

CÁLCULO NEUTRÔNICO DE REATORES DE PESQUISA

por

NANAMI KOSAKA e JOÃO MANOEL LOSADA MOREIRA

RESUMO -- No programa de redução de enriquecimento de combustível do reator IEA-R1, CNEN/SP, serão utilizados inicialmente combustíveis de placas contendo U308-Al a 19,9% de enriquecimento em U-235. A geometria do elemento combustível padrão, composto de 18 placas de combustível, será mantida. Este trabalho descreve a metodologia de cálculo de reatores utilizada no IPEN/CNEN-SP assim como os programas de computação. Alguns resultados preliminares são mostradas, considerando a conversão total do reator IEA-R1 para LEU. Os parâmetros calculados são o excesso de reatividade e a distribuição de fluxo de neutrons.

INTRODUÇÃO

O projeto de um núcleo de reator tem reflexos em todas as outras áreas da planta. A distribuição de fluxo neutrônico deve ser determinada para satisfazer objetivos de projeto como por exemplo, um nível de fluxo tal que seja adequado para a produção de radioisótopos de interesse. Entretanto, o nível de fluxo neutrônico, intimamente relacionado com a densidade de potência, é condicionado por limites termo-hidráulicos como as temperaturas máximas do combustível, do revestimento, fluxos máximos de calor, etc. O maior ou menor fluxo neutrônico também indica uma maior ou menor queima de combustível, que tem reflexos econômicos óbvios devido ao alto custo de elementos combustíveis no mercado internacional. Portanto, estas condicionantes retornam ao projeto neutrônicos do núcleo exigindo uma readequação deste.

A complexidade dos reatores nucleares, e entre eles, os reatores de pesquisa, requer que as várias teorias que descrevem seus comportamentos sejam implementadas na forma de programas de computador. É impossível realizar uma análise quantitativa com um nível de precisão aceitável pelos atuais critérios de segurança comuns a indústria nuclear sem lançar mão de programas computacionais. Uma variedade muito grande de programas de computador foram desenvolvidos com este fim, normalmente constituindo pacotes, mais ou menos especializados em determinados tipos de reatores nucleares.

Os pacotes de cálculo neutrônico variam muito de acordo com os problemas a que se destinam ou as instituições que os utilizam. O cálculo neutrônico é dividido em etapas e os programas de computador em cada etapa enfatizam as variáveis importantes. Por exemplo, na determinação das seções de choque representativas do núcleo, suprime-se detalhes espaciais e enfatiza-se a variável energética. No tratamento da energia discretiza-se esta variável em muitos grupos de energia. Para a determinação da distribuição de potência e fluxo neutrônico enfatiza-se as variáveis espaciais e reduz-se a dependência energética a poucos grupos de energia.

O pacote utilizado no IPEN-CNEN/SP, para cálculos neutrônicos inclui os programas HAMMER-TECHNION /1/, LEOPARD /2/ e XSDRN /3/ para a geração de seções de choque e CITATION /4/, TWODB /5/ para estimativa de distribuição de fluxo neutrônico e fator efetivo de multiplicação. Para o estudo de queima e gerenciamento de combustível utiliza-se cálculo em duas dimensões (X-Y). Para previsão de criticalidade ou obtenção em detalhe das distribuições de fluxo neutrônico e densidade de potência, utiliza-se modelagem em três dimensões (X-Y-Z).

MÉTODO DE CÁLCULO DO IPEN - CNEN/SP PARA CÁLCULOS DE REATORES DE PESQUISA

A figura 1 mostra os principais módulos componentes de um pacote típico de cálculo de reatores nucleares. A estrutura lógica consiste em primeiramente determinar seções de choque que caracterizam o reator a partir de informações como composição, material e geometria de varetas e ou placas de combustível. As seções de choque são estimadas em função da temperatura do combustível, do refrigerante e em função de possíveis níveis de queima. A seguir tendo em mãos informações geométricas do reator como um todo obtêm-se as distribuições de fluxo de neutrons, de densidade de potência e o fator efetivo de multiplicação. Estas estimativas são realizadas no modulo neutrônico que normalmente se baseia na teoria de difusão de neutrons.

A distribuição de densidade de potência permite estimar as distribuições de temperatura no núcleo a partir de equações de transferência de calor e de mecânica dos fluidos, que constituem o modulo termo-hidráulico. Como a temperatura afeta o comportamento das seções de choque, verifica-se se os valores utilizados no cálculo estão de acordo com os obtidos no modulo de termo-hidráulica. Havendo discrepância, retorna-se ao modulo de neutrons para uma nova estimativa de distribuições de fluxo e posteriormente, no modulo de termo-hidráulica, das distribuições de temperaturas. Faz-se algumas iterações até que os resultados se repitam dentro de uma tolerância aceitável.

Neste ponto tem-se estimado distribuições de fluxo, potência, temperaturas e o fator efetivo de multiplicação (k_{eff}). Entretanto, provavelmente o reator não encontra-se crítico, $k_{eff} \neq 1$, exigindo um ajuste nos seus meios de controle para se chegar a criticalidade. Os meios de controle em certos reatores de potência incluem movimentação de barra de controle, ou diluição de veneno queimável no combustível. Em um reator de pesquisa, envolve principalmente movimentação de barras de controle. A determinação do fluxo de neutrons, temperatura do combustível e do moderador envolve novamente iterações pelos modulos neutrônicos e termo-hidráulicos de ajuste de controle.

Quando uma configuração crítica do reator é atingida chega-se ao modulo de queima ou irradiação do combustível, onde são de terminados o consumo de material físsil, a formação de material físsil a partir de captura neutrônica de material fértil e o acúmulo de produtos de fissão no combustível. Determina-se a nova com

posição do combustível por meio de equações de transmutação nuclear. Depois da queima, devido a nova composição nuclear do material, é necessário gerar novamente seções de choque para o reator e todo o cálculo descrito acima é repetido. Com a queima o reator se torna subcrítico e é necessário um novo ajuste dos meios de controle para que se atinja a criticalidade.

Para melhor aproveitamento de combustível faz-se também um remanejamento de combustíveis, após alguns ciclos de queima ou quando são carregados novos elementos de combustível.

Descrição do Programa CITATION

O módulo neutrônico refere basicamente ao programa CITATION. Este programa resolve a equação de difusão de neutrons em multi-grupo através do método das diferenças finitas na variável espacial e geometrias uni, bi e tri dimensional. A solução da equação de difusão de neutrons, na equação de autovalor, é feita iterativamente pelo método da potência e fornece o fator efetivo de multiplicação, as distribuições de fluxo neutrônico e de densidade de potência. São permitidos espalhamentos de neutrons de qualquer grupo para qualquer outro grupo de energia e três condições externas de contorno: refletida, extrapolada e periódica. O programa CITATION também resolve problemas de queima de combustível. Os problemas que ele executa são: fonte fixa, pesquisa de "buckling", cálculo do fator efetivo de multiplicação (k_{eff}), pesquisa da dimensão crítica e de concentração crítica.

CÁLCULO DO REATOR IEA - R1

Integrando o programa mundial de redução de enriquecimento dos combustíveis tipo MTR nos reatores de pesquisa, o Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP) estabeleceu um programa de estudo para a conversão do núcleo do IEA-R1 de HEU para LEU. Embora seja desejável que essa conversão fosse realizada em uma só etapa, redefinindo um novo núcleo, esse processo no IPEN será efetuado gradativamente.

Em 1982 foram colocados 5 elementos combustíveis de baixo enriquecimento (20% em U-235) no IEA-R1, iniciando a conversão para LEU. Atualmente o reator vem operando a uma potência de 2 MW, sendo que aproximadamente 80% dos ECs são de alto enriquecimento (93% em U-235) e os restantes são de 20%.

Em cada fase de conversão são necessários determinar as novas características neutrônicas, termo-hidráulicas e de segurança. Os parâmetros neutrônicos de interesse são o excesso de reatividade, distribuições de densidade de potência e de fluxos neutrônicos, fator de pico, valor das barras de controle e de segurança, efeito do Xe, comprimento do ciclo, taxa de queima de combustível, coeficientes de reatividade.

O problema amostra abordado neste curso consiste em calcular novos parâmetros neutrônicos do IEA-R1 considerando a conversão total para LEU, mantendo a potência de 2 MW.

Os cálculos estáticos serão efetuados usando o programa CITATION, em 4 grupos de energia e em duas dimensões. Os parâmetros a serem determinados são o fator efetivo de multiplicação, fluxos neutrônicos médios para o reator limpo, isto é, sem produtos de fissão e barras absorvedoras.

Descrição do Reator

O núcleo do reator tem a forma de um paralelepípedo e é composto de elementos combustíveis padrões (EC), elementos de controle e de segurança, de irradiação e refletores, que são encaixados verticalmente em furos da placa matriz de alumínio que contém 80 orifícios formando a matriz 8x10.

A configuração do núcleo a ser estudada compõe-se de 25 elementos formando um arranjo de 5x5. Desses elementos 4 são de elementos especiais para a inserção de barras de controle e de segurança, como mostra a figura 2.

O elemento de combustível padrão compõe-se de 18 placas planas de combustível montadas em estojo de alumínio, enquanto que os elementos especiais reservados para receber barras de controle e de segurança possuem 12 placas na sua região central. A figura 3 mostra os detalhes desses elementos.

As placas de combustível tem a forma de um sanduiche onde a região central é composta de combustível U308-Al, cuja espessura é de 0,076 cm revestida de alumínio de espessura 0,038 cm. A quantidade de U-235 por placa é em média de 10,0 gramas.

O controle do reator é feito por 4 barras de controle e de segurança que apresentam a forma de um garfo ("fork type") contendo material absorvedor Ag-In-Cd na proporção de 0,80-0,15-0,05, respectivamente.

Modelagem do Núcleo do Reator IEA-R1

O cálculo do reator será efetuado utilizando o programa CITATION, utilizando as seções de choque geradas através do HAMMER-TECHNION, em 4 grupos de energia onde 3 grupos são rápidos e 1 térmico. O reator é modelado por inteiro, em duas dimensões (X-Y) onde as placas de combustível foram homogeneizadas formando uma zona homogeneizada de combustível e as placas suporte de alumínio formando uma outra zona homogeneizada, enquanto que os elementos especiais são detalhados, separando as regiões de combustível e do absorvedor (fig. 4). Cada elemento é dividido em 6x6 "mesh" espacial. Nesse trabalho considera-se reator limpo, isto é, sem produtos de fissão e sem a presença de barras absorvedoras.

A fuga axial é considerada através de um "buckling" axial obtida de cálculo tridimensional. Para o cálculo será considerado um refletor de 30 cm de espessura de água envolvendo todo o reator.

DADOS DE ENTRADA PARA O PROBLEMA AMOSTRA

Características Gerais

a) Características do Elemento Combustível Padrão:

- Composição química: combustível : U308-Al
revestimento : Al
- Enriquecimento : 19,9% em peso de U-235
- Massa no cerne : U-235 : 10g/placa; 180g/EC
U308 : 59,3g/placa; 1067,4g/EC
Uranio: 50,25g/placa; 904,5g/EC
Alumínio: 45,5g/placa
- Fração em peso de Uranio/placa: 47,95%
- Fração em peso de U308/placa : 56,6%

b) Dados Geométricos da Placa de Combustível

- espessura do cerne : 0,076 cm
- espessura do revestimento : 0,038 cm
- espaçamento centro a centro das placas: 0,441 cm
- espaçamento do canal : 0,289 cm
- largura ativa : 6,260 cm

c) Dados Geométricos do Elemento Combustível

- espaçamento centro a centro do EC: { 8,1 cm (em y)
7,709 cm (em x)
- largura da placa suporte de Al : 0,45 cm
- espessura da placa suporte de Al : 7,976 cm
- altura do núcleo ativo : 60,0 cm

Dados de Entrada para CITATION

O programa CITATION tem a capacidade de executar várias pesquisas dentro de cálculo de reatores tais como, pesquisa de "buckling", de concentração e dimensão críticas, cálculo de queima e de criticalidade, etc. Nesse ítem são abordados apenas os dados de entrada pertinentes ao problema proposto, descrevendo cada seção do programa de uma forma geral. As unidades das grandezas são fornecidas no sistema CGS quando não especificadas. Um exemplo de dados de entrada para o programa CITATION é mostrado na tabela 1.

Como as seções de choque utilizadas são as macroscópicas, a seção 000 pode ser omitida, assim como a seção 002 pois não se considerou cálculo de queima.

Seção 001

Nessa seção são indicados o tipo de pesquisa que se deseja, assim como as opções de impressão dos resultados, tais como fator de multiplicação, distribuição de fluxo e potência. Os fluxos de neutrons são calculados no centro da malha. Se desejar modificar o "default" do programa em relação ao número de iterações, também é indicado nessa seção.

Seção 003

As opções de geometria, as condições de contorno, os critérios de convergência, a potência do reator são descritos nessa seção. Para o problema em estudo, o reator é modelado inteiro em duas dimensões, geometria X-Y, com as condições de contorno de distância extrapolada em todos os contornos. A precisão exigida na convergência do fluxo e no auto valor é de $1.0E-4$. Na geometria X-Y a potência do reator é dada por unidade de altura, isto é, em MWth/cm.

Seção 004

Nessa seção são especificados o número de pontos espaciais ("mesh point") e a largura de cada região, para todas as coordenadas. No problema amostra considerou-se 6 divisões espaciais tanto na direção X como na direção Y, para cada elemento. As placas suporte de alumínio foram definidas como uma região e as placas de combustível homogeneizadas com o moderador formam a região de combustível (veja a figura 4). Na região da placa suporte considerou-se uma divisão espacial e na região de combustível, 4 divisões espaciais, na direção X. Quanto a direção Y, os elementos especiais foram divididos em tres regiões, uma de combustível e duas correspondentes ao espaço onde se insere as barras de controle e de segurança, como mostra a figura 4.

Seção 005

A configuração do reator é indicada nessa seção. Assim a configuração mostrada na figura 2 se encontra retratada na seção 005 indicando a posição de cada elemento combustível.

Seção 008

Na seção 008 são fornecidas as seções de choque macroscópicas, por zona (regiões com a mesma composição) e o por grupo de energia, assim como o espectro de neutrons de fissão. As constantes macroscópicas requeridas são D , Σ_a , $\nu\Sigma_f$ e Σ_s . Se desejar obter valor do fluxo absoluto deve-se indicar nessa seção a energia liberada por fissão (γ) multiplicada por seção de choque de fissão (Σ_f).

Seção 024

O valor do "buckling" axial é indicada nessa seção. Ele é obtido através de cálculo em tres dimensões, mas pode também ser estimado através de cálculo usando a expressão abaixo:

$$B_z^2 = \left(\frac{\pi}{H + \gamma + 2\alpha} \right)^2 \text{ cm}^{-2}$$

onde

γ = "reflector saving", H = altura ativa do núcleo e
 α = distância extrapolada.

O valor de "buckling" axial de $1,6223E-3 \text{ cm}^{-2}$ foi determinado a partir de cálculo em tres dimensões do reator proposto no exemplo. Por outro lado, se o núcleo do reator se apresentar grande heterogeneidade na sua composição é conveniente que se considere "buckling" axial por zona.

RESULTADOS

O excesso de reatividade encontrado ($\Delta k/k$) foi de 0,0953 ou 9530 pcm para o reator limpo, a frio, sem barras absorvedoras. Nas figuras 5 e 6 encontram as distribuições espaciais do fluxo pontual de neutrons referentes ao grupo 1 ($821 \text{ KeV} < E < 10 \text{ MeV}$) e ao grupo 4 (grupo térmico, $E < 0,625 \text{ eV}$) nas posições indicadas nas figuras.

Os picos de fluxo de neutrons térmicos observados na figura 6 são devido a presença de água nessas regiões (reservadas para irradiar amostras experimentais). As distribuições apresentadas nas figuras 5 e 6 correspondem ao caso sem perturbação, isto é, sem presença de amostras experimentais. A presença de amostras alterará essas distribuições. A distribuição da densidade de potência média normalizada no núcleo é dado na figura 7.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

BARHEN et alii, "The HAMMER CODE SYSTEM - TECHNION - ISRAEL INSTITUTE OF TECHNOLOGY", EPRI - NP-565, 1978.

"LEOPARD-LEO4" - University of Michigan, March 1980 (Relatório interno não publicado).

"AMPX-II" - Modular Code System for Generation Coupled Multigroup Neutron-Gamma-Ray Cross Section Libraries from Data in ENDF Format - Radiation Shielding Information Center, ORNC, PSR-63, 1981.

FOWLER, T.B.; VONDY, D.R.; CUNNINGHAM, G.M., "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION". ORNL-TM-2496, Rev. 2, 1971.

"University of Michigan Nuclear Engineering Reactor Design Code 2-D Diffusion with Macroscopic Depletion 2DB-UM". University of Michigan, September 1986 (Relatório interno não publicado).

TABELA 1 - Dados de Entrada - CITATION

** LEU - BIDIMENSIONAL (X,Y,Z) - R2 FROM TRIDIMENSIONAL															00410000	
CURSO DA AGENCIA - S/BARRAS- C/PLACA SUPORTE DISCRETIZADA															00420003	
001	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	00430000
	1	0	0	1	0	0	0	0	1	1	0	1	0	1	1	00440000
																00450000
																00460000
																00470000
003	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	00480000
	0.0001														1	00490000
																00500000
																00510000
																00520000
004	6	30.000	0	7.709	3	3.355	3	3.055	1	0.725	5	6.260				00530000
	1	0.725	1	0.725	5	6.260	1	0.725	1	0.725	5	6.260				00540000
	1	0.725	1	0.725	5	6.260	1	0.725	1	0.725	5	6.260				00540010
	1	0.725	6	7.705	6	30.000										00540100
	6	30.000	0	3.100	6	3.100	6	8.100	0	8.100	0	8.100				00550000
	1	1.402	4	5.296	1	1.402	0	8.100	1	1.402	4	5.296				00560000
	1	1.402	6	8.100	6	8.100	6	30.000								00570000
005	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	00610000
	1	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	01160003
	1	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	01170000
	1	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	01180000
	1	3	5	5	3	3	3	3	3	3	3	7	7	7	3	01190002
	1	3	3	3	36	11	36	36	12	36	36	13	36	14	36	01220002
	1	3	3	3	36	16	36	36	10	36	36	18	36	10	36	01230002
	1	3	3	3	36	16	36	36	17	36	36	18	36	19	36	01240002
	1	3	3	3	36	16	36	36	10	36	36	18	36	10	36	01250002
	1	3	3	3	36	21	36	36	22	36	36	22	36	24	36	01260002
	1	3	3	3	36	26	36	36	10	36	36	28	36	10	36	01270002
	1	3	3	3	36	26	36	36	27	36	36	28	36	29	36	01280002
	1	3	3	3	36	26	36	36	10	36	36	28	36	36	30	01290002
	1	3	3	3	36	31	36	36	22	36	36	22	36	34	36	01300002
	1	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	01310000
	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	01320000
	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	01330000
008	4	1	0													02580100
	1			1	1.85131E+00	4.22795E-04	0.0			0.0						02580200
	0.0			1	1.08760E-01	C.C	0.0			0.0						02580300
	0.0			1	2.105037E+00	5.78053E-06	0.0			0.0						02580400
	0.0			1	0.0	1.46133E-01	0.0			0.0						02580420
	0.0			1	5.79321E-01	9.95640E-04	0.0			0.0						02580430
	0.0			1	0.0	0.0	1.44060E-01			0.0						02580440
	0.0			1	1.46942E-01	1.83496E-02	0.0			0.0						02580500
	0.0			2	0.0	C.C	0.0			0.0						02580600
	0.0			2	1.95086E+00	4.08345E-04	0.0			0.0						02580700
	0.0			2	9.55456E-02	0.0	0.0			0.0						02580800
	0.0			2	1.08738E+00	3.62462E-05	0.0			0.0						02580810
	0.0			2	0.0	1.24112E-01	0.0			0.0						02580820
	0.0			2	3.661300E-01	5.43220E-04	0.0			0.0						02580830
	0.0			2	0.0	0.0	1.21742E-01			0.0						02580840
	0.0			2	4.172760E-01	1.77072E-02	0.0			0.0						02580900
	0.0			3	0.0	0.0	0.0			0.0						02581000
	0.0			3	2.13868E+00	1.01591E-04	0.0			0.0						02581100
	0.0			3	2.35697E-02	0.0	0.0			0.0						02581200
	0.0			3	1.13933E+00	3.03787E-05	0.0			0.0						02581210
	0.0			3	0.0	1.03377E-02	0.0			0.0						02581220
	0.0			3	1.01580E+00	1.04843E-04	0.0			0.0						02581230
	0.0			3	0.0	0.0	5.57146E-03			0.0						02581240

TABELA 1 (cont.) - Dados de Entrada - CITATION

31	4	2.49852E-01	8.43545E-02	1.44145E-01	0.0	1.90706E-12
0.0		0.0	0.0	0.0		
32	1	2.06370E+00	8.66300E-04	1.19661E-03	0.0	1.41180E-14
0.0		7.91411E-02	0.0	0.0		
32	2	1.14713E+00	5.37395E-04	6.25807E-04	0.0	8.19139E-15
0.0		0.0	9.56506E-02	0.0		
32	3	7.84002E-01	1.23660E-02	9.93875E-03	0.0	1.31476E-13
0.0		0.0	0.0	8.78952E-02		
32	4	2.49852E-01	8.43545E-02	1.44145E-01	0.0	1.90706E-12
0.0		0.0	0.0	0.0		
33	1	2.06370E+00	8.66300E-04	1.19661E-03	0.0	1.41180E-14
0.0		7.91411E-02	0.0	0.0		
33	2	1.14713E+00	5.37395E-04	6.25807E-04	0.0	8.19139E-15
0.0		0.0	9.56506E-02	0.0		
33	3	7.84002E-01	1.23660E-02	9.93875E-03	0.0	1.31476E-13
0.0		0.0	0.0	8.78952E-02		
33	4	2.49852E-01	8.43545E-02	1.44145E-01	0.0	1.90706E-12
0.0		0.0	0.0	0.0		
34	1	2.06370E+00	8.66300E-04	1.19661E-03	0.0	1.41180E-14
0.0		7.91411E-02	0.0	0.0		
34	2	1.14713E+00	5.37395E-04	6.25807E-04	0.0	8.19139E-15
0.0		0.0	9.56506E-02	0.0		
34	3	7.84002E-01	1.23660E-02	9.93875E-03	0.0	1.31476E-13
0.0		0.0	0.0	8.78952E-02		
34	4	2.49852E-01	8.43545E-02	1.44145E-01	0.0	1.90706E-12
0.0		0.0	0.0	0.0		
35	1	2.06370E+00	8.66300E-04	1.19661E-03	0.0	1.41180E-14
0.0		7.91411E-02	0.0	0.0		
35	2	1.14713E+00	5.37395E-04	6.25807E-04	0.0	8.19139E-15
0.0		0.0	9.56506E-02	0.0		
35	3	7.84002E-01	1.23660E-02	9.93875E-03	0.0	1.31476E-13
0.0		0.0	0.0	8.78952E-02		
35	4	2.49852E-01	8.43545E-02	1.44145E-01	0.0	1.90706E-12
0.0		0.0	0.0	0.0		
36	1	2.23238E+00	3.03123E-04	0.0	0.0	
0.0		4.51762E-02	0.0	0.0		
36	2	1.31057E+00	1.27366E-03	0.0	0.0	
0.0		0.0	4.07024E-02	0.0		
36	3	1.47176E+00	6.85973E-04	0.0	0.0	
0.0		0.0	0.0	3.55944E-02		
36	4	4.97996E-01	1.30985E-02	0.0	0.0	
0.0		0.0	0.0	0.0		

0.7432 0.2566 0.0002 0.0

024

11.6198E-3

999

/*

//

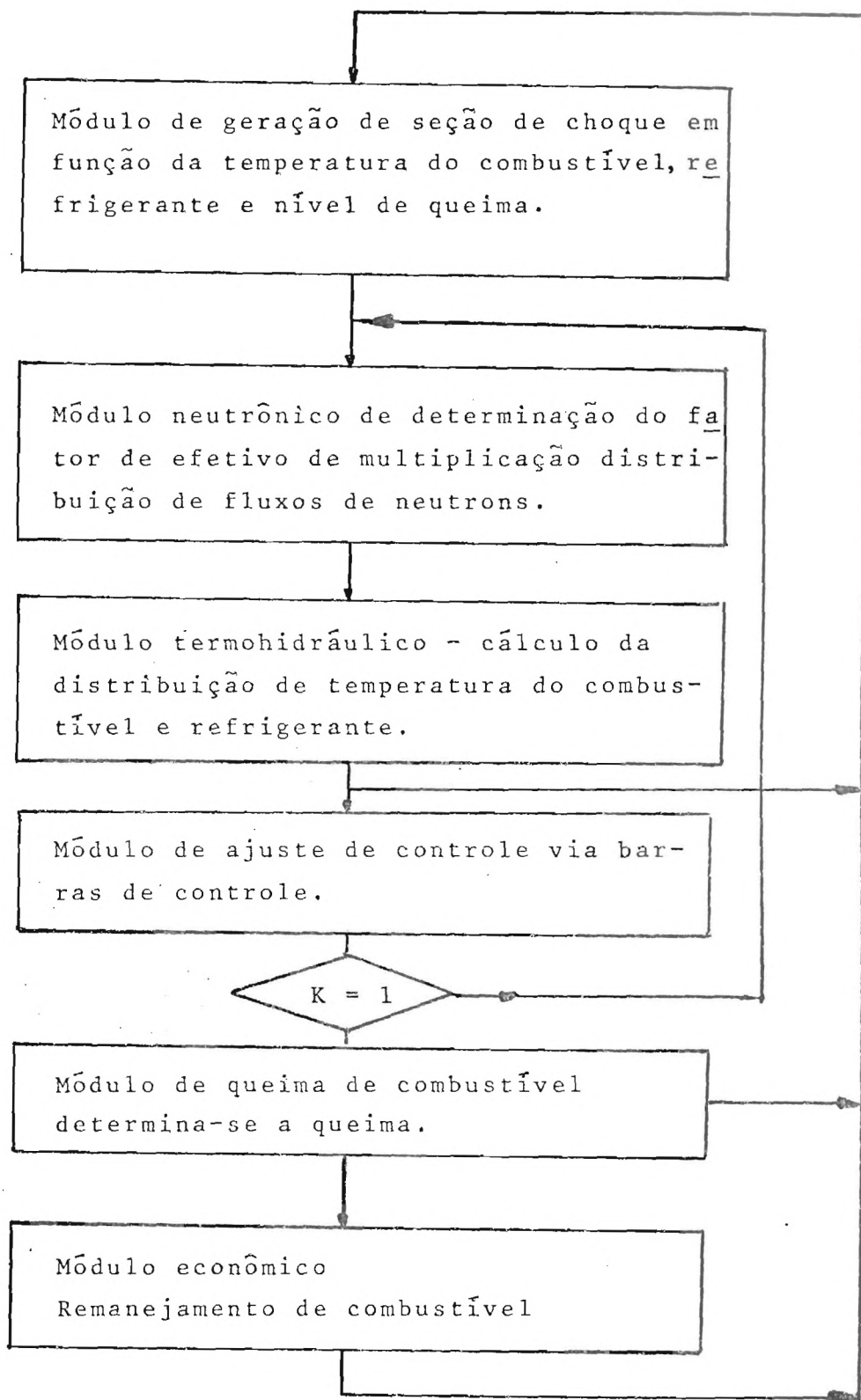


Figura 1 - Diagrama de blocos mostrando o encadeamento dos vários módulos de cálculo de reatores nucleares.

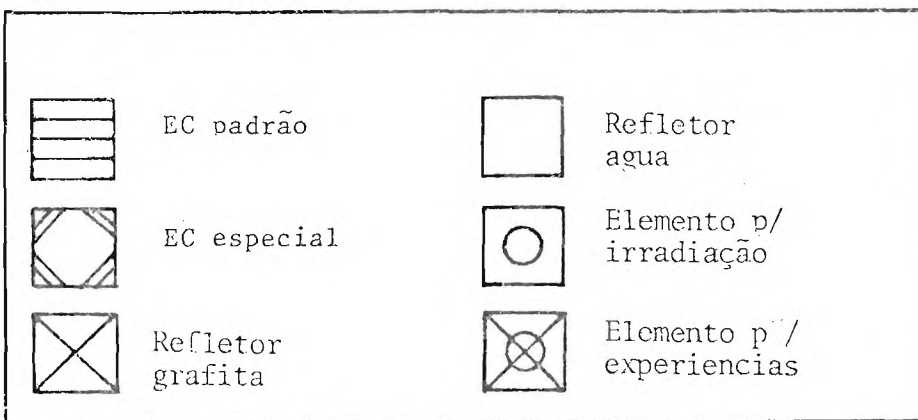
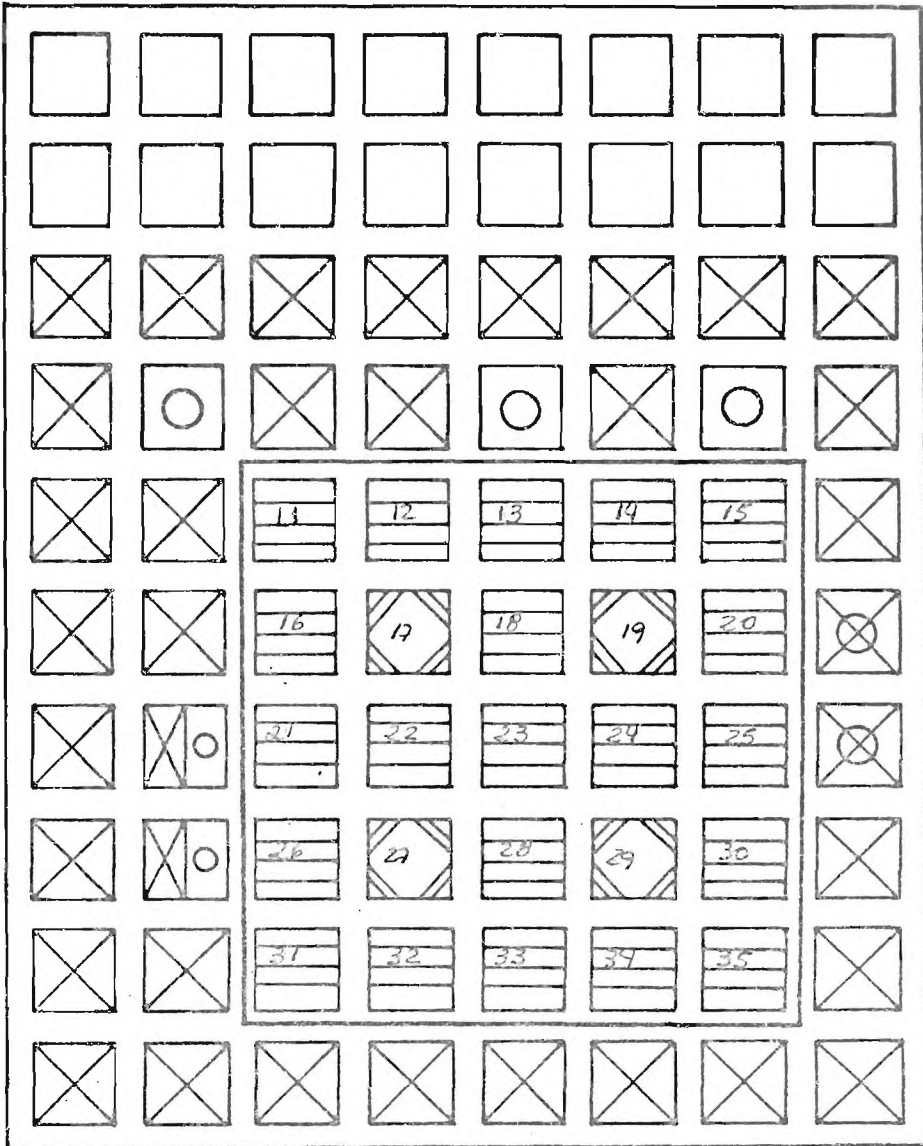
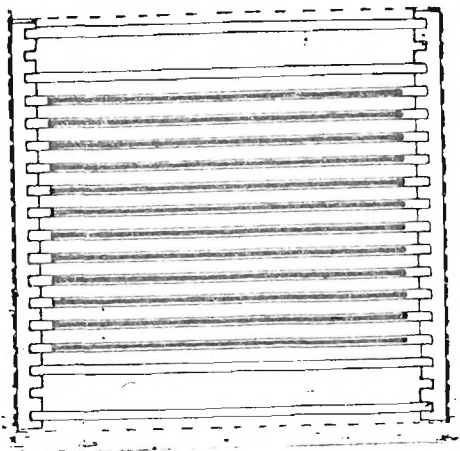
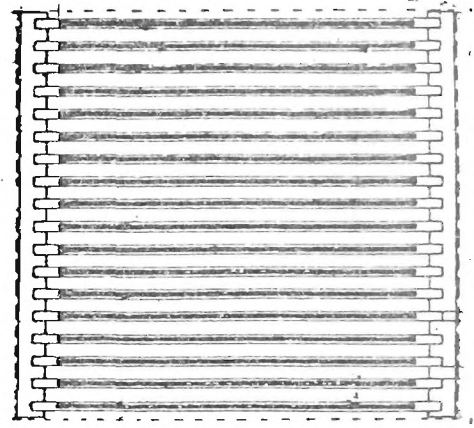


FIG. 2- Configuração do reator, indicando as posições das zonas

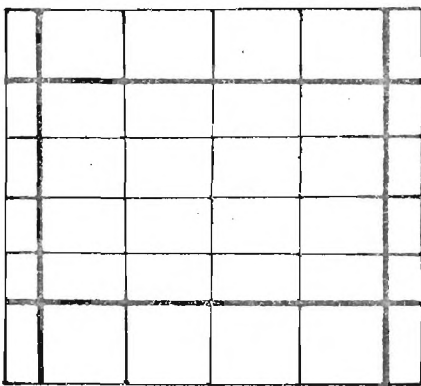


a)- Elemento Especial
(controle/segurança)

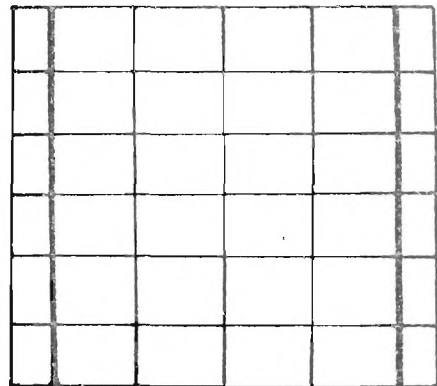


b) Elemento Combustível
Padrão

FIG. 3 - Visão detalhada dos elementos de combustível especial (a) e padrão (b)



a) Elemento Especial
(controle/segurança)



b) Elemento Combustível
Padrão

FIG. 4 - Descrição da malhagem (6 x 6) considerada para EC

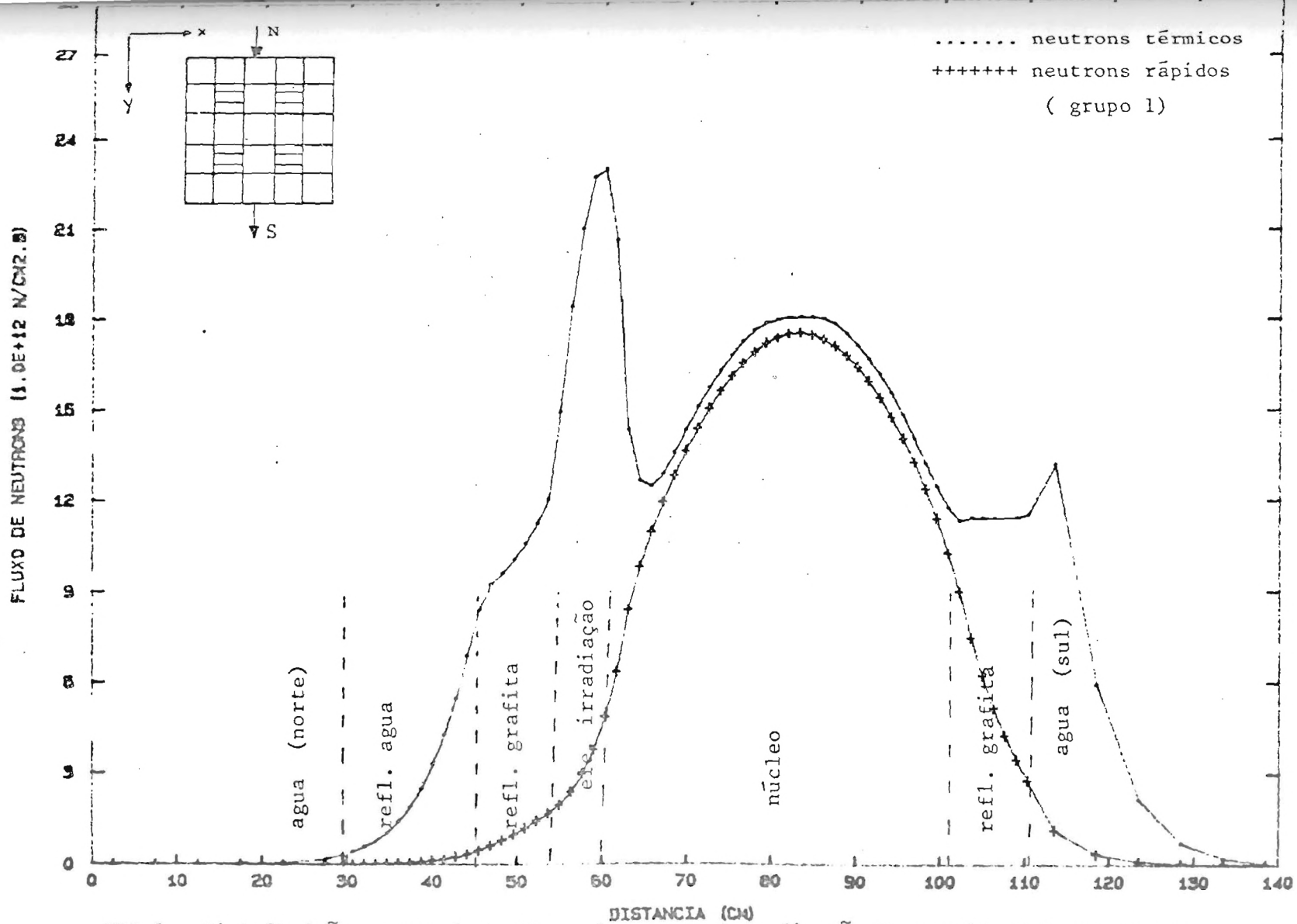


FIG 5 - Distribuiç̄ao pontual de fluxo de neutrons na direç̄ao Y, sentido N-S, no centro do n̄ucleo.

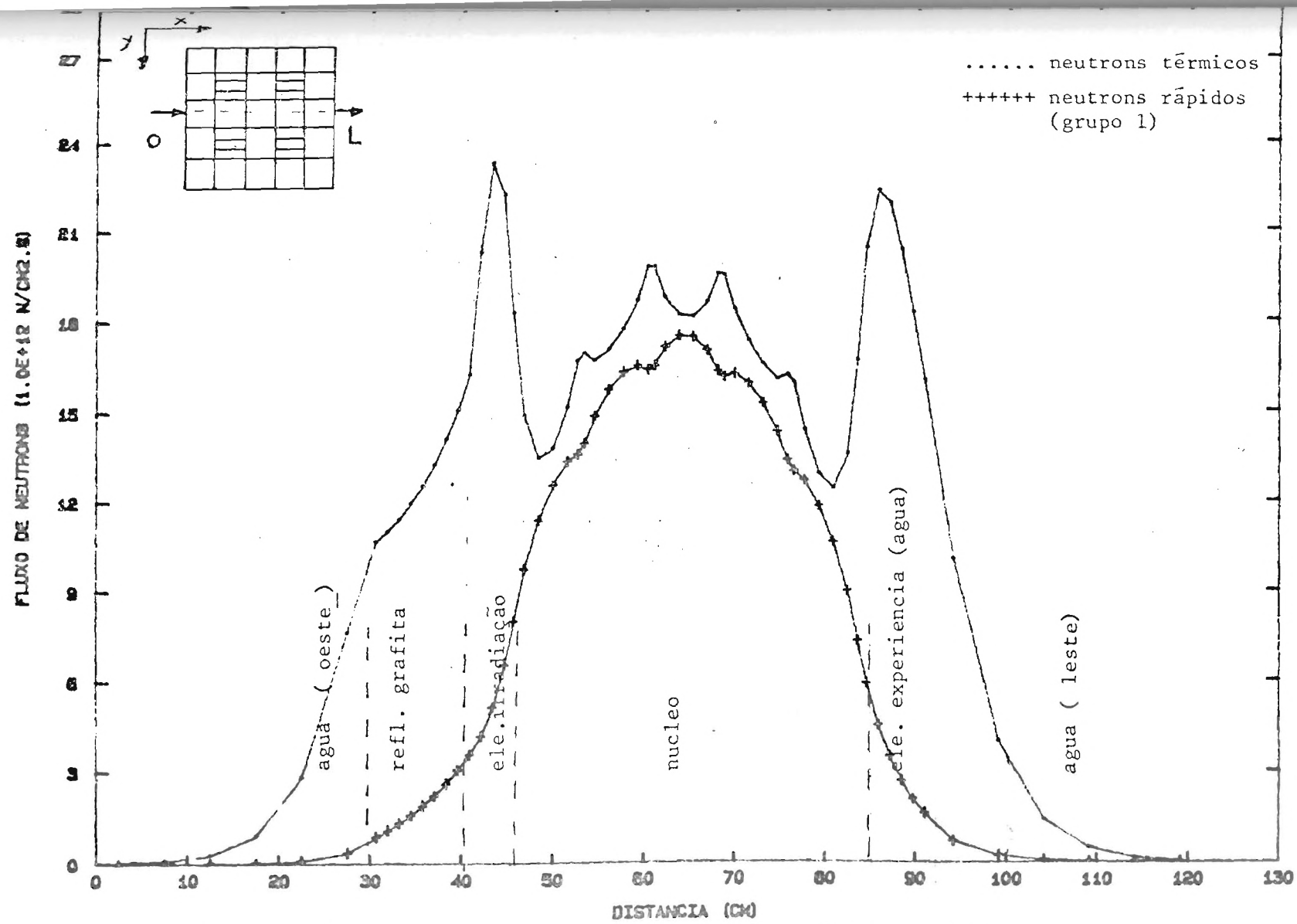


FIG. 6 - Distribuição pontual de fluxo de neutrons na direção X, sentido 0-L, no centro do núcleo.

