo 2 - 1.05 MeV a 9.12 KeV
- Grupo 3 - 9.12 KeV a .625 eV
- Grupo 4 - .625 eV a .000253 eV

GRUPO	LIMITE SUP.	GRUPO	LIMITE SUP.
1	10,0 MeV	28	2,053 KeV
2	7,788 MeV	29	1,234 KeV
3	6,065 MeV	30	748,5 KeV
4	4,724 MeV	31	454,0 eV
5	3,679 MeV	32	275,4 eV
6	2,865 MeV	33	167,1 eV
7	2,231 MeV	34	130,1 eV
8	1,738 MeV	35	101,3 eV
9	1,353 MeV	36	78,89 eV
10	1,054 MeV	37	61,44 eV
11	820,8 KeV	38	47,85 eV
12	639,3 KeV	39	37,27 eV
13	497,9 KeV	40	29,02 eV
14	387,7 KeV	41	22,60 eV
15	302,0 KeV	42	17,60 eV
16	235,2 KeV	43	13,71 eV
17	183,2 KeV	44	10,68 eV
18	142,6 KeV	45	8,315 eV
19	111,1 KeV	46	6,476 eV
20	86,52 KeV	47	5,044 eV
21	67,38 KeV	48	3,928 eV
22	40,87 KeV	49	3,059 eV
23	24,79 KeV	50	2,382 eV
24	15,03 KeV	51	1,855 eV
25	9,118 KeV	52	1,440 eV
26	5,530 KeV	53	1,125 eV
27	3,354 KeV	54	.834 eV

TABELA 2.3.1. - Estrutura de grupos para região rápida (HAMLET)  
 $(\Delta p = 0,25)$

GRUPO	$\bar{V}/220\text{m/s}$	Energia (eV)	GRUPO	$\bar{V}/220\text{m/s}$	Energia (eV)
1	0,1	0,000253	16	1,605	0,0652
2	0,2	0,0010	17	1,720	0,0748
3	0,3	0,0023	18	1,845	0,0861
4	0,4	0,0040	19	1,980	0,0992
5	0,5	0,0063	20	2,1225	0,114
6	0,6	0,0091	21	2,2775	0,131
7	0,7	0,0124	22	2,455	0,152
8	0,8	0,0164	23	2,660	0,179
9	0,9	0,0205	24	2,8975	0,212
10	1,0	0,0253	25	3,1725	0,255
11	1,1	0,0306	26	3,490	0,308
12	1,2	0,0364	27	3,855	0,376
13	1,3	0,0428	28	4,2725	0,462
14	1,4	0,0496	29	4,7475	0,570
15	1,5	0,0569	30	5,285	0,707

TABELA 2.3.2. - Estrutura de grupos para região térmica (THERMOS)



## 2.4. - Célula Unitária

Basicamente foram escolhidas três células unitárias para a obtenção das seções de choque e dos parâmetros de difusão de todos os núclídeos presentes no reator.

1 - Célula para o combustível: a primeira célula foi utilizada na obtenção das seções de choque do  $U^{235}$ ,  $U^{238}$ , Alumínio e da água presente no espaço existente entre as placas de combustível. A célula é composta de 3 regiões (combustível-liga de Urânio-Alumínio; encamisamento-Alumínio e moderador-água). As concentrações dos núclídeos e as dimensões da célula são idênticas às da placa de combustível, Fig. 2.4.1 e Apêndice C.

Os parâmetros de difusão calculados para esta rede de células unitárias estão na Tab. 2.4.1 e o espectro de nêutrons predominante no sistema na Fig. 2.5.1.

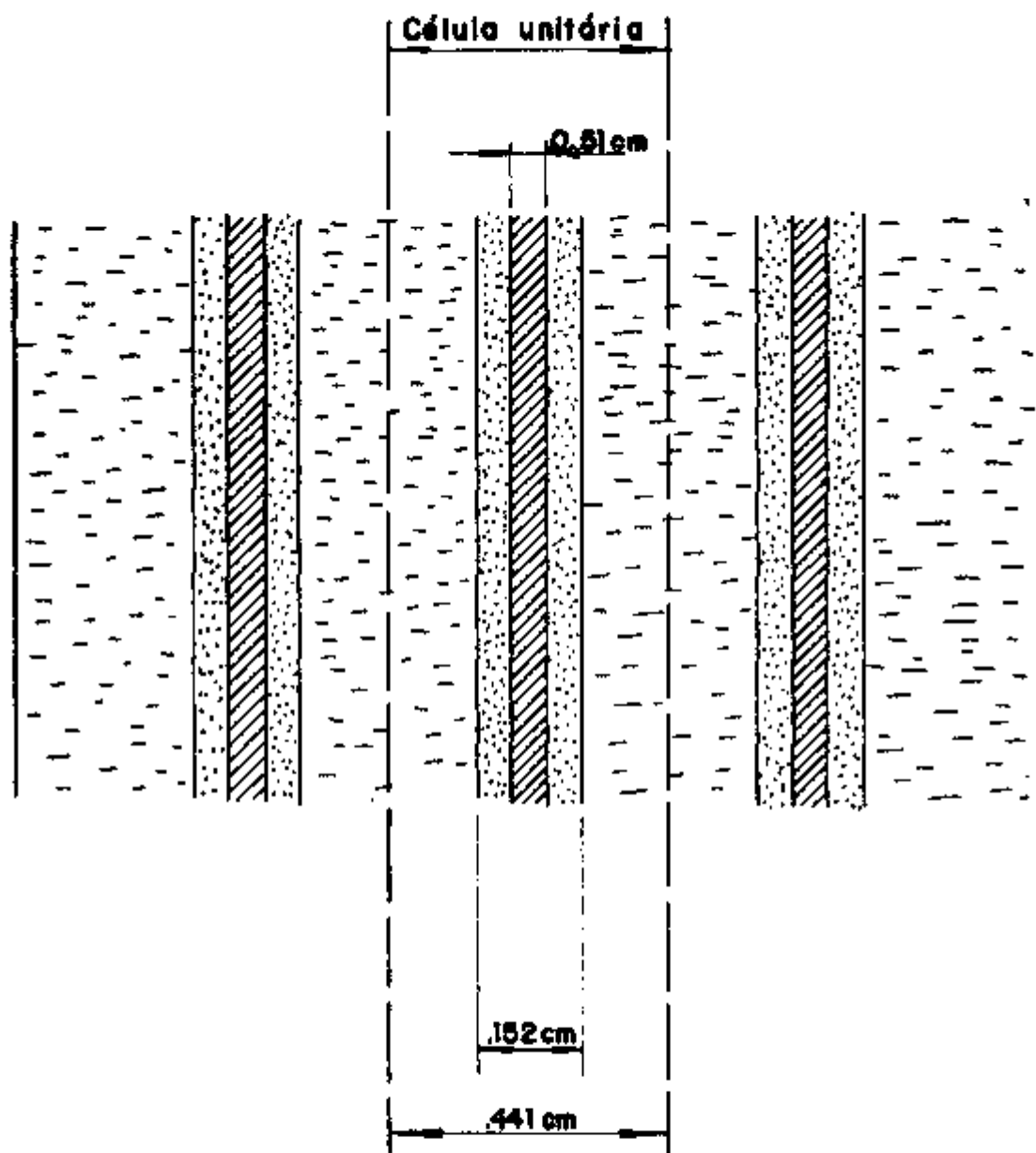
2 - Célula para refletor de Carbono: esta célula é composta de uma região de Carbono infinitamente diluída contendo  $10^{-6}$  atom/b.cm de  $U^{235}$  que corresponde a uma densidade de de  $.0039 \text{ g/cm}^3$ .

3 - Célula para refletor de água: é composta de uma região de água com  $U^{235}$  diluído na mesma concentração da célula 2.

Nas duas últimas células a baixa concentração de  $U^{235}$  foi colocada com a finalidade de simular o espectro de nêutrons proveniente do combustível e a sua concentração foi ajustada de tal modo que as absorções no  $U^{235}$  fossem desprezíveis.

$K_m$	-----	1.5209
$\tau$	-----	45.662
$P$	-----	.89312
$L^2$	-----	3.6404
$\sum_a$	-----	.0689
$D$	-----	.2517
$B^2$	-----	.0095
$n$	-----	2.008
$f$	-----	.8036
$v\{f$	-----	.1115

TABELA 2.4.1. - Parâmetros de difusão calculados  
para uma rede de células unitárias  
do combustível




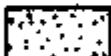

-  - H<sub>2</sub>O ( moderador )
-  - Alumínio ( encaixeamento )
-  - Liga de Urânio - Alumínio ( combustível )

Fig. 2.4.1 - Célula unitária representativa da placa .

## 2.5 - Espectro de Nêutrons

O espectro de nêutrons do IEA-R1 é típico de um reator moderado por água leve (18). Este espectro pode ser visto na Fig. 2.5.1. Utilizou-se a variável letargia ao invés de energia.

O fluxo por unidade de letargia,  $\phi(\xi)$  está relacionado com o fluxo por unidade de energia,  $\phi(E)$  por

$$\phi(\xi) = -\phi(E) \frac{dE}{d\xi} - E\phi(E)$$

A variável letargia é conveniente porque a faixa de variação de energia dos nêutrons vai de  $10^7$  eV a frações de eV, enquanto que, os valores correspondentes de letargia está entre 20 e zero.

No espectro de nêutrons da Fig. 2.5.1 observa-se três regiões características. Na primeira região, o fluxo de nêutrons possui um pico porque os nêutrons desta energia são emitidos na fissão e são os mais energéticos do sistema. A forma da curva do fluxo nesta região segue - aproximadamente a distribuição de energia dos nêutrons emitidos no processo de fissão. A segunda região tem a forma proporcional a  $1/E$ . De fato, nesta região,  $\phi(\xi)$  é aproximadamente constante e, portanto,  $\phi(E)$  é proporcional a  $1/E$ . Os neutrons de fissão estão sendo moderados por colisão com átomos do moderador. A terceira região é a região dos nêutrons térmicos. Nesta parte, o espectro de energia dos nêutrons está em equilíbrio com o espectro térmico dos átomos do moderador. A forma do espectro desta região é essencialmente a distribuição de Maxwell-Boltzman levemente distorcida pelas absorções de nêutrons pelos átomos do meio considerado.

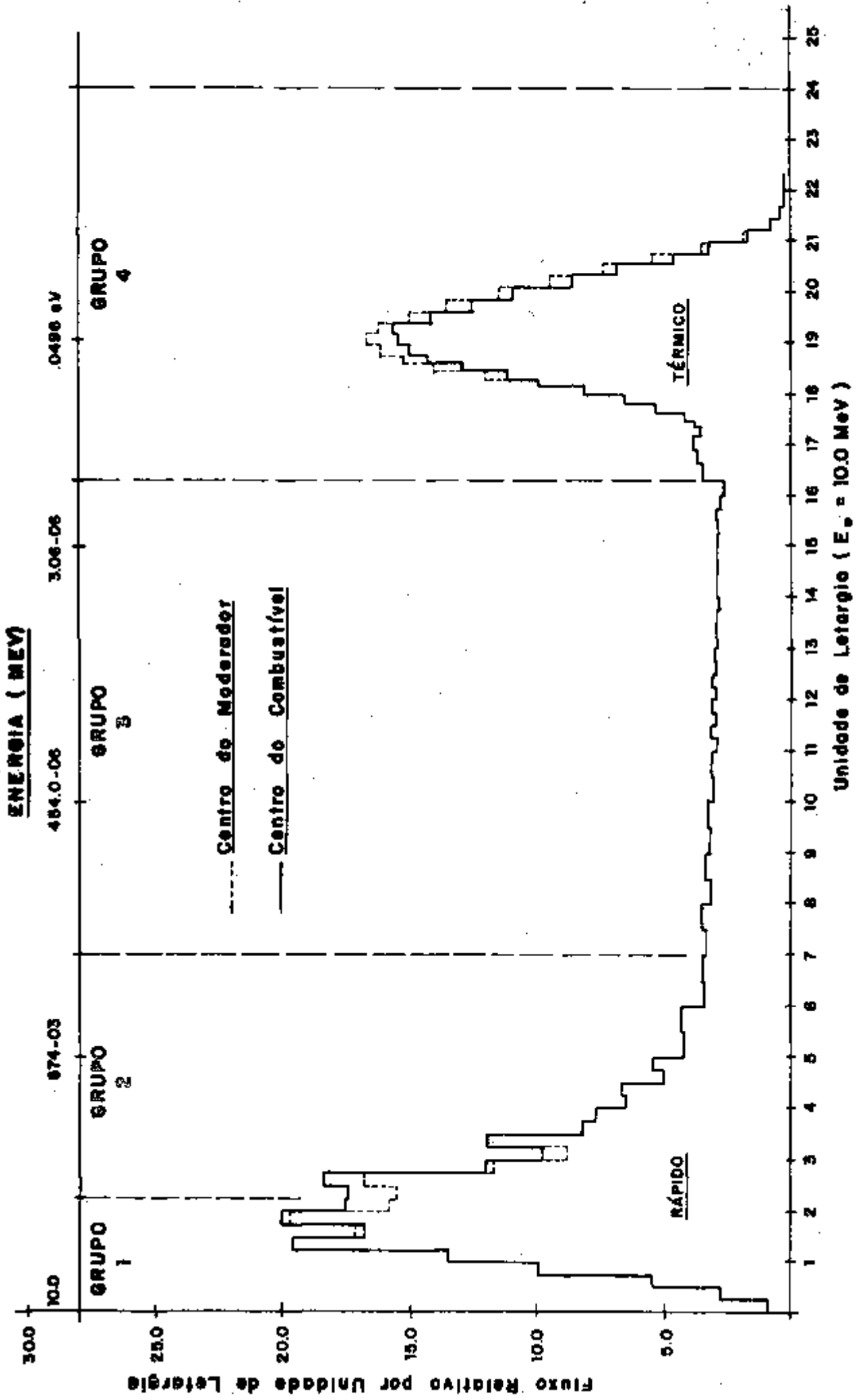


Fig. 2.5.1 - Espectro de neutrons no IEA - RI

## 2.6 - Homogeneização do reator

No presente estudo a homogeneização foi feita diluindo-se os átomos presentes no combustível, no moderador, no encamisamento e no material estrutural, dentro do volume total ocupado pelo elemento combustível. A Fig. 2.5.1 mostra o elemento combustível com suas respectivas dimensões e a Tab. 2.5.1, os volumes e as frações de volume de cada um dos átomos presentes dentro do volume.

Portanto, na distribuição por zonas do reator dentro da malha em que o reator é subdividido, uma zona do reator corresponde a um elemento de combustível, o que será utilizado no cálculo da criticalidade com os programas CITATION e EXTERMINATOR.

	Volume (cm <sup>3</sup> )	Fração de Volume (%)
Combustível (liga U-Al)	340,42	.09
Alumínio (estr. e encam.)	1.204,38	.32
Água	2.182,90	.59
Volume total do elemento = 3.727,70 cm <sup>3</sup>		

TABELA 2.5.1. - Frações de volume do elemento combustível

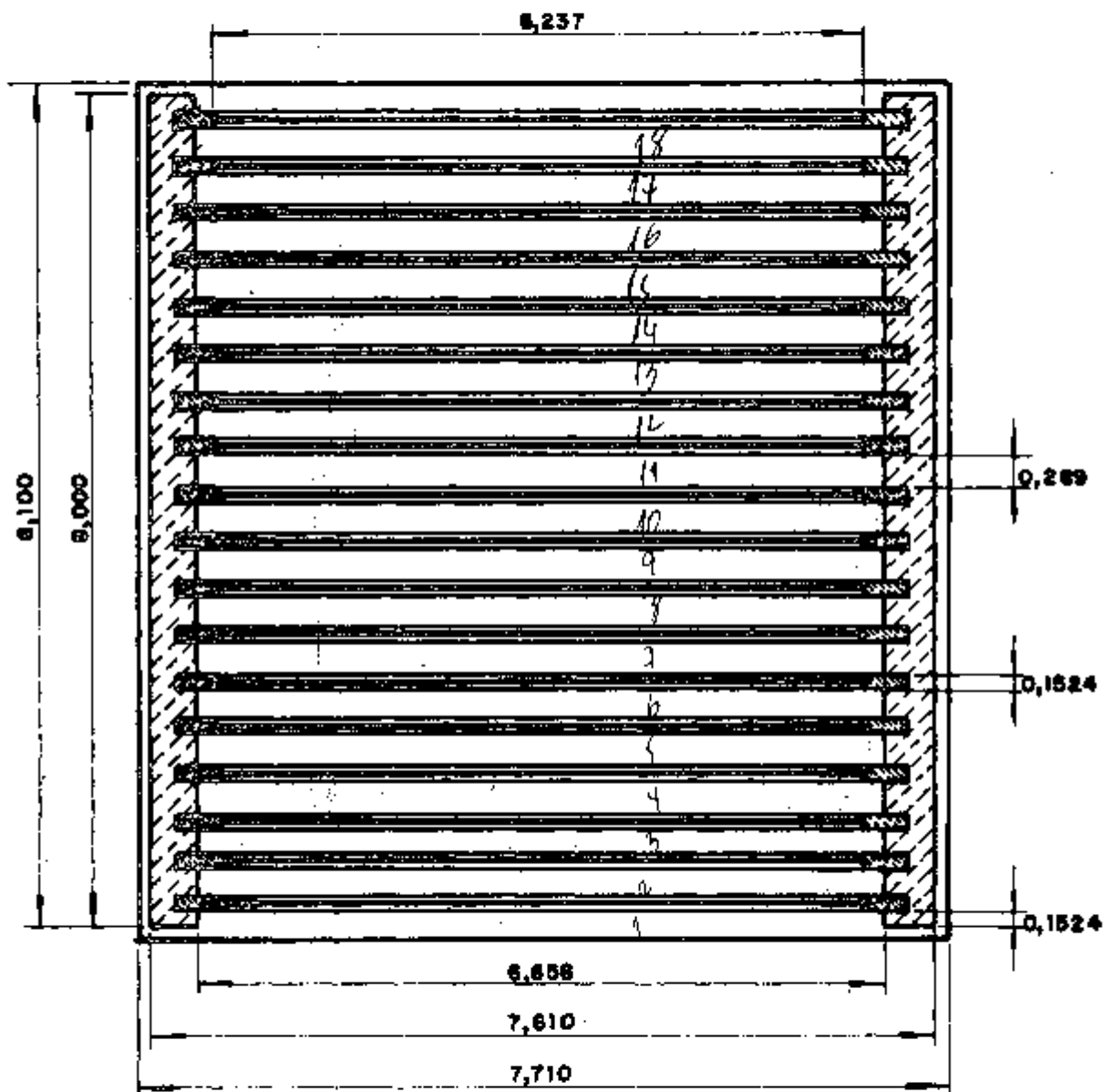


Fig. 2.6.1 - Elemento combustível (dimensões em cm)

## 2.7. - Definição dos espaçamentos nodais

Os programas de computação que serão utilizados nas próximas etapas (CITATION e EXTERMINATOR) resolvem a equação de difusão pelo método das diferenças finitas, - tornando-se necessário, portanto, a definição dos espaçamentos nodais de forma conveniente para uma representação geométrica do reator adequada às condições neutrônicas (4).

Primeiramente, para verificar a influência dos espaçamentos nodais no valor do fator de multiplicação efetivo ( $K$  efetivo) calculado pelo programa, foram utilizadas as representações esquemáticas das Figuras 2.7.1, 2.7.2, 2.7.3 e 2.7.4. Uma zona do reator que equivale a um elemento de combustível, de acordo com o esquema de homogeneização, foi dividido em espaçamentos nodais de: 3.805 cm, 2.536 cm, 1.902 cm e 1.268 cm.

A Fig. 2.7.5 mostra o resultado obtido e pode-se observar que, à medida em que se diminui os espaçamentos nodais, a variação percentual do fator de multiplicação - tende a zero. Portanto, quanto menor os espaçamentos nodais, menor será o desvio no fator de multiplicação. Porém, deve-se considerar que, quanto menor o espaçamento nodal, maior será o número de pontos nodais, o que implica em considerável aumento na memória do computador e, portanto, maior tempo de processamento. Há, então, um compromisso entre a precisão do resultado que se quer obter e o tempo e a memória de computação disponíveis.

Levando-se em consideração estes dois fatores foi escolhido o espaçamento de 2.536 cm pois este facilita a representação das barras de controle e fornece um desvio de aproximadamente 0.48% no cálculo do fator de multiplicação, o que está perfeitamente dentro dos limites aceitáveis para os objetivos a que se propõe este trabalho.

Como ilustração, pode-se observar que, ao se modificar o espaçamento de 2.536 cm para 1.268 cm houve uma variação de 0.24% no fator de multiplicação e um aumento de cerca de 34% no tempo de processamento.



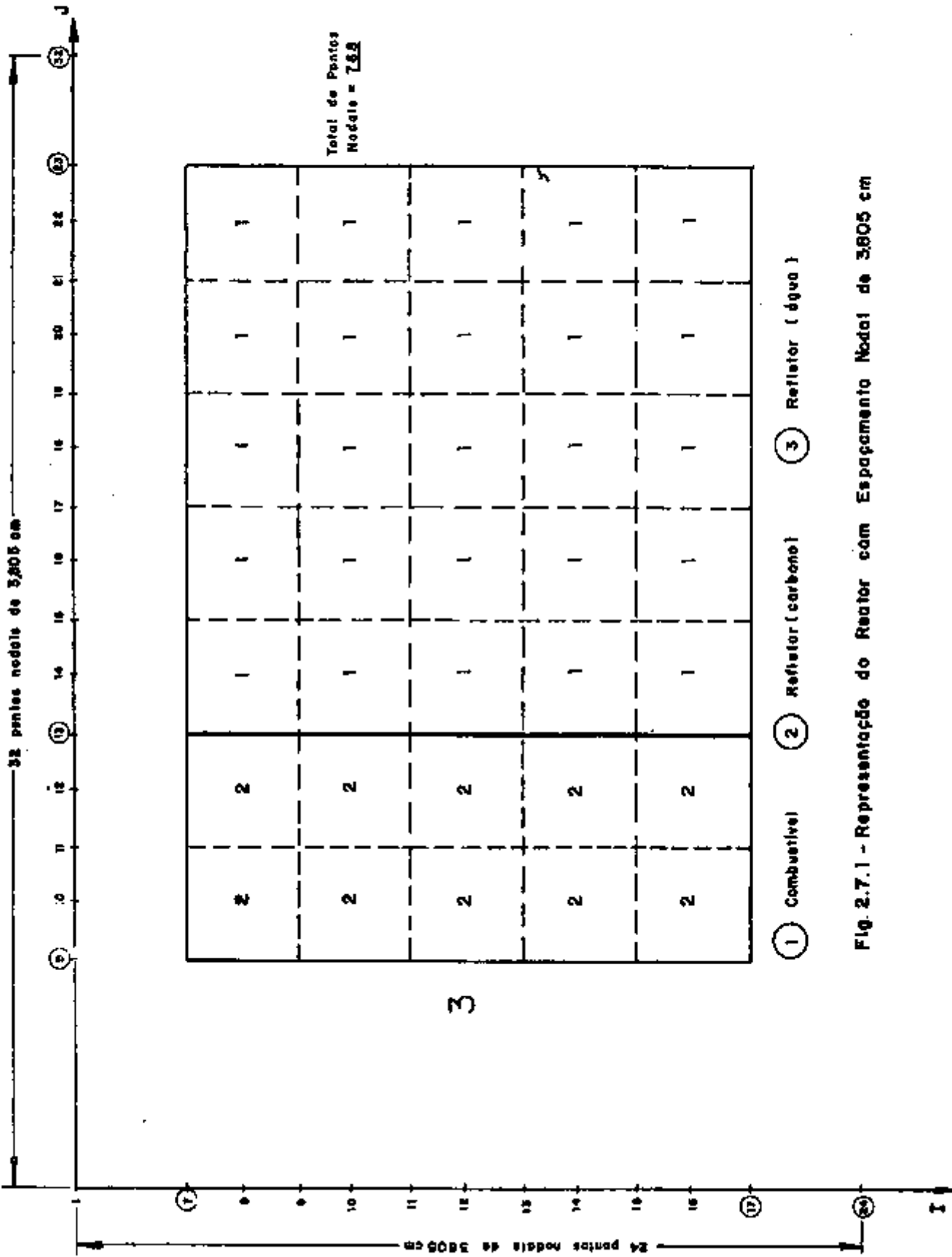


Fig. 2.7.1 - Representação do Reator com Espaçamento Nodal de 3,805 cm

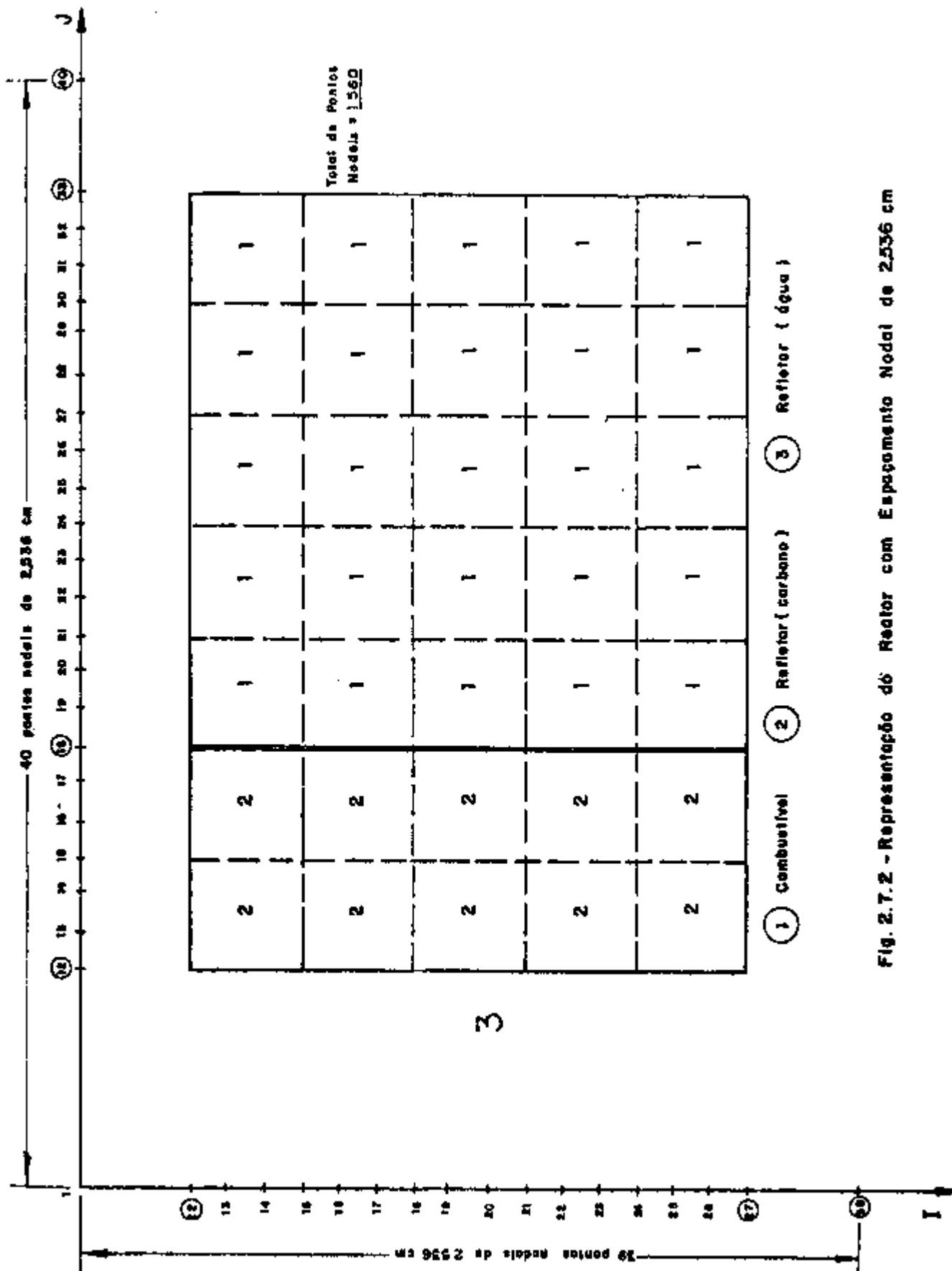


Fig. 2.7.2 - Representação do Reator com Espaçoamento Nodal de 2536 cm

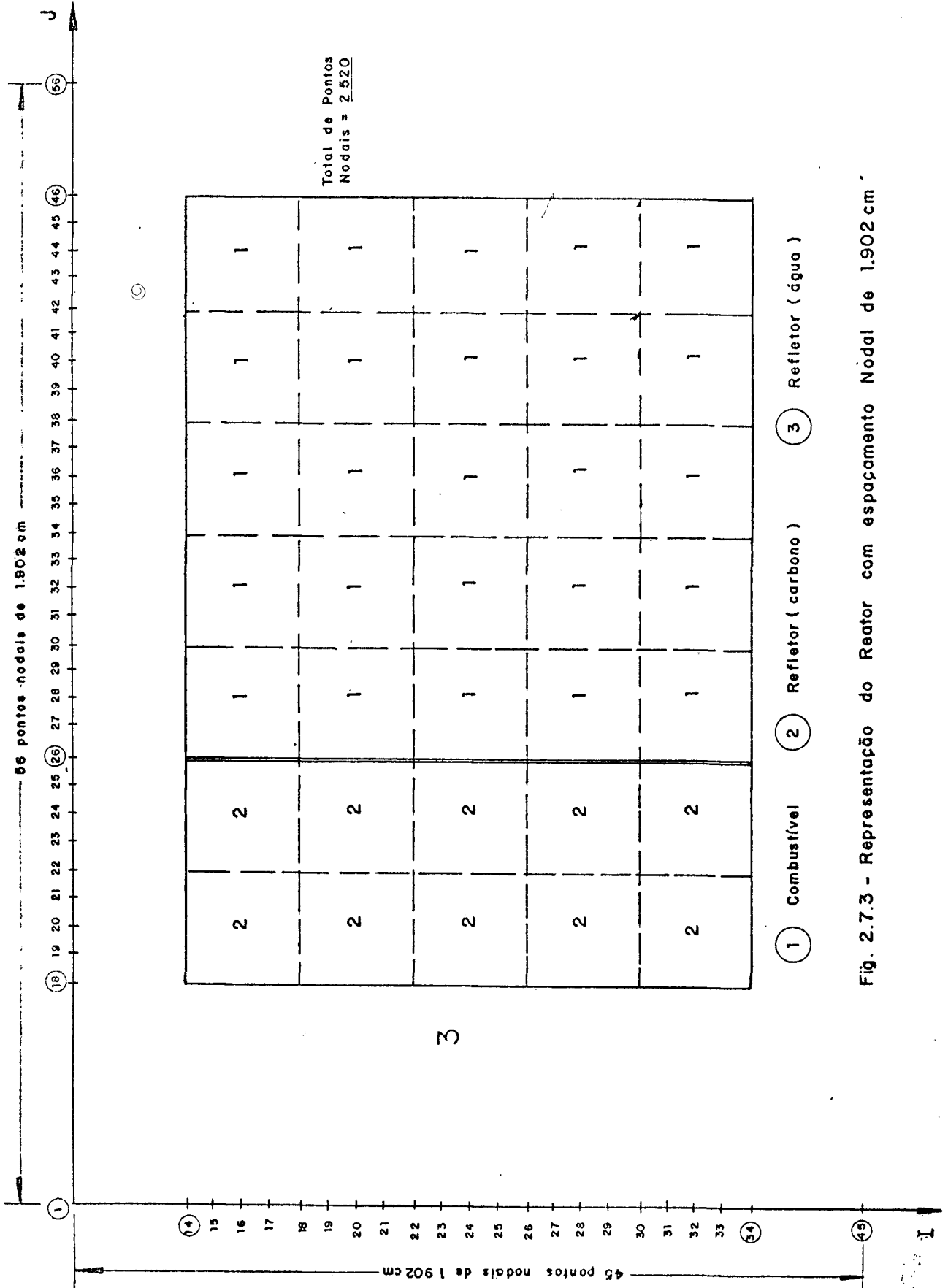


Fig. 2.7.3 - Representação do Reator com espaçamento Nodal de 1.902 cm

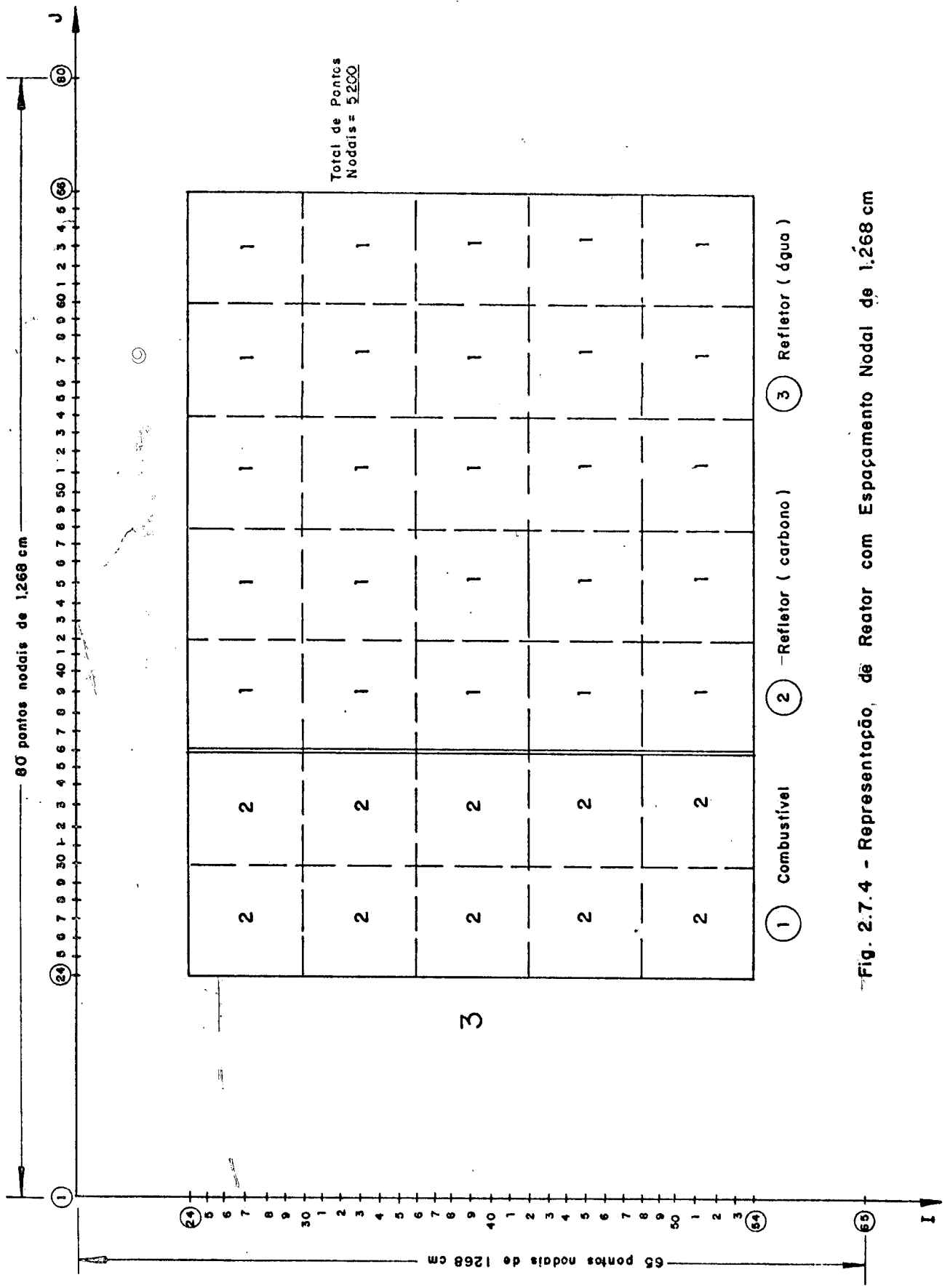


Fig. 2.7.4 - Representação, de Reator com Espaçamento Nodal de 1.268 cm

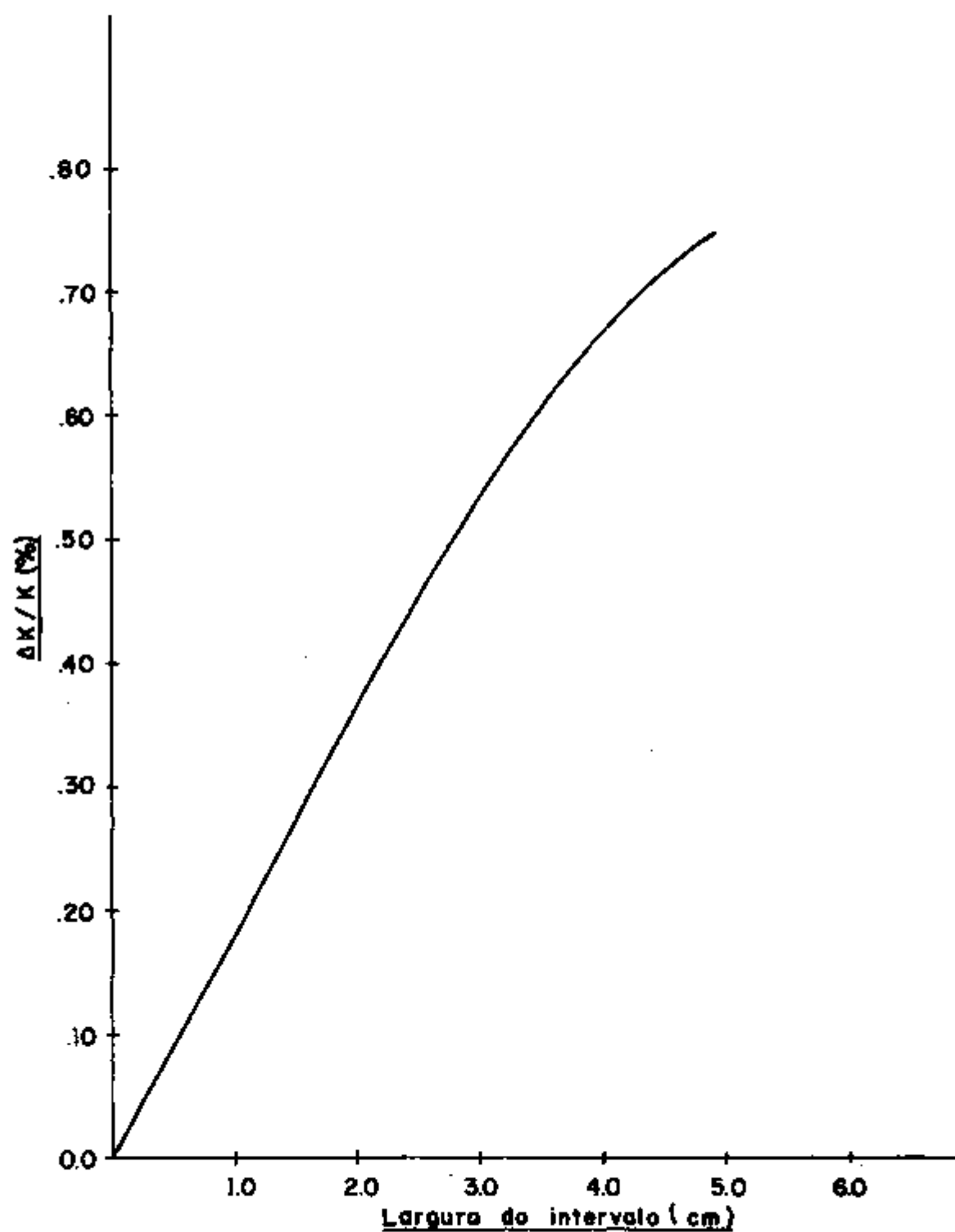


Fig. 2.7.5 - Variação percentual do fator de multiplicação em função da largura dos intervalos nodais.

### 3. VERIFICAÇÃO DO MÉTODO

#### 3.1. - Verificação do método de cálculo:

Todo procedimento de cálculo necessita de uma comprovação experimental. Na engenharia nuclear, onde os investimentos são altos e os fatores de segurança são críticos, esta comprovação experimental torna-se essencial.

A verificação dos métodos de cálculo para a obtenção dos parâmetros neutrônicos é feita confrontando-se os parâmetros calculados com os resultados experimentais obtidos em testes de criticalidade.

Neste estudo, duas experiências críticas foram analisadas. A primeira, realizada em Oak Ridge (19) consistiu de uma solução de  $UO_2F_2$  em água leve contida em cilindro de Alumínio de 25.4 cm de diâmetro por 14.4 cm de altura. O Urânio é enriquecido a 93.2% com uma massa crítica de 1,45 Kg de  $U^{235}$ . Esta experiência foi escolhida com a finalidade de testar as seções de choque, pois a unidade crítica analisada possui geometria simples além de ser uma mistura homogênea, o que facilita a sua representação geométrica, bem como o cálculo das concentrações. Assim, eliminada, ou minimizada, a possibilidade de erros devido a geometrias complicadas, o resultado calculado depende, portanto, principalmente das seções de choque calculadas pelo programa HAMMER. A Fig. 3.1.1 mostra a geometria utilizada, e a Tab. 3.1.1 os resultados obtidos.

A segunda experiência analisada foi realizada no próprio IEA-R1 (22) durante as primeiras operações em baixa potência. Uma das etapas da experiência foi a determinação da massa crítica e o mapeamento do fluxo térmico, cujos resultados são mostrados na Fig. 3.1.2 e Fig. 3.1.3. No cálculo desta experiência foi utilizado o modelo do reator representado na Fig. 3.1.4 onde cada zona corresponde a um elemento combustível conforme o esquema de homogeneização estabelecido no Capítulo 2. A Tabela 3.1.2 apresenta a massa de Urânio em cada elemento. Com esta configuração, e

utilizando-se o espaçamento nodal determinado na seção 2.7, foram determinados a massa crítica (Fig. 3.1.5) e o mapeamento do fluxo térmico (Fig. 3.1.6).

As Tab. 3.1.3 e 3.1.4 apresentam os resultados experimentais e os cálculos, da massa crítica e do fator de multiplicação efetivo. A Fig. 3.1.7 apresenta os desvios entre o fluxo térmico experimental e o calculado para a unidade crítica número 2.

$K_{eff}$ Experimental	$K_{eff}$ Calculado	$\Delta K/K(\%)$
1.000	1.005	0.49

Tabela 3.1.1. - Comparação entre  $K_{eff}$  calculado e experimental

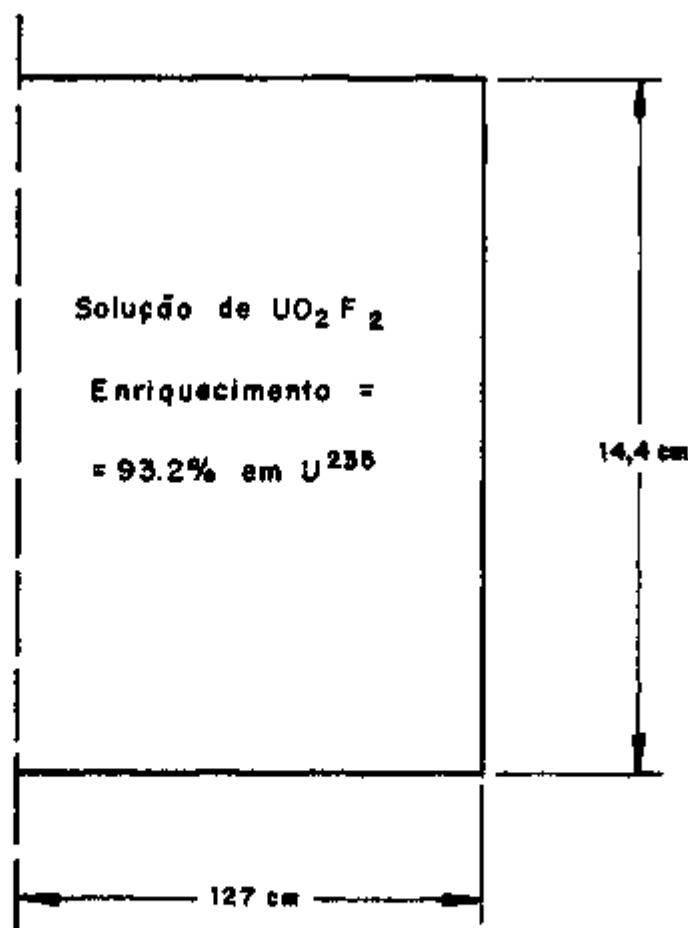


Fig. 3.1.1 - Unidade crítica nº 1  
 (geometria cilíndrica)

	nº elem.	nº posic.	nº zona	m(U-35)	m(U-38)	U-35 atom/bcm	U-38 atom/bcm
1	62	43	7	160,14	647,62	1,1010-4	4,3966-4
2	59	44	8	158,87	642,66	1,0923-4	4,3629-4
3	58	45	9	158,87	642,66	1,0923-4	4,3629-4
4	60	46	10	160,14	647,22	1,1010-4	4,3942-4
5	61	47	11	160,14	647,22	1,1010-4	4,3942-4
6	54	53	12	158,66	641,81	1,0909-4	4,3571-4
7	77	54	13	75,70	306,47	9,2453-5	3,6957-4
8	65	55	14	158,87	642,66	1,0923-4	4,3629-4
9	74	56	15	75,70	306,47	9,2453-5	3,6957-4
10	51	57	16	158,66	641,81	1,0909-4	4,3571-4
11	49	63	17	158,66	641,81	1,0909-4	4,3571-4
12	50	64	18	158,66	641,81	1,0909-4	4,3571-4
13	56	65	19	158,87	642,66	1,0923-4	4,3629-4
14	52	66	20	158,66	641,81	1,0909-4	4,3571-4
15	53	67	21	158,66	641,81	1,0909-4	4,3571-4
16	46	73	22	160,04	647,81	1,1004-4	4,3571-4
17	75	74	23	75,70	306,47	9,2453-5	3,6957-4
18	47	75	24	160,04	647,81	1,1004-4	4,3979-4
19	76	76	25	75,70	306,47	9,2453-5	3,6957-4
20	48	77	26	160,04	647,81	1,1004-4	4,3979-4
21	41	83	27	160,20	648,41	1,1015-4	4,4047-4
22	42	84	28	160,20	648,41	1,1015-4	4,4047-4
23	43	85	29	160,20	648,41	1,1015-4	4,4047-4
24	44	86	30	160,20	648,41	1,1015-4	4,4047-4
25	45	87	31	160,04	647,81	1,1015-4	4,3979-4

Tabela 3.1.2. - Massa de Urânio em cada elemento combustível



(Kg) m crítica exp.	(Kg) m crítica calc.	desvio ( $\frac{\Delta K}{K}$ %)
3,568	3,658	2,52 %

TABELA 3.1.3. - Comparação entre massa crítica calculada e experimental

$K_{eff}^{exp.}$	$K_{eff}^{calc.}$	desvio ( $\frac{\Delta K}{K}$ %)
1,000	.9964	0,35 %

TABELA 3.1.4. - Comparação entre o fator de multiplicação efetivo experimental e o calculado.

43	44	45	46	47
.51	.82	.91	.78	.60
53	54	55	56	57
.72	1.00	1.16	1.01	.80
63	64	65	66	67
.94	1.30	1.39	1.30	.93
73	74	75	76	77
.89	1.22	1.25	1.22	.89
83	84	85	86	87
.74	.94	1.10	.94	.70
93	94	95	96	97



A - POSIÇÃO DA PLACA MATRIZ  
 B - β CARÇO / β ELEMENTO

Fig. 3.1.2 - Mapeamento do fluxo térmico do IEA - R1.

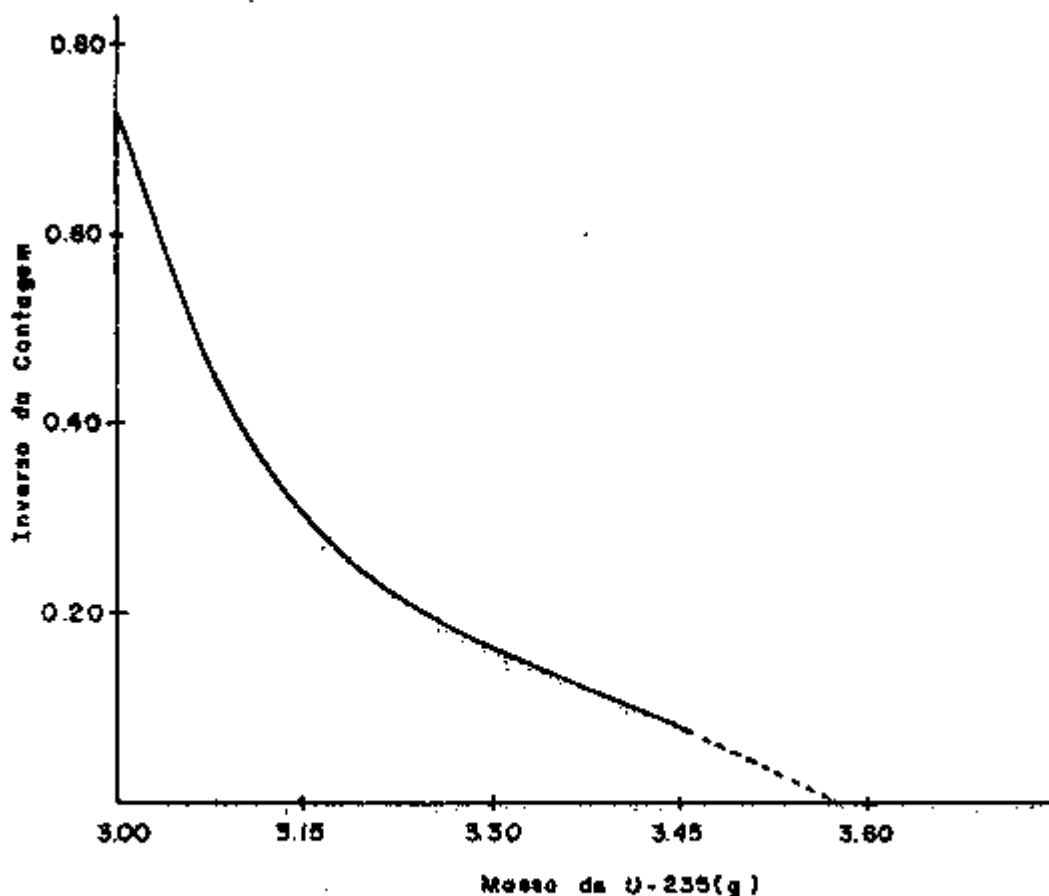
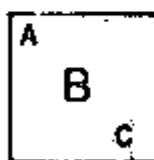


Fig. 3.1.3 - Determinação da massa crítica do IEA - R1

1	2	3	4	5	6	7	8
11	12	13	14	15	16	17	18
21	22	23	24	25	26	27	28
31	32	33	34	35	36	37	38
41	42	43 62 7	44 59 8	45 58 9	46 60 10	47 61 11	48
51	52	53 54 12	54 77 77 13	55 14	56 74 74 15	57 51 16	58
61	62	63 49 17	64 50 18	65 56 19	66 52 20	67 53 21	68
71	72	73 46 22	74 75 75 23	75 47 24	76 76 76 25	77 48 26	78
81	82	83 41 27	84 42 28	85 43 29	86 44 30	87 45 31	88
91	92 R	93 R	94 R	95 R	96 R	97 R	98



A = ( N° da posição na placa matriz )

B = ( N° do elemento de combustível )

C = ( N° da zona p/ CITATION )

Fig.3.1.4 - Unidade crítica N° 2 montado no IEA-R1  
- Disposição dos elementos na placa matriz

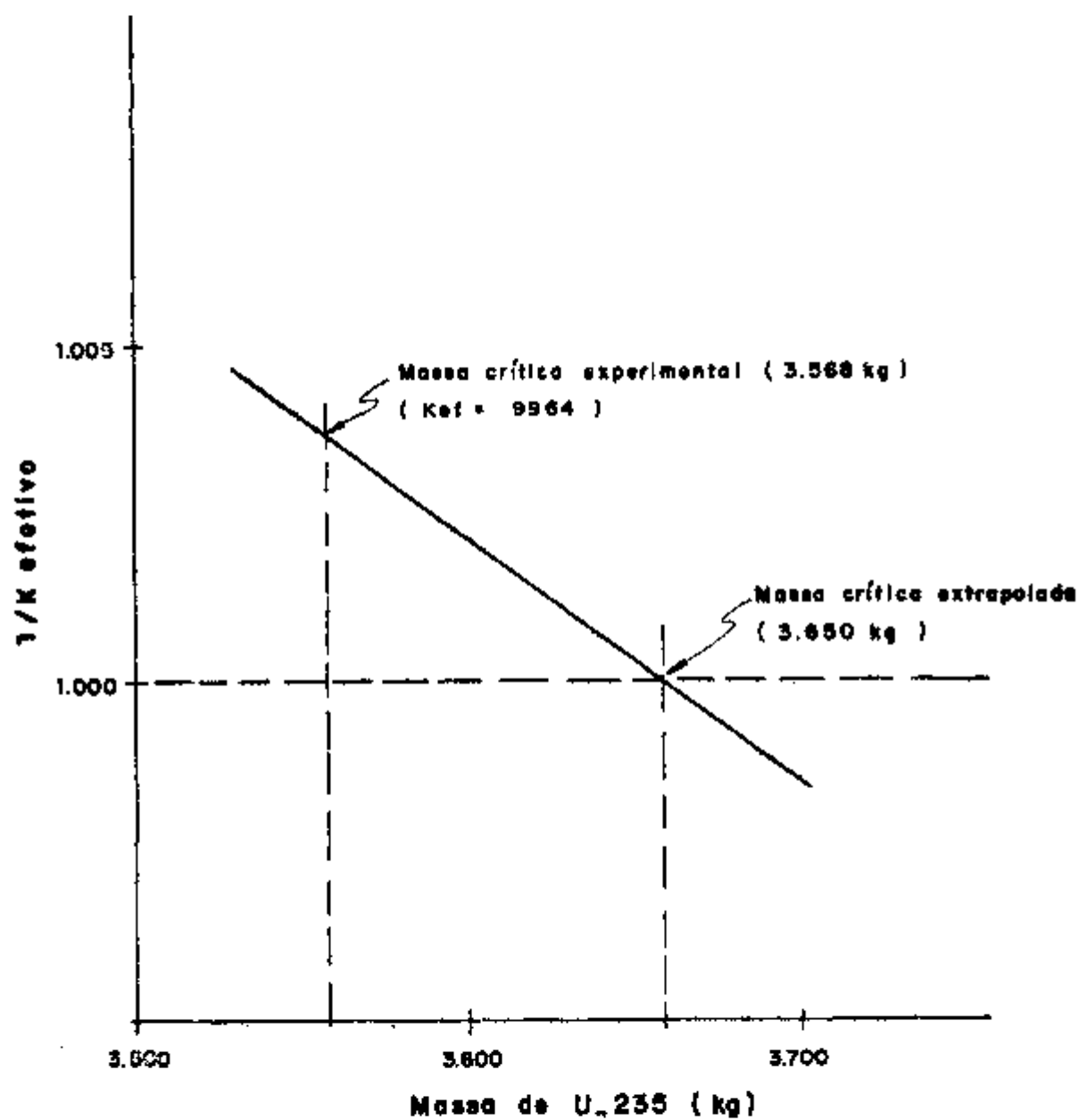


Fig. 3.1.5 - Determinação da massa crítica

1	2	3	4	5	6	7	8
11	12	13	14	15	16	17	18
21	22	23	24	25	26	27	28
31	32	33	34	35	36	37	38
41	42	43	44	45	46	47	48
		.51	.82	.91	.78	.60	
		.62	.82	.89	.82	.64	
51	52	53	54	55	56	57	58
		.72	1.00	1.16	1.01	.80	
		.87	1.33	1.27	1.34	.89	
61	62	63	64	65	66	67	68
		.94	1.30	1.39	1.30	.93	
		.93	1.22	1.30	1.23	.96	
71	72	73	74	75	76	77	78
		.89	1.22	1.25	1.22	.89	
		.94	1.45	1.38	1.47	.97	
81	82	83	84	85	86	87	88
		.74	.94	1.10	.94	.70	
		.71	.93	1.00	.95	.75	
91	92	93	94	95	96	97	98
R	R	R	R	R	R	R	R



- A - posição da placa matriz  
 B -  $\bar{\beta}$  carvão/ $\bar{\beta}$  elem. (experimental)  
 C -  $\bar{\beta}$  carvão/ $\bar{\beta}$  elem. (calculado)

Fig. 3.1.6 - Mapeamento do fluxo térmico relativo para a unidade crítica N° 2

1	2	3	4	5	6	7	8
11	12	13	14	15	16	17	18
21	22	23	24	25	26	27	28
31	32	33	34	35	36	37	38
41	42	43	44	45	46	47	48
		-22.0	0.0	2.0	-5.0	-7.0	
51	52	53	54	55	56	57	58
		-21.0	-33.0	-9.0	-33.0	-11.0	
61	62	63	64	65	66	67	68
		1.0	6.0	6.0	5.0	-3.0	
71	72	73	74	75	76	77	78
		-6.0	-19.0	-10.0	-20.0	-9.0	
81	82	83	84	85	86	87	88
		4.0	1.0	10.0	1.0	-7.0	
91	92	93	94	95	96	97	98
R	R	R	R	R	R	R	R

Fig. 3.1.7 - Desvio entre o fluxo térmico experimental e calculado para a unidade crítica N° 2, em porcentagem.

### 3.2. - Conclusões sobre a verificação dos métodos de cálculo.

Uma análise dos resultados obtidos no Capítulo 2 indica que a metodologia de cálculo adotada para a determinação dos parâmetros nucleares do IEA-R1 fornece resultados satisfatórios dentro dos objetivos a que se propõe este trabalho. No cálculo do fator de multiplicação das duas experiências críticas observou-se que pode haver um desvio de no máximo 0,5%, conforme as Tabelas 3.1.1. e 3.1.4. No cálculo da massa crítica foi observado um desvio de 2,54% (Tab. 3.1.3).

É interessante salientar que, no cálculo do fator de multiplicação efetivo das duas experiências críticas, o desvio observado na segunda experiência, que é mais complexa, é menor do que o desvio observado na primeira. Em princípio, deveria ocorrer o inverso, pois a complexidade da experiência implica em uma série de aproximações na montagem do modelo do reator, por exemplo, a homogeneização do elemento combustível, porém, os resultados mostraram que apesar de todas estas aproximações o método utilizado fornece bons resultados.

Entretanto, desvios maiores (até 33%) foram encontradas no mapeamento do fluxo térmico. De fato, dentre os parâmetros neutrônicos, o fluxo de nêutrons é o que maior dificuldade oferece na obtenção do seu valor, tanto experimental como teoricamente. Esta dificuldade é inerente aos problemas experimentais e a sensibilidade do fluxo aos dados de entrada e modelos de cálculo.

Inicialmente, observa-se que há uma discrepância nos valores experimentais do fluxo quanto à simetria (Fig. 3.1.6). Dado a configuração dos elementos combustíveis, a distribuição do fluxo deveria ser praticamente simétrica em relação a um eixo longitudinal. Contudo, não o é devido a influência do refletor de carbono adicional

que está localizado na posição 91, isto é, o fluxo nos elementos simétricos em relação aos elementos localizados no eixo longitudinal deveriam ser quase iguais uma vez que o carbono deve influir muito pouco. Entretanto, os resultados experimentais mostram um desvio de cerca de 5% no fluxo entre os elementos das posições 44 e 46 ao passo que entre os elementos das posições 84 e 86 o desvio é zero e entre os elementos das posições 83 e 87 há um desvio de -6,0%.

A razão desta incoerência pode ser explicada caso considerarmos que os elementos de combustível utilizados na experiência não eram novos, ou seja, pelo menos alguns elementos haviam sido queimados. Infelizmente, porém, os registros disponíveis no IEA-R1 não permitiram verificar se os elementos eram novos ou não.

Observa-se, também, que os maiores desvios se encontram entre os fluxos correspondentes nos elementos de controle (posições 54, 56, 74 e 76). Deve-se salientar que, quando as barras de controle não estão inseridas (que é o caso da experiência), os canais reservados para os mesmos estão preenchidos de água. Conforme pode ser visto no Capítulo 4, nestas condições, o fluxo de nêutrons térmicos possui picos acentuados nas posições correspondentes a esses canais e, experimentalmente, o fluxo é medido dentro do elemento de controle somente em uma ou duas posições, fazendo com que a sua medida seja bastante aproximada, ao passo que o fluxo calculado pode ser determinado com maior precisão e detalhamento.

Nos elementos que se localizam na periferia, um outro fator pode estar contribuindo para o desvio do fluxo calculado e o experimental. Pela Fig. 4.4.2, observa-se que próximo à interface combustível-refletor há um pico acentuado de nêutrons térmicos que pode fazer com que o fluxo nos elementos periféricos sejam distorcidos. Porém, experimentalmente, a medida do fluxo é feita somente em algumas posições dentro do elemento, e a falta de detalhamento do fluxo dentro do elemento pode estar mascarando aquelas distorções.



Finalmente, outro fator importante é a distorção no fluxo devido à presença das próprias amostras no elemento combustível para se determinar o fluxo experimental, que não está sendo considerado no cálculo teórico.

## 4. CÁLCULO DO REATOR

### 4.1. - O reator de referência

Como foi mencionado na seção 1.1 os reatores de pesquisa tipo piscina, que é o caso do IEA-R1, caracterizam-se pela grande versatilidade com que o reator pode ser modificado quanto a sua configuração básica. Assim, sendo, para cada tipo de experiência haverá uma configuração do reator apropriada, o que torna extremamente difícil, senão impossível, definir um modelo que seja representativo de todas as configurações possíveis.

Portanto, para a finalidade deste trabalho decidiu-se definir um reator de referência, o mais simplificado possível, para que se possa, mediante modificações convenientes, representar o maior número de configurações possíveis. Foi escolhido a configuração mostrada na Fig. 4.1.1. que é composta de 25 elementos combustíveis sendo que 21 são elementos normais e 4 são de controle. Em uma das faces foi colocado uma fileira de carbono como refletor.

A Tabela 4.1.1. apresenta a massa de Urânio de cada elemento (considerado novo) (\*). Todos os resultados de cálculo serão obtidos baseados neste reator de referência.

O presente capítulo trata da determinação dos parâmetros neutrônicos do IEA-R1 na configuração do reator de referência.

---

(\*) Ver Apêndice A

1	2	3	4	5	6	7	8
11	12	13	14	15	16	17	18
21	22	23	24	25	26	27	28
31	32	33	34	35	36	37	38
41	42	43 27	44 28	45 29	46 30	47 31	48
51	52	53 22	54 23	55 24	56 25	57 26	58
61	62	63 17	64 18	65 19	66 20	67 21	68
71	72	73 12	74 13	75 14	76 15	77 16	78
81	82	83 7	84 8	85 9	86 10	87 11	88
91 R	92 R	93 R	94 R	95 R	96 R	97 R	98 R



a = N° da posição na placa matriz

B = N° da zona p/ CITATON

Fig.4.1.1- O Reator de referência ( 93% enriq. ) :  
Disposição dos elementos na placa matriz

	nº elem.	nº posic.	nº zona	m-U35 g	m-U38 g	U-35 atom/bcm	U-38 atom/bcm
1	90	43	7	184,54	13,57	1,2688-4	9,2124-6
2	91	44	8	184,76	13,59	1,2703-4	9,2260-6
3	92	45	9	187,03	13,75	1,2859-4	9,3346-6
4	93	46	10	186,55	13,72	1,2827-4	9,3143-6
5	94	47	11	186,64	13,73	1,2832-4	9,3211-6
6	95	53	12	186,25	13,70	1,2806-4	9,3007-6
7	96	54	13	184,31	13,55	1,2672-4	9,1989-6
8	97	55	14	185,67	13,65	1,2766-4	9,2668-6
9	98	56	15	184,74	13,59	1,2702-4	9,2260-6
10	99	57	16	183,98	13,53	1,2650-4	9,1853-6
11	100	63	17	185,38	13,63	1,2746-4	9,2532-6
12	101	64	18	183,00	13,46	1,2582-4	9,1378-6
13	102	65	19	184,39	13,56	1,2678-4	9,2057-6
14	103	66	20	183,47	13,49	1,2614-4	9,1581-6
15	104	67	21	183,91	13,52	1,2645-4	9,1785-6
16	105	73	22	185,07	13,61	1,2724-4	9,2396-6
17	106	74	23	183,98	13,53	1,2650-4	9,1853-6
18	107	75	24	183,94	13,53	1,2647-4	9,1853-6
19	108	76	25	183,95	13,53	1,2647-4	9,1853-6
20	109	77	26	179,97	13,23	1,2374-4	8,9816-6
21	110	83	27	180,53	14,35	1,2412-4	9,7420-6
22	113	84	28	91,34	6,72	1,2560-4	9,1242-6
23	114	85	29	90,24	6,64	1,2409-4	9,0156-6
24	115	86	30	89,94	6,61	1,2368-4	8,9748-6
25	116	87	31	90,09	6,62	1,2388-4	8,9884-6

TABELA 4.1.1. - A distribuição da massa de Urânio por elemento (93,2 %) para o reator de referência

#### 4.2. - Determinação da massa crítica:

A massa crítica de reatores moderados por água leve é fortemente dependente da geometria do caroço, do refletor e da relação entre o número de átomos do moderador e o número de átomos do combustível. O material estrutural, assim como os tubos guias das barras de controle exercem pouca influência. A massa crítica destes reatores variam de 1.5 a 5.0 Kg de  $U^{235}$  dependendo da combinação destes fatores.

Em geral, os reatores de pesquisa podem ser classificados em fixos e variáveis quanto à composição do caroço (2). Os reatores moderados por grafita e os homogêneos, geralmente, têm o caroço fixo, porque a determinação da massa crítica pode ser feita mudando-se o refletor e a concentração do combustível sem afetar a geometria. Em reatores heterogêneos, moderados por água leve, como o IEA-R1 o aumento da massa de combustível implica necessariamente no acréscimo de um ou mais elementos combustíveis que por sua vez traz modificações na geometria que afetam a fuga dos neutrons(\*). Portanto, para estes tipos de reatores não se define uma massa crítica característica, pois para cada configuração corresponde uma massa crítica diferente.

Em muitos reatores, costuma-se colocar elementos refletores de nêutrons circundando o caroço do reator. Embora o uso da água da própria piscina seja o mais comum, grafita, berílio e óxido de berílio são também utilizados. Como estes materiais são refletores mais efetivos do que a água, a massa crítica pode ser diminuída sensivelmente. Experiências no "Bulk Shielding Reactor" (2) mostraram que o uso do óxido de berílio reduz a massa crítica de aproximadamente 1.0 Kg.

---

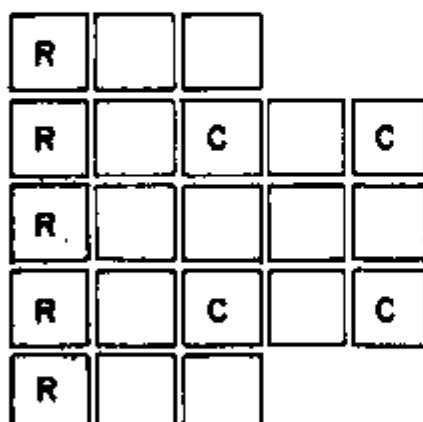
(\*) Ver Apêndice B.

Para o IEA-R1, a massa crítica foi determinada colocando-se uma fileira de carbono em uma das faces do reator como refletor (Seção 4.1). Foi encontrado o valor de 2.74 Kg de  $U^{235}$  através da curva  $1/K_{eff}$  x massa de  $U^{235}$  da Fig. 4.2.2., que foi obtido obedecendo os esquemas da Fig. 4.2.1. (23). Na figura 4.2.2, a curva 1 corresponde à variação do fator de multiplicação em função da massa de  $U^{235}$  considerando-se uma fileira de Carbono em uma das faces do reator como refletor e a curva 2 sem o referido refletor. Como o carbono é um elemento mais efetivo, em termos de reflexão de nêutrons, houve um acréscimo na massa crítica de cerca de 360 g de  $U^{235}$ .

A Tabela 4.2.1. mostra massas críticas de outros reatores semelhantes ao IEA-R1. Observa-se que há uma boa concordância entre os valores determinados.

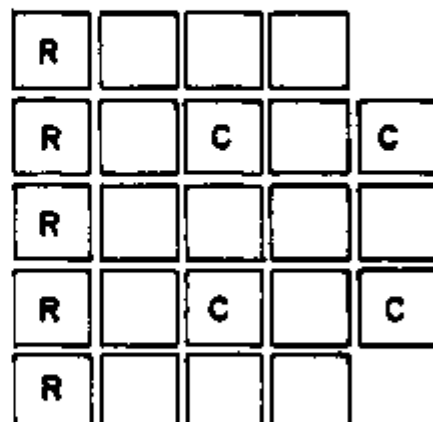
Reator	Massa Crítica (Kg de $U^{235}$ )
Siloe	2.50
Melusine	2.50
ORNL	2.82
IEA-R1	2.74

Tabela 4.2.1 - Massa crítica de alguns reatores de pesquisa



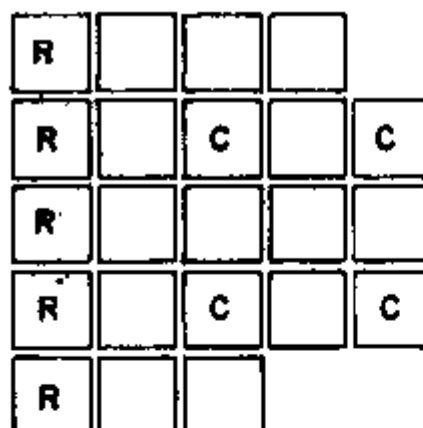
Massa de U-235 = 2,635 Kg

K efetivo = .9865



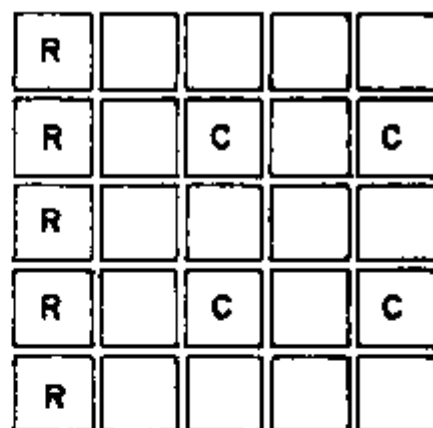
Massa de U-235 = 3,005 Kg

K efetivo = 1.0229



Massa de U-235 = 2,954 Kg

K efetivo = 1.0158



Massa de U-235 = 3,369 Kg

K efetivo = 1.0442



Fig. 4.2.1 - Esquema de carga para determinação da massa crítica.

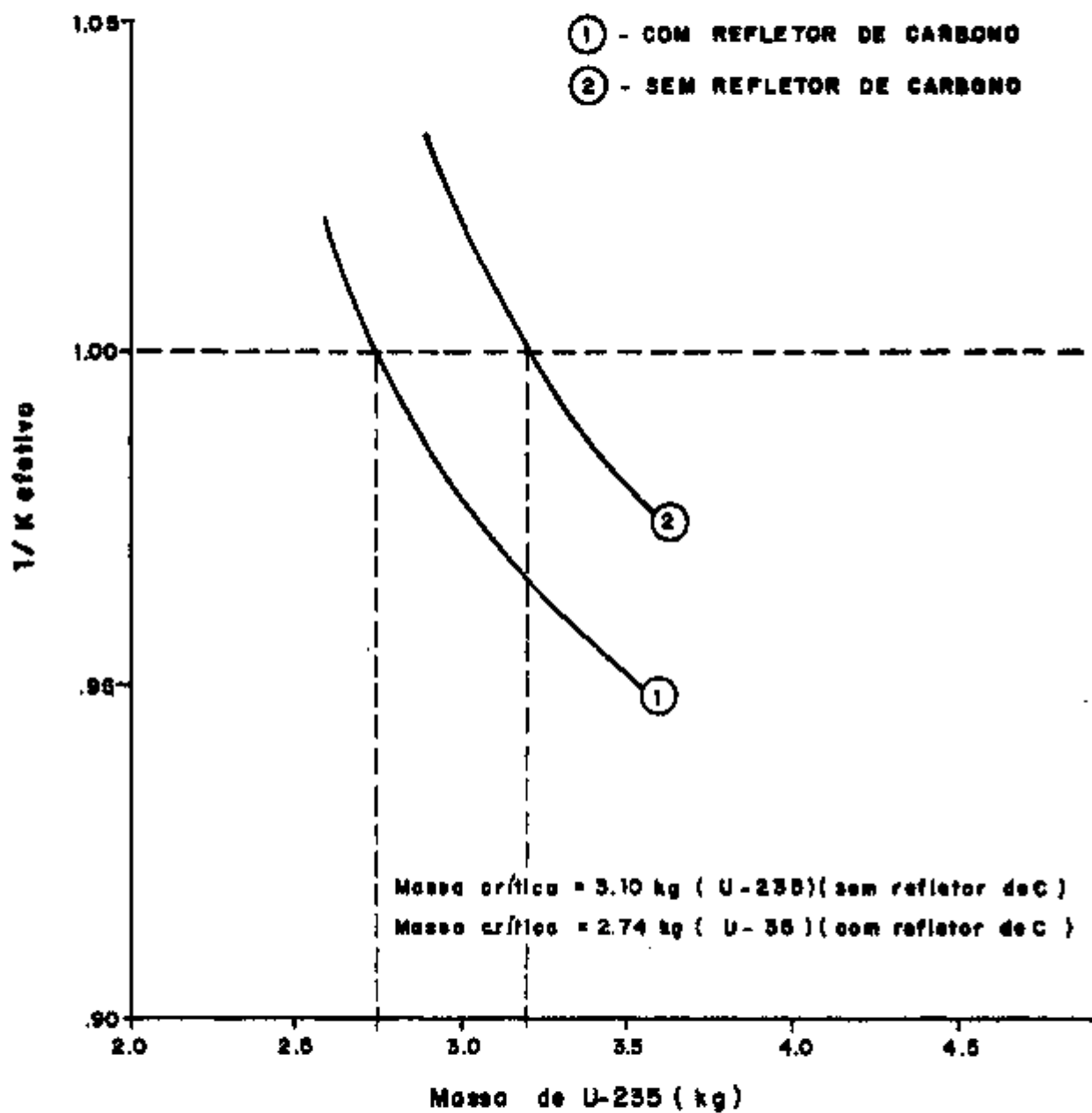


Fig. 4.2.2- Determinação da massa crítica para o reator de referência.



#### 4.3 - Coefficiente de temperatura

A mudança de temperatura no reator acarreta alterações nos parâmetros nucleares característicos do sistema, tais como nas absorções térmicas efetivas e seções de choque de espalhamento além da densidade dos materiais. As mudanças na reatividade decorrentes do aumento de temperatura podem ser positivas ou negativas mas, para que o sistema seja considerado estável é necessário que a soma de todos os efeitos seja negativo, isto é, um aumento na temperatura implicaria na diminuição do fator de multiplicação (15).

Geralmente, os efeitos de temperatura são determinados pelo coeficiente de temperatura para um dado reator, e todos os efeitos que possam contribuir na variação da reatividade devido à mudança de temperatura são englobados em um coeficiente de temperatura geral que é definido por  $\delta\rho/\delta T$  onde  $\rho$  é a reatividade e  $T$  a temperatura. Assim sendo, o coeficiente de temperatura expressa tanto as mudanças nos parâmetros nucleares como na densidade dos materiais do caroço.

Os principais parâmetros que sofrem alterações são as seções de choque efetivas dos elementos. A seção de choque de absorção do combustível e outros materiais variam aproximadamente segundo a função  $1/v$  (onde  $v$  é a velocidade do nêutron) na região dos nêutrons de energia térmica. E, como a velocidade média dos nêutrons térmicos é proporcional à raiz quadrada da temperatura absoluta  $T$  do meio no qual o nêutron está em equilíbrio térmico, a seção de choque de absorção variará segundo  $1/\sqrt{T}$ .

Como a variação na temperatura afeta a densidade dos materiais presentes no caroço, e conseqüentemente o número de núcleos por unidade de volume, tanto as seções de choque macroscópicas, como a fuga dos nêutrons sofrerão variações. Conseqüentemente, um aumento na temperatura im

PLICARÁ na diminuição da seção de choque macroscópica e aumento na fuga dos nêutrons.

Geralmente, estes efeitos são negativos, principalmente quando a temperatura se situa dentro da faixa especificada pelo projeto do reator.

A Tabela 4.3.1 apresenta os coeficientes de temperatura de alguns reatores de pesquisa tipo piscina que são semelhantes ao IEA-R1. O coeficiente de temperatura do IEA-R1 obtido é igual a  $0,00038 \Delta K/K ^\circ C$  e foi calculado considerando-se um aumento de temperatura global do núcleo de  $20^\circ C$  para  $90^\circ C$ .

O cálculo do coeficiente foi feito utilizando-se o programa HAMMER com dados de seções de choque nas duas temperaturas de referência e CITATION para o cálculo de criticalidade.

Reator	Reatividade $\% \Delta K/K ^\circ C$
Ford -----	$1,1 \times 10^{-4}$
BSR -----	$8,0 \times 10^{-5}$
Melusine -----	$4,5 \times 10^{-5}$
IEA-R1 -----	$3,8 \times 10^{-4}$

TABELA 4.3.1. - Coeficientes de temperatura do IEA-R1

#### 4.4. - Distribuição do fluxo de nêutrons

A determinação da distribuição do fluxo de nêutrons no reator apresenta grande importância sob dois aspectos principais. Um, do ponto de vista da própria operação do reator, a distribuição do fluxo térmico pode ser usado para se determinar a queima do combustível e o nível de potência. O segundo aspecto se refere ao fluxo externo ao caroço que é importante para os experimentadores, pois na maioria dos casos os dispositivos experimentais se localizam nas proximidades do caroço.

A Fig. 4.4.2 apresenta a distribuição do fluxo de nêutrons em função da energia no plano Y-Z indicado na Fig. 4.1.1.

Observa-se que há uma grande diferença entre o perfil dos fluxos dos grupos 1,2,3 e o grupo térmico, pois, para os nêutrons rápidos, o fluxo máximo ocorre no centro do reator ao passo que para os térmicos ocorre fora do caroço do reator, ou seja, no refletor de água. Isto ocorre porque o caroço do reator atua como uma fonte de nêutrons rápidos, devido às fissões, e absorvedor de nêutrons térmicos, enquanto que o refletor é um "absorvedor" de nêutrons rápidos e fonte de nêutrons térmicos. Os nêutrons rápidos que escapam do caroço são termalizados no refletor que, no caso da água é um ótimo moderador, o que justifica a existência do pico acentuado no fluxo térmico nas proximidades da interface caroço-moderador. Em reatores tipo MTR,, tipicamente, a fuga de nêutrons rápidos do caroço é de cerca de 18 vezes maior que a fuga de nêutrons térmicos. (24).

A Fig. 4.4.3 apresenta o perfil do fluxo térmico no plano x-z. Observa-se a existência de uma grande assimetria em relação ao centro do reator, que é devido à presença do refletor de carbono em uma das faces.

O Carbono é melhor refletor e modera menos em comparação com a água, razão pela qual o fluxo de nêutrons

térmicos no carbono é menor do que na água. Porém, dentro do caroço o fluxo é maior nas proximidades do carbono porque mais nêutrons estão sendo refletidos para dentro do caroço do que na água. É por esta razão que o pico do fluxo dentro do caroço está deslocado para o lado do refletor de carbono. Novamente, aqui se observa que há um pico acentuado nas proximidades da interface caroço refletor, devido à fuga dos nêutrons rápidos que são termalizados na água. Observa-se também, que na interface entre o refletor de carbono e a água existe um pico devido ao fato de que os nêutrons rápidos que penetram no refletor de carbono conseguem atravessá-lo, pois, o seu caminho livre médio é relativamente grande comparado com a água (.45 cm para o  $H_2O$  e 2.75 para o carbono) ao penetrarem na água são termalizados rapidamente. Isto mostra que a espessura de carbono que está sendo utilizado não é suficiente para uma reflexão total.

As Figs. 4.4.4 e 4.4.5 mostram o perfil do fluxo térmico na direção longitudinal dos elementos combustíveis indicados. Observa-se que para o elemento localizado no centro do reator (Fig. 4.4.5) a razão entre o fluxo máximo no caroço e o fluxo máximo no refletor é menor do que no elemento da periferia porque a fuga de nêutrons para o elemento central é devido à fuga no sentido longitudinal ao passo que, no elemento periférico, a fuga total é a soma da fuga longitudinal e axial. Pela mesma razão observa-se que a relação entre o fluxo máximo e o fluxo mínimo dentro do caroço para o elemento periférico (Fig. 4.4.4) é maior do que no elemento central (Fig. 4.4.5). Isto irá acarretar diferentes taxas de queima de combustível nos dois elementos, sendo que o elemento central terá uma queima mais uniforme do que o periférico.

A Fig. 4.4.7 apresenta a distribuição do fluxo térmico no plano paralelo ao plano x-z e que passa pelos canais das barras de controle. Observa-se que há um pico acentuado nas posições correspondentes aos canais das barras de controle quando as barras não estão inseridas porque, nestas condições, os canais estão preenchidos de água.

Neste caso ocorre o mesmo fenômeno observado na interface caroço-refletor, ou seja os nêutrons rápidos que estão sendo lançados neste canal estão sendo termalizados pela água. Nota-se que, no canal mais próximo ao refletor de carbono, o fluxo é maior. Isto se deve ao fato do refletor estar bombeando mais nêutrons para dentro do reator do que a água. No mesmo gráfico, a curva tracejada indica o perfil do fluxo térmico com as barras de controle totalmente inseridas. Evidentemente, observa-se uma depressão acentuada no fluxo nas proximidades do canal devido à alta absorção dos nêutrons térmicos pela barra. Observa-se também que o fluxo no refletor apresenta ligeiro acréscimo. Isto ocorre porque ao se inserir as barras modifica-se a curvatura do fluxo de maneira que o "buckling" aumenta, ou seja, o fluxo se modifica de forma que a fuga aumenta (14).

A Fig. 4.4.8 apresenta o mapeamento do fluxo médio ( $\bar{\phi}$  caroço/ $\bar{\phi}$  elemento) em cada elemento de combustível. O fluxo médio no caroço do reator é de  $1.59 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup> para a potência de 1.0 MW. Observa-se, novamente, que os elementos próximos ao refletor de carbono estão sujeitos a um fluxo médio mais elevado do que os que se encontram próximos ao refletor de água.

Os resultados aqui apresentados foram calculados, utilizando-se basicamente os programas HAMMER e CITATION.

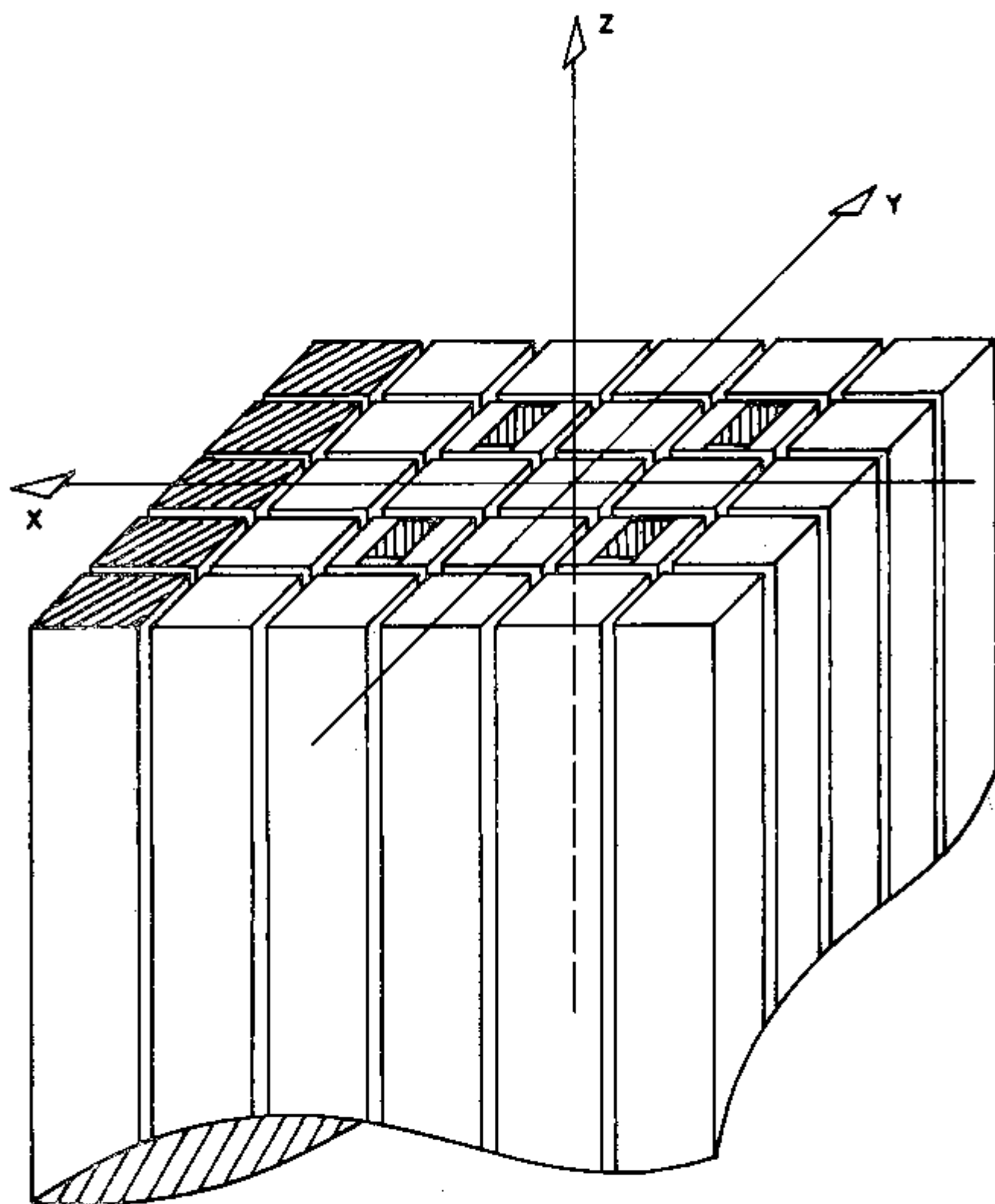


Fig. 4.4.1 - Configuração do reator e definição dos eixos para mapeamento do fluxo

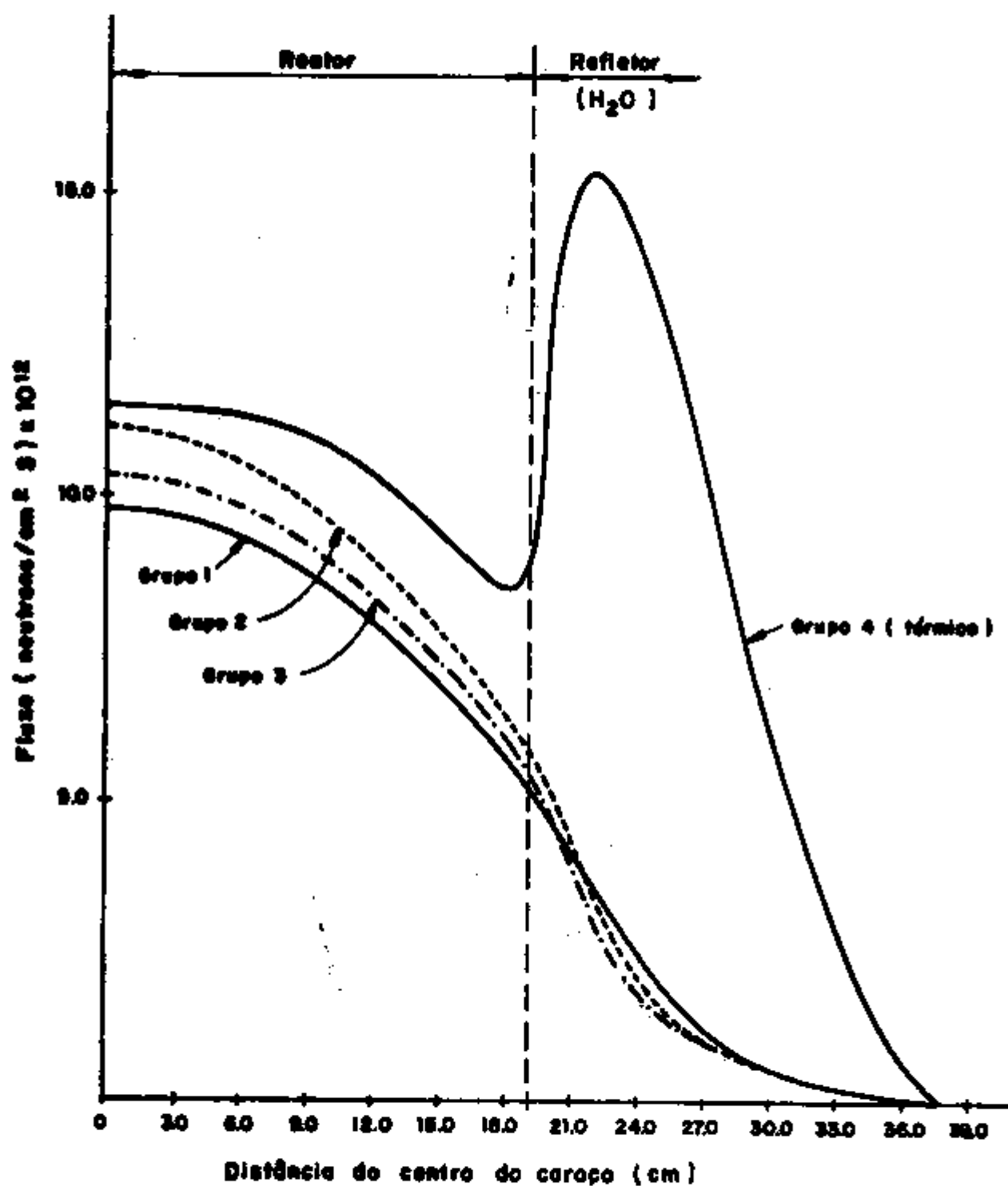


Fig. 4.4.2- Distribuição do fluxo em função da energia no plano y-z no plano médio do eixo z

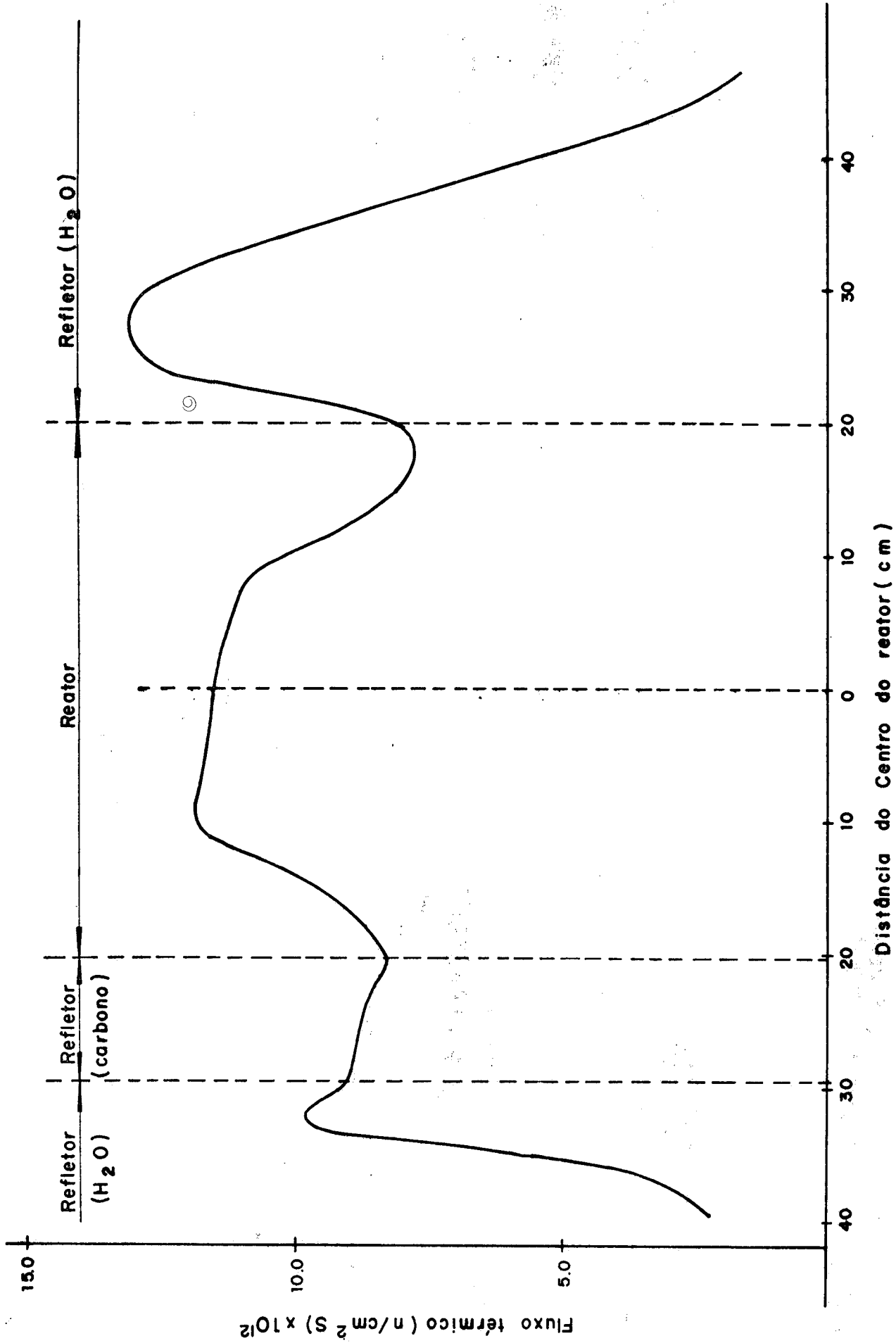


Fig. 4.4.3 - Distribuição do fluxo térmico no plano X-Z.



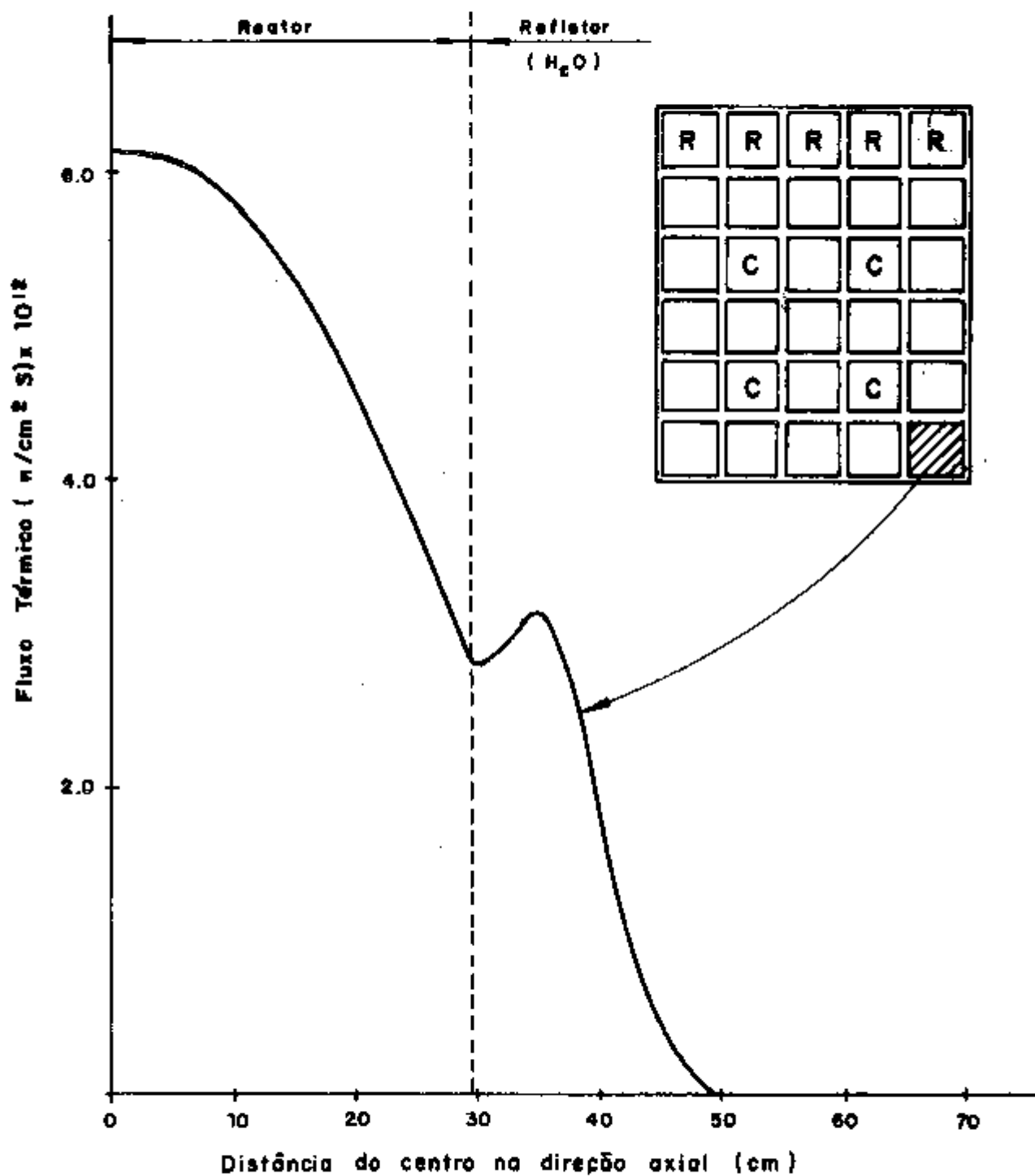


Fig. 4.4.4 - Perfil do fluxo térmico na direção axial no elemento indicado no arranjo.

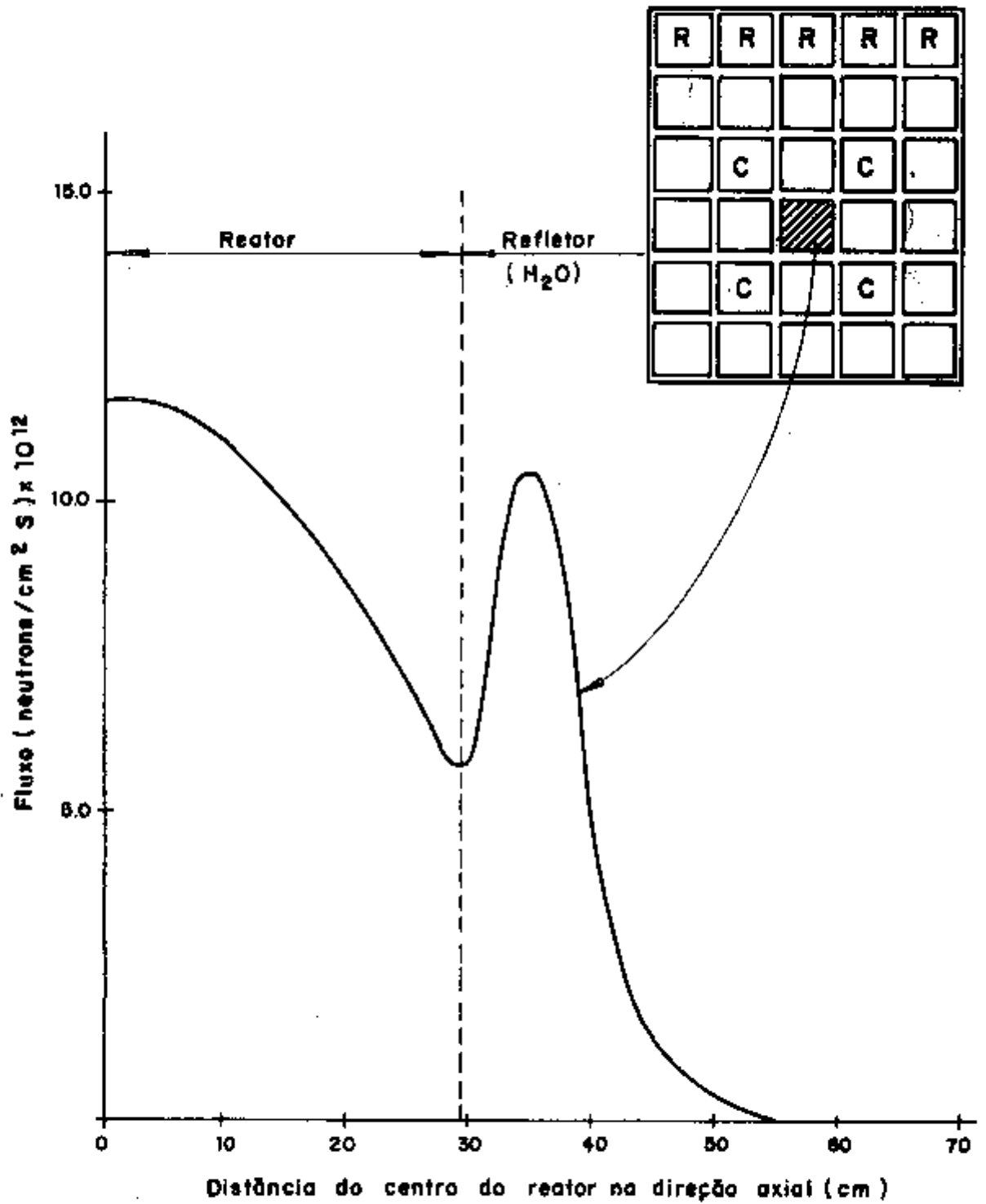


Fig. 4.4.5 - Perfil do fluxo térmico na direção axial no elemento indicado no arranjo.

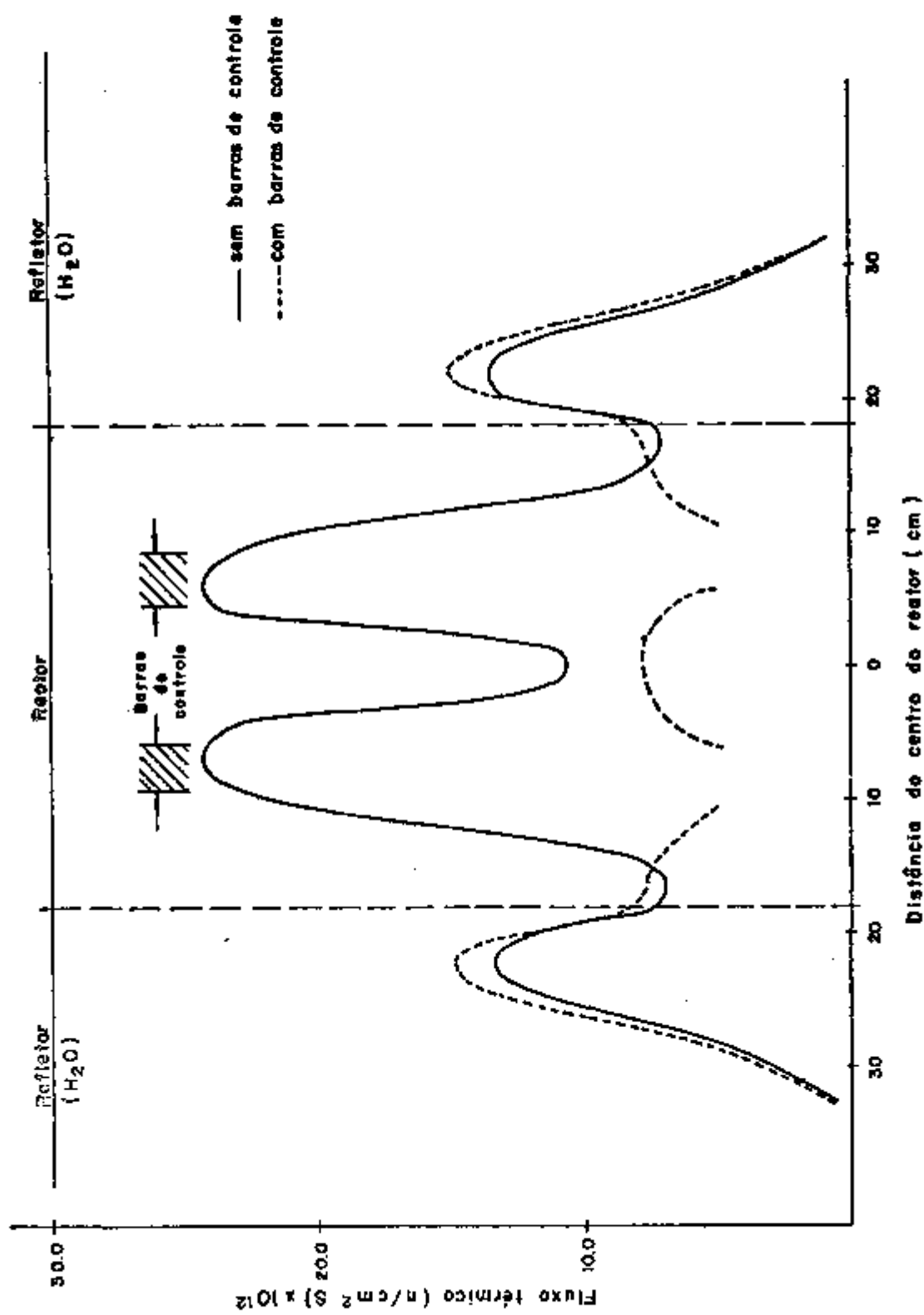


Fig. 4.4.6 - Distribuição do fluxo térmico no plano paralelo a y-z que passa pelos canais da barra de controle.

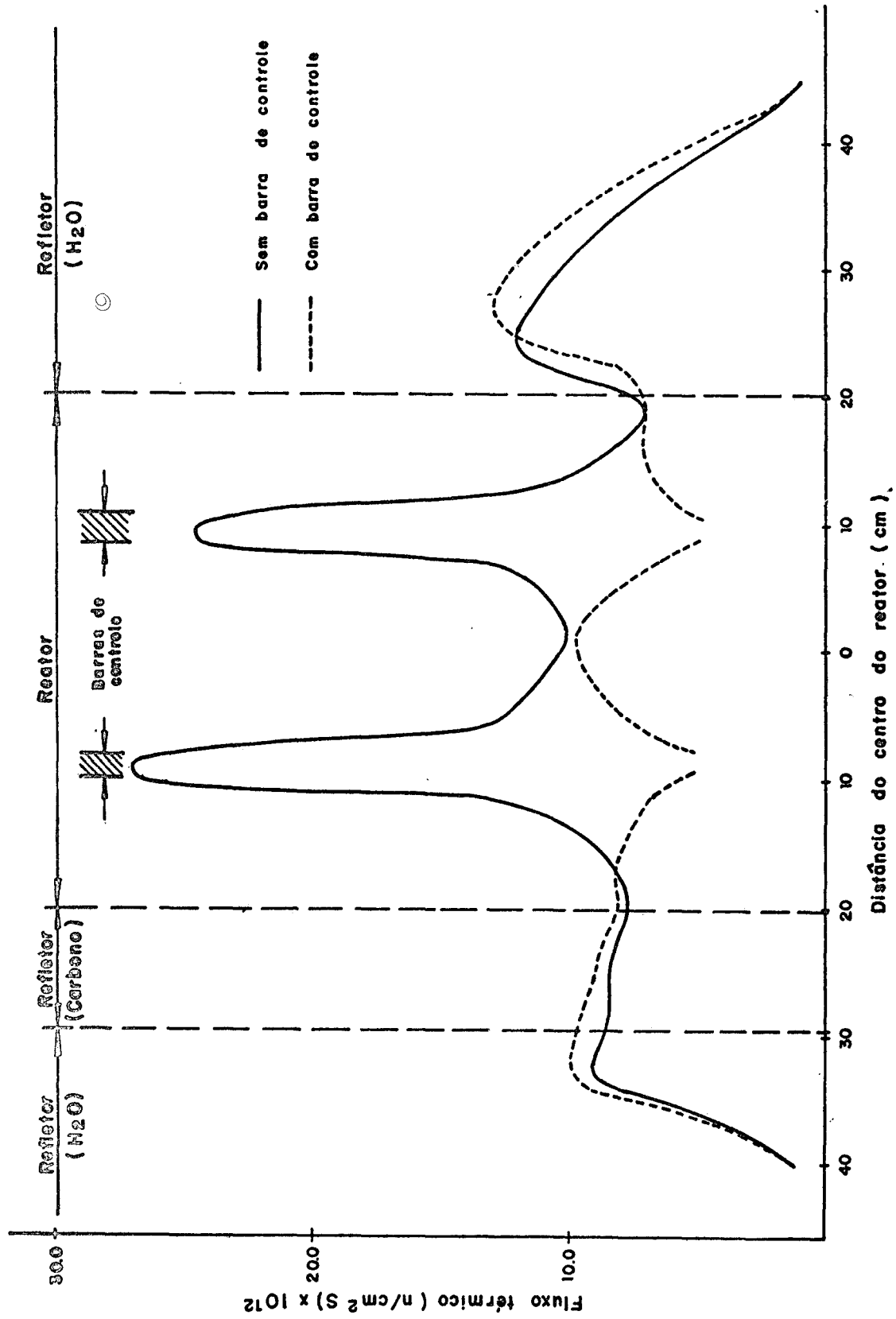


Fig. 4.4.7- Distribuição do fluxo térmico no plano paralelo a x-z que passa pelos canais da barra de controle.

1	2	3	4	5	6	7	8
91	12	13	14	15	16	17	18
21	22	23	24	25	26	27	28
31	32	33	34	35	36	37	38
41	42	43	44	45	46	47	48
		.28	.36	.40	.37	.29	
51	52	53	54	55	56	57	58
		.38	.55	.55	.55	.39	
61	62	63	64	65	66	67	68
		.41	.53	.57	.53	.42	
71	72	73	74	75	76	77	78
		.41	.60	.60	.60	.43	
81	82	83	84	85	86	87	88
		.33	.41	.44	.41	.34	
91	92	93	94	95	96	97	98
R	R	R	R	R	R	R	R

$\bar{\phi}$  núcleo =  $1.59 \times 10^7$  n/cm S ( Pot. = 1.0 Mw )

Mu-235 = 4.273 Kg.

K efetivo = 1.0886.

Fig.4.4.8 - Distribuição do fluxo térmico ( $\phi$  núcleo/ $\phi$  elemento)  
Reator de referência

#### 4.5 - Influência de venenos na reatividade

Durante a operação do reator, vários produtos de fissão absorvedores de nêutrons são formados. Geralmente, estes produtos de fissão são denominados de venenos e as suas concentrações podem aumentar em função da potência e do tempo de operação do reator, fazendo com que a reatividade sofra diminuição

Os principais venenos em reatores térmicos são o  $Xe^{135}$  e o  $Sm^{149}$  que têm seção de choque de absorção de nêutrons térmicos muito grande ( $\sigma_a = 2.7 \times 10^6$  para  $Xe^{135}$ ). O  $Xe^{135}$  é radio-ativo e o seu efeito na reatividade atinge um equilíbrio quando a taxa de formação se igualar à soma das taxas de decaimento e da própria queima através da absorção de nêutrons. A Equação 4.5.1 dá a taxa de variação da concentração de Xe.

$$\frac{dx}{dt} = \lambda_I I + \gamma_X \bar{\Sigma}_f \phi_T - \lambda_X X - \bar{\sigma}_{ax} \phi_T X \quad (\text{Eq. 4.5.1})$$

onde  $-\lambda_I I$  é a taxa de formação do Xe através do decaimento do  $I^{135}$ .

-  $\gamma_X \bar{\Sigma}_f \phi_T$  é a taxa de formação do Xe na fissão

-  $\lambda_X X$  é a taxa de decaimento

$\bar{\sigma}_{ax} \phi_T X$  é a queima do Xe através da absorção de nêutrons térmicos.

Na maioria dos reatores a concentração de equilíbrio é atingida em tempo relativamente curto (menos de 50 horas de operação) dado o fato que a seção de choque de absorção do Xe é muito grande e as meias vidas do  $I^{135}$  (predecessor) e  $Xe^{135}$  serem muito curtas.

Por outro lado o  $\text{Sm}^{149}$  é estável e portanto a sua concentração tende a aumentar durante a operação do reator, até que a taxa de formação seja igual à taxa com que é consumido por absorção de neutrons.

Em geral, no equilíbrio, a máxima variação na reatividade devido aos venenos é 5% para o Xenônio e 0,4% para o Samário, em reatores que utilizam  $\text{U}^{235}$  como combustível.

A variação de reatividade devido ao aparecimento de venenos durante a operação prolongada do reator apresenta grande importância não somente durante a operação - mas também nos instantes que se seguem ao desligamento do reator pois embora a produção de  $\text{Xe}^{135}$  se torna nula quando o reator é desligado (2º termo da Eq. 4.5.1), o  $\text{I}^{135}$  - continuará decaindo fazendo com que a concentração de  $\text{Xe}^{135}$  sofra um acréscimo até atingir um valor máximo, para depois decair tendendo a zero. Isto implica no decréscimo da reatividade abaixo do valor de equilíbrio em função do tempo após o desligamento e da potência no qual o reator estava sendo operado.

A Fig. 4.5.1 apresenta a variação de reatividade do IEA-R1 (reator de referência) em função do tempo e da potência de operação, devido ao  $\text{Xe}^{135}$ . O efeito do  $\text{Sm}^{149}$  pode ser desprezado na presença do  $\text{Xe}^{135}$  pois, como foi anteriormente mencionado, a máxima variação de reatividade devido ao  $\text{Sm}^{149}$  pode ser no máximo 0,4%, enquanto que o  $\text{Xe}^{135}$  pode influir em até 5%. Neste trabalho foi considerado o regime de funcionamento de 24,0 horas por dia durante os 5 dias da semana. O reator é ligado às 8:00 horas da manhã de 2a. feira. A reatividade negativa devido ao aparecimento do Xenônio tende a aumentar durante às 30 horas subsequentes, aproximadamente, após o qual atinge a condição de equilíbrio que se situa em torno de -2.1% para 2.0 MW, -2.4% para 5.0 MW e 2.5% para a potência de 10.0 MW. Ao se desligar o reator às 17:00 horas de 6a. feira a reatividade negativa atinge um máximo após aproximadamente 10:00 horas e, depois, ten

de para zero. Porém, ao se ligar novamente na 2a. feira às 8:00 horas há uma variação brusca na reatividade. Isto ocorre porque ao se ligar o reator, nos primeiros instantes, o desaparecimento do Xenônio predomina sobre a produção porque o  $I^{135}$  ainda não começou a decair enquanto que a queima do Xenônio devido à captura de nêutrons (49 termo da Eq. 4.5.1) começa a atuar, além do seu decaimento natural. É importante observar que durante o tempo em que o reator permaneceu desligado existe um intervalo de tempo no qual é impossível ligar o reator dependendo da potência de operação. Este intervalo de tempo é denominado de Tempo Morto do reator e se situa na parte da curva onde a reatividade negativa é maior do que a máxima reserva de reatividade disponível no reator.

Observa-se que, com o reator operando a 2.0 MW, não haverá tempo morto, porque sempre é possível superar a reatividade negativa. Em 5.0 MW, o tempo morto é de aproximadamente de 4.0 horas e em 10.0 MW é de cerca de 27.0 horas. O tempo morto é de grande importância no procedimento operacional do reator pois, se por algum motivo, o reator tiver que ser desligado só poderá ser ligado após o término do tempo morto ou antes que a reatividade negativa se iguale à máxima reserva de reatividade. Se o reator estiver sendo operado em 10.0 MW e, tiver que ser desligado por motivo qualquer, o reinício de operação deverá ser feito antes de decorrer aproximadamente 2.0 horas após o desligamento ou após 27 horas. Esta situação se tornará mais crítica após a operação do reator durante certo tempo, quando o excesso de reatividade disponível diminuiria com a queima de combustível.

As curvas da Fig. 4.5.1 foram obtidas utilizando-se o programa de computação, cuja listagem se encontra no Apêndice D. O dado de entrada para o programa é o fluxo térmico médio no reator calculado pelo programa CITATION.



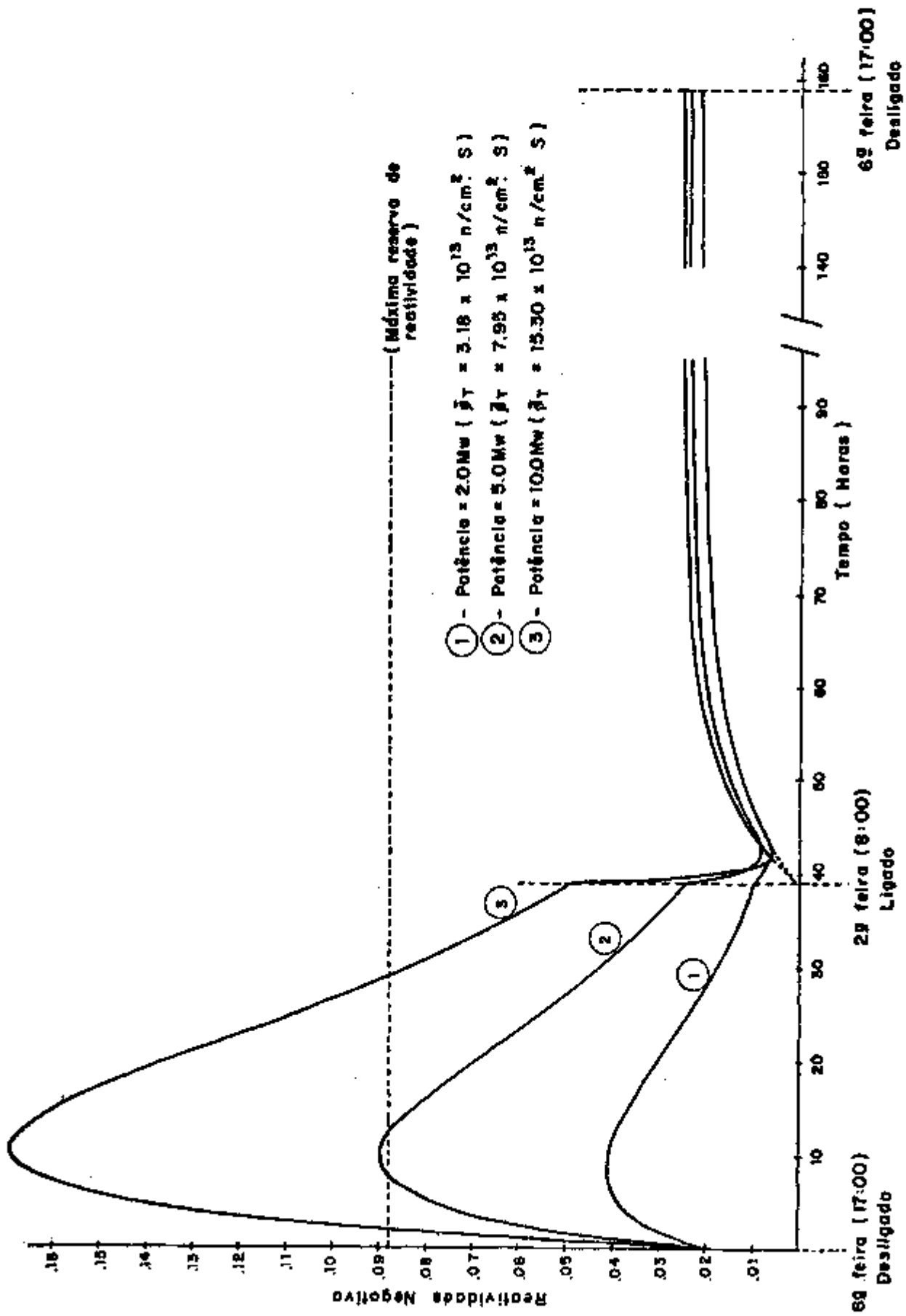


Fig. 4.5.1 - Reator IEA-R1

- Reator de referência  
 - Variação de reatividade devido ao Xenônio

#### 4.6 - Variação da reatividade resultante da inserção de elemento combustível.

A determinação da variação da reatividade devido à inserção ou retirada de combustível é de capital importância na avaliação da segurança do reator. Acidentes graves podem ocorrer com a colocação súbita e inadvertida de um elemento combustível no caroço do reator. A súbita variação de reatividade que resultaria desta movimentação poderia levar o reator a uma condição de super - criticidade. Em termos de reatividade, a variação na reatividade resultante da inserção de um elemento combustível é igual à da sua própria retirada, mas com sinal trocado.

Já foi mencionado anteriormente, que para reatores heterogêneos o aumento, ou a retirada do combustível implica na mudança da geometria do caroço, fazendo com que a variação da reatividade seja a superposição dos dois - efeitos. Assim sendo, a relação  $\Delta K/\Delta m$  (onde  $\Delta m$  é a variação da massa de combustível) poderá ser determinada, livre da influência geométrica somente em casos muito especiais, por exemplo, retirar somente uma placa de combustível de um elemento, o que não apresenta grande importância do ponto de vista operacional.

Portanto, para o reator de referência IEA-R1 a variação na reatividade quando se retira um elemento combustível foi determinada, e os resultados estão na Fig. 4.6.1.

Observa-se que a efetividade do combustível não é totalmente simétrica no caroço, devido à presença do refletor de Carbono. Os elementos que se encontram próximos ao refletor de Carbono são mais efetivos porque causam maior variação porcentual de reatividade ao serem retirados, do que os que se encontram próximos ao refletor de água, devido a maior reflexão dos nêutrons no Carbono do que na água.

Os elementos que se encontram na periferia do caroço têm menor efetividade do que os elementos centrais porque, nestes elementos, o efeito da fuga de nêutrons na reatividade é grande comparado à efetividade do próprio elemento combustível.

1	2	3	4	5	6	7	8
11	12	13	14	15	16	17	18
21	22	23	24	25	26	27	28
31	32	33	34	35	36	37	38
41	42	43	44	45	46	47	48
		.63	1.2	1.5	1.2	.63	
51	52	53	54	55	56	57	58
		1.4		3.5		1.4	
61	62	63	64	65	66	67	68
		1.7	3.4	4.2	3.4	1.7	
71	72	73	74	75	76	77	78
		1.8		4.4		1.8	
81	82	83	84	85	86	87	88
		1.0	1.9	2.2	1.9	1.0	
91	92	93	94	95	96	97	98
R	R	R	R	R	R	R	R

Fig.4.6.1 - Variação de reatividade ( $\Delta K/K\%$ ) com a retirada de um elemento combustível

#### 4.7 - Estimativa da vida crítica do reator

Com a queima do combustível nuclear, a reatividade do reator sofre diminuição com o tempo. Para continuar funcionando, o reator necessita de recarga de combustível segundo um esquema que possibilite a melhor utilização deste combustível. A operação de recarga com uma distribuição pré-estabelecida dos elementos combustíveis chama-se Gerência de Combustível Interno.

Um dos parâmetros iniciais para a definição dessa Gerência é a determinação do tempo de vida crítico do reator, a saber, o período em que a reação em cadeia dentro do reator pode ser autosustentada sem qualquer remanejamento ou recarga, dada uma configuração inicial do caroço.

O tempo de vida crítico fornece, imediatamente uma indicação das necessidades de troca de combustível e o período de sua recarga. Portanto, ele é a primeira etapa para a definição do esquema de gerência do combustível.

Utilizando o programa CITHAM descrito na seção 2.2 e considerando a célula unitária de combustível da Fig. 2.4.1 a curva de variação do fator de multiplicação efetivo foi determinada para 5,0 e 10,0 MW de operação (Fig. 4.7.1) a fim de estimar o tempo de vida do reator quando operado nas potências citadas, e em regime contínuo.

A Fig. 4.7.2 mostra esta variação com o tempo de queima.

Para o reator de referência, o excesso de reatividade disponível é de 8,86%. No equilíbrio, a reatividade negativa decorrente do acúmulo de produtos de fissão é de cerca de 2,12% e cerca de 0,5% de reatividade é perdida devido a outros fatores (tais como, temperatura, a presença de materiais de radiação etc.) conclui-se que cerca de 6,24% de reatividade é disponível para a queima. Assim sendo, pode-se estimar a vida do reator em função da potência,

pois quando a máxima variação de reatividade atingir  $-6,24\%$ , o reator deixará de ser crítico. O valor obtido no gráfico é de 76 dias, para a potência de 10,0 MW.

Para o caso de operação em 5,0 MW o tempo de vida crítico é de 160 dias. Contudo, é necessário frisar que, operacionalmente, adota-se comumente, recarregar o reator quando a reatividade total disponível (excesso de reatividade) baixar além de  $0,5\%$  como resultado da queima. Nesse caso, uma carga inicialmente virgem efetivamente deve ser trocada, total ou parcialmente, de acordo com o esquema estabelecido, após 70 dias para uma potência de 10,0 MW e 148 dias para a potência de 5,0 MW.

Os resultados calculados estão em concordância com os dados disponíveis para o reator Siloe, localizado em Grenoble, que possui um excesso de  $3,0\%$  de reatividade e vida crítica, estimada em 21 dias (6). Para o IEA-R1, que é muito semelhante ao Siloe, os  $3\%$  de reatividade, descontado  $0,5\%$  de disponibilidade remanescente, seriam queimados num período de cerca de 18 dias. Em que pese as eventuais diferenças na composição dos elementos combustíveis entre os dois reatores e a disponibilidade remanescente para o Siloe, o acordo entre os dois resultados é satisfatório. Para uma disponibilidade remanescente de  $0,4\%$  para o IEA-R1,  $3\%$  de reatividade seriam consumidos em 21 dias, resultado que é coincidente com o do reator Siloe.

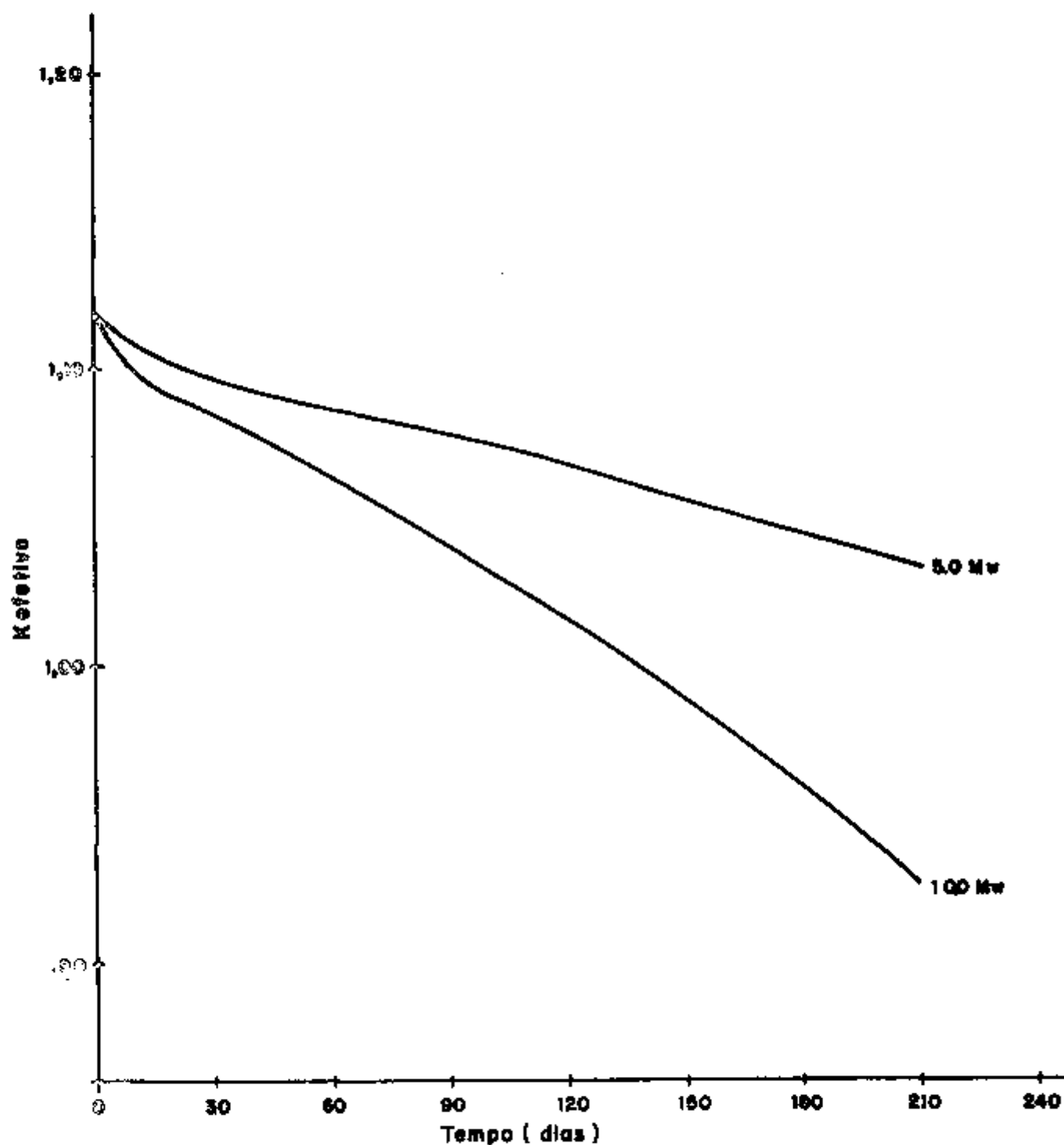


Fig. 4.7.1 - Variação do K efetivo em função do tempo para potência de 10.0 Mw e 5.0 Mw (operação contínua)

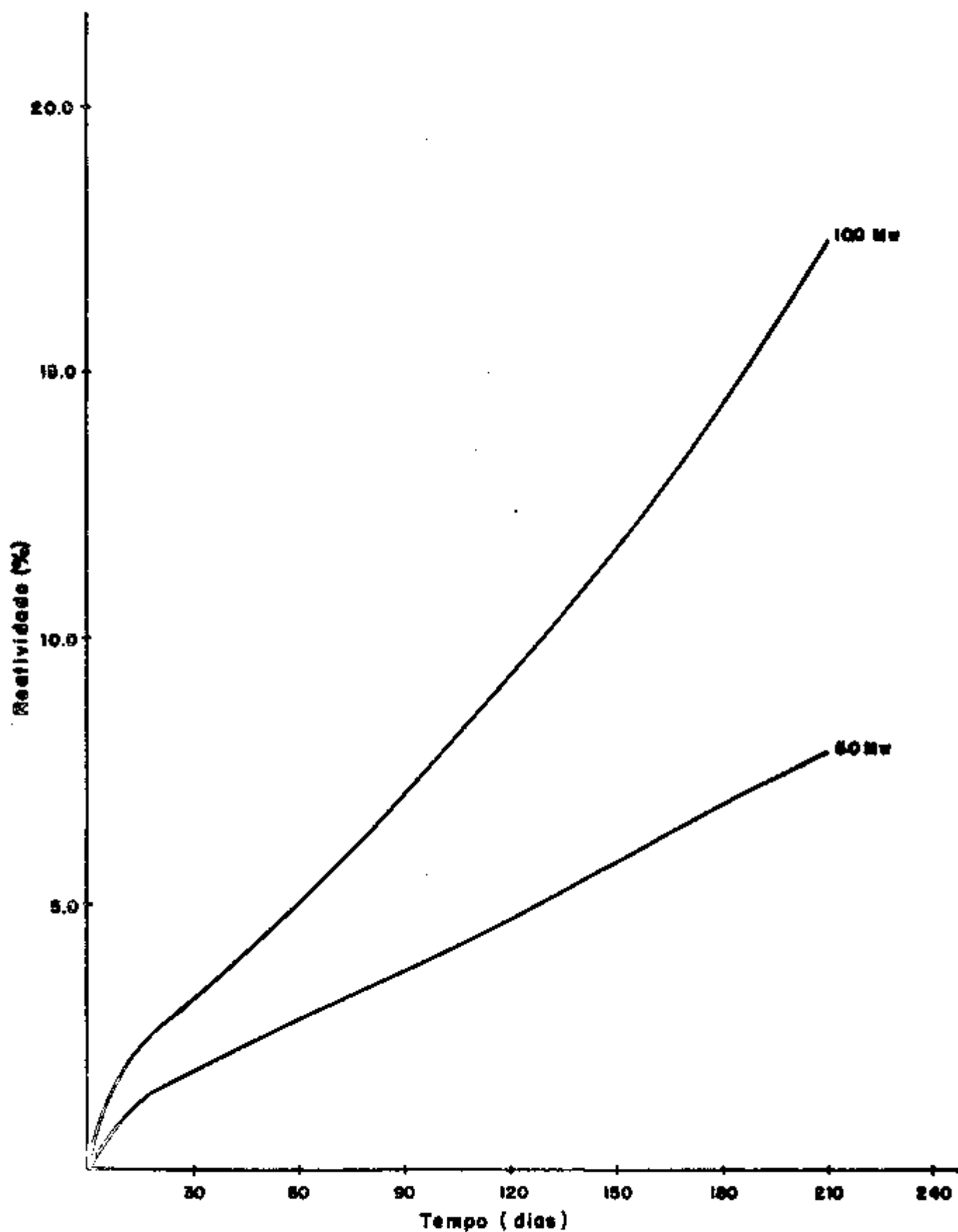


Fig. 4.7.2 - Variação da reatividade para operação em potência de 10.0 Mw e 5.0 Mw (operação contínua)



## 5. - CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

Uma análise dos resultados apresentados no Capítulo 2 indica que a metodologia adotada para o cálculo dos principais parâmetros nêutronicos do reator de pesquisa IEA-R1 fornece resultados satisfatórios, principalmente, no que se refere aos cálculos do fator de multiplicação efetivo e massa crítica. Porém, o mesmo não ocorre com o mapeamento do fluxo térmico, apresentando desvios de até 33%. Infelizmente, os dados experimentais não fornecem os desvios das medidas executadas, bem como os detalhes do procedimento experimental utilizado. Acreditamos que os resultados teóricos são mais próximos ao real dado a boa concordância com que o fator de multiplicação e a massa crítica foram determinados.

Uma das motivações para sugerir novas medidas de fluxo, mais detalhadas, é o resultado obtido no Capítulo 4 onde são apresentados os perfis dos fluxos ao longo do reator. Observa-se que os fluxos não se apresentam bem comportadas, pelo contrário, possuem picos e depressões pronunciados, mesmo com as barras de controle inseridas e portanto, nenhuma medida que forneça comportamentos médios poderia ser muito útil.

Do ponto de vista de operação do reator, conclui-se que o combustível que se localiza nas proximidades do canal da barra de controle, quando estes não estão inseridas (Fig. 4.4.7), está sujeito a maiores densidades de potência e, conseqüentemente, poderá atingir as mais altas temperaturas do núcleo do reator. Deste modo, é aconselhável não operar o reator com as barras de controle totalmente retiradas.

APÊNDICE A

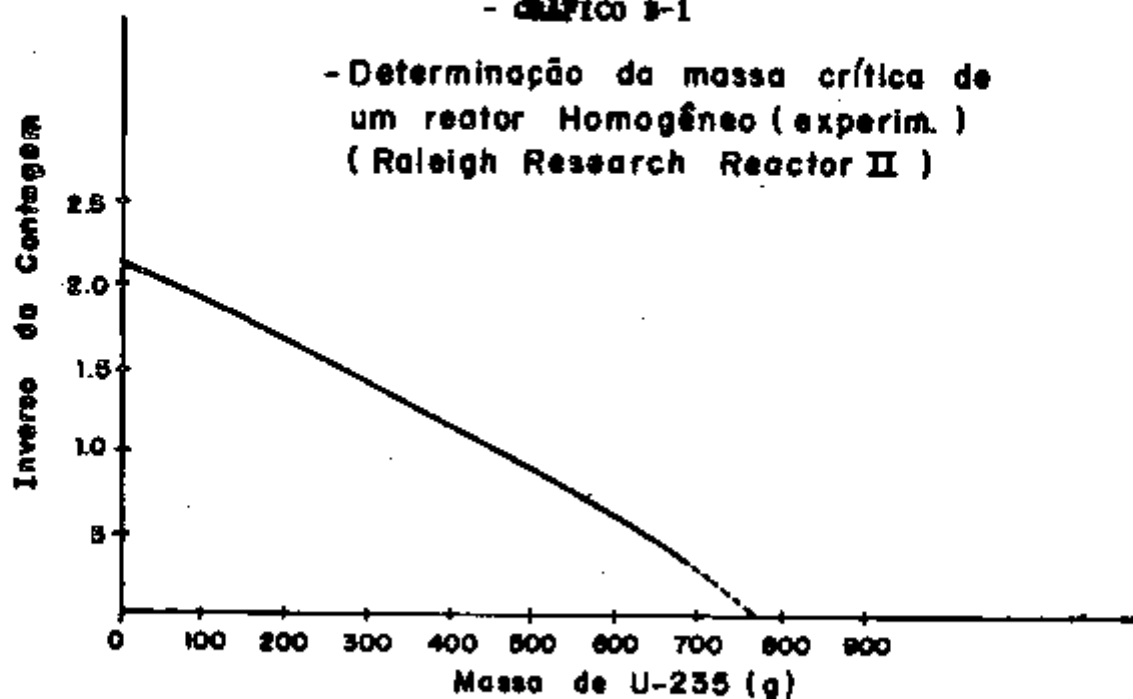
Originalmente o reator IEA-R1 foi construído para utilizar combustível enriquecido em 20% de  $U^{235}$ . Porém mais recentemente, o IEA adquiriu combustível com 93% de enriquecimento e, desde então, está sendo utilizado uma mistura de elementos combustíveis enriquecidos em 20 e 93%. Observa-se que a experiência crítica foi realizada com elementos com 20% de enriquecimento e, na definição do reator de referência, foi considerado somente os elementos com 93%, por simplicidade.

APÊNDICE B

O gráfico B.1 mostra a variação do inverso da contagem em função da massa de Urânio-235 em um reator homogêneo (Raleigh Research Reactor) (1). Observa-se que a curva possui comportamento quase linear mostrando que o fator de multiplicação depende quase que exclusivamente da massa de  $U^{235}$  adicionada ao caroço e muito pouco dependente da geometria, ao passo que no gráfico B.2 a curva é muito menos regular. A discrepância entre os dois casos, obviamente, deve-se a heterogeneidade do reator IEA-R1.

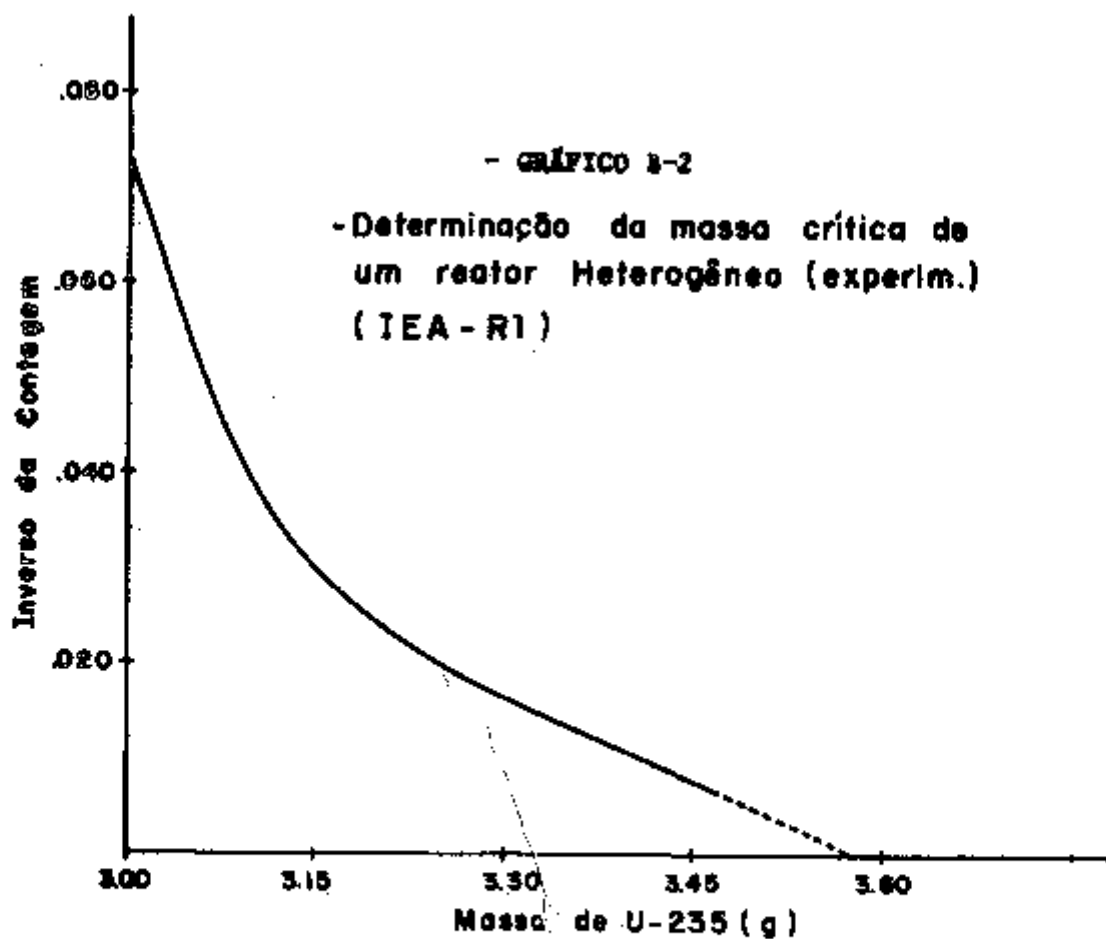
- GRÁFICO 3-1

- Determinação da massa crítica de  
um reator Homogêneo (experim.)  
(Raleigh Research Reactor II)



- GRÁFICO 3-2

- Determinação da massa crítica de  
um reator Heterogêneo (experim.)  
(IEA - R1)



APÊNDICE C

No cálculo das concentrações dos nuclídeos da célula nº 1 foi encontrada dificuldade causada pelas incertezas existentes nas dimensões ativas das placas de combustível, incertezas que são inerentes a própria fabricação das placas. Assim sendo, as concentrações foram determinadas através do gráfico (Fig. A.1.1) (12) onde a variação da densidade da liga de Urânio-Alumínio é colocada em função da porcentagem, em peso, de Urânio presente na liga, tornando as concentrações independentes das dimensões da placa.

% peso de Urânio	% átomos de Urânio	Densidade da liga (g/cm <sup>3</sup> )
0	0	2,700
5	31,7	2,813
10	49,9	2,937
15	60,8	3,071
20	68,7	3,219
30	79,1	3,561
40	85,5	3,984
50	89,8	4,522

TABELA C-1

- Conteúdo de Urânio (Alumínio puro e UAl<sub>4</sub> sem vazios)

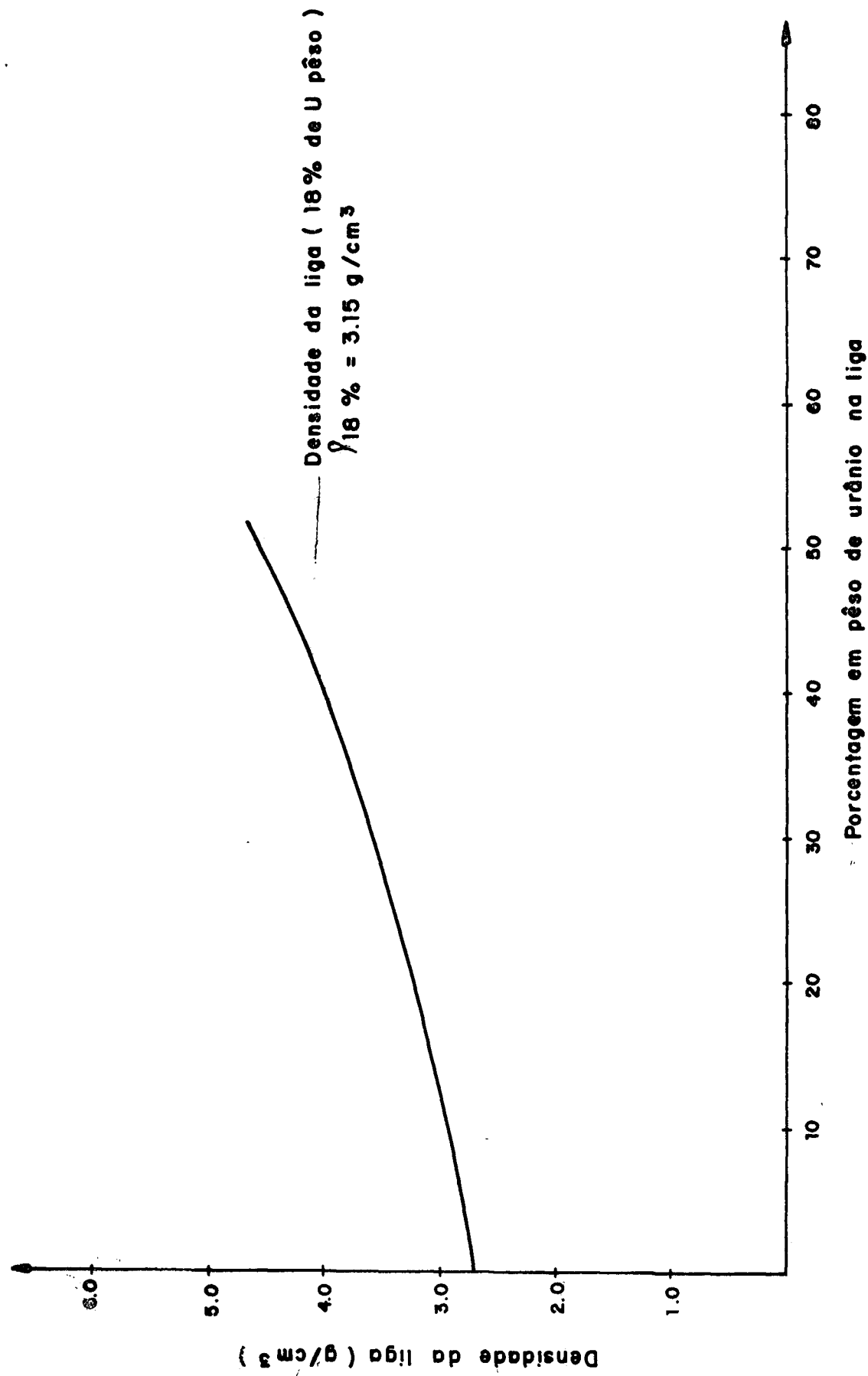


Fig - C-1 - Variação da densidade da liga de Urânio - Alumínio em função da porcentagem em peso de Urânio

APÊNDICE D

Foi escrito em FORTRAN-IV um programa que relaciona a reatividade com o tempo logo após o desligamento do reator. O programa utiliza essencialmente as equações do capítulo 13-2 da ref. (14) e os dados de entrada são basicamente:

- a) o número de pontos que se deseja obter (I).
- b) o intervalo de tempo entre os pontos consecutivos (DELX)
- c) o fluxo médio dos nêutrons térmicos no caroço do reator. (PHIT).

Fornece como dado de saída a tabela Reatividade X tempo após o desligamento, assim como a curva correspondente. Segue-se a listagem do programa.





G LEVEL 21

MAIN

DATE = 74263

20/55/09

```
  PRINT 200,(IHR,J=1,10),(IAST,K=1,95)
200  FORMAT(11HC,1CA1,11('I',9A1))
      DO 3000 J=1,260
      Y(J)=(ICG.*Y(J))/TYPE
      L=Y(J)
      XJ=J
      X=(XJ-1.)*DELX
      WRITE (6,300) X,(IPT,K=1,L),IAST
300  FORMAT(1H ,F10.4,11CA1)
2000 CONTINUE
      STOP
      END
```

APÊNDICE E

Equação fundamental utilizada no CITHAM para queima.

$$\frac{dN_i}{dt} = - \sigma_{a1} N_i \phi + \sigma_{c_{i-1}} N_{i-1} \phi - \lambda_i N_i + \lambda_K N_K$$

$N_i$  - concentração do nuclídeo queimável

$\sigma_{a1}$  - Seção de choque de absorção do nuclídeo queimável

$\sigma_{c_{i-1}}$  - seção de choque de captura do nuclídeo filho

$\lambda_i, \lambda_K$  - constante de decaimento

dt = 1 dia.

Cadeias envolvidas na equação de queima.

Th<sup>232</sup>

Pa<sup>233</sup>

U<sup>233</sup> + U<sup>234</sup> + U<sup>235</sup> + U<sup>236</sup> + Np<sup>237</sup>

Pu<sup>238</sup>

U<sup>238</sup>

Pu<sup>239</sup> + Pu<sup>240</sup> + Pu<sup>241</sup> + Pu<sup>242</sup> + Am<sup>243</sup> + Cm<sup>244</sup>

Be + Li<sup>-6</sup> + Li<sup>-7</sup>

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. ANNO JR, J.N. Preroutine reactor operations. In: CHASTAIN JR, J.W., ed. U.S. research reactor and use. Reading, Mass., Addison-Wesley, 1958. p. 279.
2. \_\_\_\_\_ & PLUMMER, A.M. Light-water moderated heterogeneous reactors. In: CHASTAIN Jr, J.W., ed. U.S. research reactor operation and use. Reading, Mass., Addison-Wesley, 1958. p. 65.
3. \_\_\_\_\_ alii. Rapport de surété de "Melusine" après augmentation de puissance à 4 Mw, v. 1. Grenoble, Fr., CEA, Centre d'Études Nucléaires, Mars 1967. (CEA-R3131). p. 25.
4. BELL, G.I. & GLASSTONE, S. Nuclear reactor theory. New York, Van Nostrand, 1970. p. 142-3.
5. BOHL JR, H. et alii. MUFT-4: fast neutron spectrum code for the IBM-704. Pittsburgh, Pa., Westinghouse Electric Corp., Bettis Atomic Power Lab., July 1957. (WAPD-TM-72).
6. DENIELOU, G. Siloë: réacteur piscine de recherches de puissance supérieure à 10 Mw. |Présenté au Congrès sur l'utilisation des réacteurs de recherche, São Paulo, 4 au 8 Novembre 1963|.
7. FLATT, H.P. The FOG: one dimensional neutron diffusion equation codes. Canoga Park, Calif., North American Aviation Inc., Atomics International, Aug. 1961. (NAA-SR-6104).
8. FOWLER, T.B. et alii. CITATION: nuclear reactor core analysis code. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., 1971. (ORNL-TM-2496, Rev. 2).
9. \_\_\_\_\_ et alii. EXTERMINATOR: a multigroup code for solving neutron diffusion equations in one and two dimensions. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Feb. 1965. (ORNL-TM842).
10. HELLENS, R.L. & HONECK, H.C. A summary and preliminary analysis of the BNL slightly enriched uranium, water moderated lattice measurements. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. Light water lattices: proceedings of the panel on... held in Vienna, 28 May-1 June 1962. Vienna, 1962. (Technical report series, 12). p. 27-71.

11. HONECK, H.C. THERMOS: a thermalization transport theory code for reactor lattice calculations. Opton, N.Y., Brookhaven National Lab., 1961. (BNL-5862).
12. KAUFFMANN, A.R. Nuclear reactor fuel elements metalurgy and fabrication. New York, Interscience, 1962. p. 62.
13. KUNCIR, G.F. A program for the calculation of resonance integrals. San Diego, Calif., General Atomic Div., Aug. 1961. (GA-2525).
14. LAMARSH, J.R. Introduction to nuclear reactor theory. Reading, Mass., Addison-Wesley, 1972.
15. LIVERHANT, S.E. Elementary introduction to nuclear reactor physics. New York, Willey, 1960. p. 312-5.
16. ONUSIC JR, J. Possibilidades teóricas de cálculo do programa de computação HAMMER. São Paulo, 1976. [Dissertação de Mestrado].
17. OOSTERKAMP, W.J. [Comunicação pessoal].
18. REDMOND, R.F. & CHASTAIN JR, J.W. Research reactor physics. In: CHASTAIN JR, J.W., ed. U.S. research operation and use. Reading, Mass., Addison-Wesley, 1958. p. 19.
19. SHAFITMAN, D.H. & BENETT, E.F. Critical-parameter studies of uniform H<sub>2</sub>O solutions of salts of uranium enriched in <sup>235</sup>U. In: ARGONNE NATIONAL LABORATORY, Argonne, Ill. Reactor physics constants. 2a. ed. Argonne, Ill., July 1963. (ANL-5800). p. 181-92.
20. SOUZA SANTOS, M.D. & TOLEDO, P.S. The Brazilian research reactor. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, 1958. (IEA-11).
21. SUICH, J.E. & HONECK, H.C. The HAMMER system: heterogeous analysis by multigroup methods of exponentials and reactors. Aiken, S.C., Du Pont de Nemours & Savannah River Lab., Jan. 1967. (DP-1064).
22. TOLEDO, P.S. et alii. Some results of the operation of the Brazilian swimming pool reactor IEAR-1. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, 1960. (IEA-18).
23. VALENTE, F.A. A manual of experiments in reactor physics. New York, Macmillan, 1963. p. 253-6.
24. WEINBERG, A.M. & WIGNER, E.P. The physical theory of neutron chain reactors. Chicago, Univ. Press, 1958. p. 440.