

DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA NUCLEAR
DIVISÃO DE ANÁLISE E CÁLCULO

CONTRIBUIÇÃO PARA O DESENVOLVIMENTO DE UM
PROGRAMA DE CÁLCULO TRIDIMENSIONAL DA
DISTRIBUIÇÃO MACROSCÓPICA DA POTÊNCIA
PARA REATORES A ÁGUA LEVE

Eustáquio G. Carvalho

NUCLEBRÁS/IPR 387

MARÇO 1977

EMPRESAS NUCLEARES BRASILEIRAS S/A — NUCLEBRÁS
DIRETORIA DE PESQUISA E DESENVOLVIMENTO
INSTITUTO DE PESQUISAS RADIOATIVAS
DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA NUCLEAR
DIVISÃO DE ANÁLISE E CÁLCULO

CONTRIBUIÇÃO PARA O DESENVOLVIMENTO DE UM PROGRAMA DE CÁLCULO
TRIDIMENSIONAL DA DISTRIBUIÇÃO MACROSCÓPICA DA POTÊNCIA
PARA REATORES A ÁGUA LEVE

Eustáquio G. Carvalho

PUBLICAÇÃO NUCLEBRÁS/IPR 387

Belo Horizonte
Março 1977

Este trabalho foi apresentado como Tese de Mestrado ao Curso de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da Universidade Federal de Minas Gerais, em 27 de Fevereiro, e aprovado em 16 de Novembro de 1976.

Curso de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares
Universidade Federal de Minas Gerais

CONTRIBUIÇÃO PARA O DESENVOLVIMENTO DE UM PROGRAMA DE
CÁLCULO TRIDIMENSIONAL DA DISTRIBUIÇÃO MACROSCÓPICA
DA POTÊNCIA PARA REATORES A ÁGUA LEVE

Eustáquio G. Carvalho

ORIENTADOR: Ricardo Brant Pinheiro

Tese apresentada ao Corpo Docente do Curso de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da UFMG, como parte dos requisitos necessários para obtenção do grau de Mestre em Ciências (M. Sc.)

Instituto de Pesquisas Radioativas
Belo Horizonte - Brasil
Fevereiro - 1976

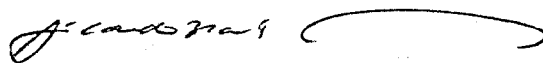
Tese aprovada em 16 de novembro de 1976



Prof. Milton Vieira Campos
Coordenador



Prof. Leonardo Márcio Vilela Ribeiro
Examinador



Prof. Ricardo Brant Pinheiro
Orientador



Prof. Pompílio Furtado Filho
Examinador

Este trabalho foi realizado nas instalações do Instituto de Pesquisas Radioativas e constitui uma tarefa do programa de atividades do Grupo de Análise de Reatores a Água - NUCLEBRÁS.

A Maria das Graças.

A meus pais.

AGRADECIMENTOS

Dr. Ricardo Brant Pinheiro, Chefe do Projeto Análise de Reatores a Água

Dr. Fernando A.N. Carneiro, Chefe do Grupo de Análise de Reatores a Água

Colegas do Grupo de Análise de Reatores a Água

Pessoal do Serviço de Computação

Pessoal do Serviço de Documentação Técnica

Instituto de Pesquisas Radioativas

Comissão Nacional de Energia Nuclear

Empresas Nucleares Brasileiras S.A.

Centro de Computação da Universidade Federal de Minas Gerais

Pessoal da Seção de Desenho

Neide Terezinha Pereira, Datilógrafa

Augusto César Grossi, Impressão

RESUMO

Este trabalho apresenta uma contribuição para o desenvolvimento do programa LEIWAR de cálculo tridimensional, para distribuição macroscópica da potência em reatores a água leve, fundamentado em um modelo neutrônico a 1 1/2 grupos de energia. As realimentações termo-hidráulica, xenônio e Doppler são consideradas no programa.

No texto, estão presentes as equações fundamentais dos modelos de cálculos, organograma, fluxograma do processo iterativo e descrições das funções das sub-rotinas principais.

Foi executado o cálculo do primeiro ciclo do reator KWO (OBRIGHEIM), obtendo-se resultados satisfatórios referentes às distribuições de potência e "burnup" no fim deste ciclo.

ABSTRACT

This work shows a contribution to development of the three-dimensional calculation program LEIWAR for macroscopic power distribution in light water reactors, based on 1 1/2 energy group neutronic model.

The fundamental equations of the calculational models, organization chart, iterative process flow chart and descriptions of main subroutines functions are presented in the text.

The first cycle calculation of KWO (OBRIGHEIM) reactor was done. The results concerning the power and burnup distributions obtained in the end of this cycle were satisfactory.

ÍNDICE

	Pág.
AGRADECIMENTOS	i
RESUMO	ii
ABSTRACT	iii
CAPÍTULO I CONSIDERAÇÕES GERAIS	1
1.1 Objetivo do Trabalho	1
1.2 Necessidade de Cálculo Tridimensional	1
1.3 Modelos de Cálculos	2
1.3.1 Modelo de Cálculo Neutrônico	3
1.3.2 Modelo de Cálculo Termo-hidráulico	4
1.4 Opções do Programa	4
1.5 Organização do Programa	4
1.6 Comparação com Métodos Similares ou Alternativos	5
CAPÍTULO II MODELO DE CÁLCULO NEUTRÔNICO	6
2.1 Introdução	6
2.2 Equações do Modelo de Cálculo	7
CAPÍTULO III MODELO DE CÁLCULO TERMO-HIDRÁULICO	15
3.1 Introdução	15
3.2 Equações do Modelo Termo-hidráulico	16
3.2.1 Cálculo da Entalpia, do Título de Vapor e da Fração de Vazio	17
3.2.2 Cálculo da Densidade do Refrigerante	20
3.2.3 Cálculo das Perdas de Pressão	20
3.2.4 Cálculo das Vazões de Massa nos Canais	23

3.2.4.1	Modelo Matemático	23
3.2.4.2	Método Numérico	25
CAPÍTULO IV ORGANIZAÇÃO DO PROGRAMA		26
4.1	Introdução	26
4.2	Geometria	26
4.3	Bibliotecas	27
4.3.1	Região de Combustível	27
4.3.2	Região de Refletor	27
4.4	Organograma e Fluxograma	28
4.5	Sub-rotinas Principais	29
	Tabelas	30
	Figuras	32
CAPÍTULO V CÁLCULO DO 1º CICLO DO REATOR KWO (OBRIGHEIM)		34
5.1	Introdução	34
5.2	Dados Gerais do 1º Núcleo do Reator KWO	34
5.3	Método de Cálculo	35
5.3.1	Geração da Biblioteca para LEIWAR	35
5.3.2	Cálculo do Núcleo	35
5.4	Escolha da Malhagem	35
5.5	Ajuste das Condições de Contorno	36
5.6	Resultados para 907,5 MW	36
5.6.1	Comparação dos Resultados dos Programas LEIWAR e ELO	36
5.6.2	Comparação com Resultados Experimentais e de Cálculos da KWU	38
5.6.3	Comparação dos Resultados do Programa LEIWAR para 6 e 12 Caixas Axiais por Elemento Combustível	38
5.6.4	Comparação dos Resultados do Programa LEIWAR para 6 Caixas Axiais por	

	Elemento Combustível com Resultados Experimentais e de Cálculos da KWU	39
5.7	Esforço Computacional	39
5.8	Conclusões	40
	Tabelas	42
	Figuras	52
	COMPLEMENTAÇÃO DOS TESTES DO PROGRAMA	77
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	78

CAPITULO I

CONSIDERAÇÕES GERAIS

1.1 Objetivo do Trabalho

Este trabalho tem como objetivo apresentar uma contribuição para o desenvolvimento do programa tridimensional LEIWAR (Leichtwasser-Reaktoren) com realimentação termo-hidráulica para o cálculo da distribuição macroscópica da potência e de "burnup" em reatores a água leve. O programa foi elaborado na GKSS (Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt), RFA, tendo sido baseado em um modelo a 1 1/2 grupos de energia, devido a G. LOCKE [1].

A versão do programa que se dispunha no IPR, achava-se bastante fragmentada e sem informações suficientes para seu funcionamento.

O trabalho consistiu em várias atividades, tais como:

- 1) Estudo dos modelos de cálculos.
- 2) Entendimento dos subprogramas.
- 3) Associação lógica dos subprogramas.
- 4) Depuração de erros de programação e lógica.
- 5) Alterações de subprogramas.
- 6) Implantação e teste do programa.
- 7) Descrição dos dados de entrada.
- 8) Cálculo do primeiro ciclo do reator KW0
(OBRIGHEIM)

1.2 Necessidade de Cálculo Tridimensional

Devido à assimetria axial da distribuição de potência causada pela presença de barras de controle, barras de veneno queimável, efeito da temperatura do moderador (realimentação termo-hidráulica) e à não uniformidade axial das características dos elementos combustíveis, por exemplo, causada pelas grades espaçadoras, torna-se necessário o cálculo do núcleo a três dimensões. Além disso, o cálculo tridimensional é neces-

sário quando o conhecimento das distribuições axiais de potência e "burnup" tornam-se imprescindíveis, bem como a representação independente de cada banco de controle.

Cálculos a uma dimensão na direção axial podem resolver poucos dos problemas mencionados, pois exigem simplificações que conduzem ao afastamento da realidade. Um dos grandes problemas que surgem nesta alternativa é a não possibilidade de representação isolada de cada elemento combustível.

Com programas de cálculo a duas dimensões em geometria X-Y, nem todas as características acima podem ser representadas, pois é necessário que o núcleo tenha simetria axial. Parte desses problemas podem ser contornados, fazendo-se o cálculo a duas dimensões em geometria R-Z, principalmente quando o núcleo apresenta simetria cilíndrica. No entanto, em recentes núcleos de reatores PWR, os elementos combustíveis são distribuídos na forma de "tabuleiro de xadrez", o que torna os resultados de cálculos em R-Z não representativos da realidade.

Um outro problema que o cálculo em R-Z não consegue descrever, é a possibilidade de haver, dentro de uma mesma coroa circular, elementos combustíveis com composições isotópicas diferentes, devidas a enriquecimentos diferentes, presença de barras de controle com diferentes profundidades de inserção, barras de veneno queimável. Além disso, os elementos combustíveis dentro de uma mesma coroa circular perdem totalmente sua identidade.

Um outro fator de grande importância é que não é possível representar independentemente cada banco de controle, quando existem barras de dois ou mais bancos de controle dentro de uma mesma coroa.

1.3 Modelos de Cálculos

1.3.1 Modelo de Cálculo Neutrônico

Para os cálculos das distribuições espaciais da potência, de "burnup", das concentrações de Xe-135 e I-135, bem como da concentração crítica de boro solúvel ou das posições críticas dos bancos de controle, levando-se em consideração os efeitos locais : xenônio e Doppler, desenvolveu-se o programa tridimensional LEIWAR (Leichtwasser-Reaktoren).

O Programa LEIWAR utiliza um modelo de cálculo neutrônico desenvolvido por G.Locke [1], "modelo denominado a 1 1/2 grupos de energia". Este modelo baseia-se em uma aproximação da teoria da difusão a 3 grupos de energia (2 rápidos + 1 térmico). O tratamento energético a 3 grupos de energia é reduzido por considerações neutrônicas a 2 grupos : 1 rápido + 1 térmico. A partir das equações de difusão a 2 grupos, com base em certas propriedades válidas para reatores a água leve, reduz-se o sistema a uma equação diferencial para o fluxo rápido (fluxo rápido do modelo a 1 1/2 grupos de energia), sendo que o fluxo térmico é determinado por uma relação entre os fluxos rápido e térmico. A relação é válida no interior do núcleo, para regiões afastadas dos refletores. Correções para regiões próximas a refletores devem ser introduzidas.

A partir da equação diferencial do fluxo rápido, obtêm-se uma equação integral para a taxa de produção de nêutrons (nêutrons de fissões) que é proporcional à densidade de potência. A equação integral é discretizada, dividindo-se o núcleo em paralelepípedos retângulos iguais (caixas) e de grandes dimensões.

O efeito combinado : redução do tratamento energético e uso de caixas de grandes dimensões não só permite a redução da memória em computador, como também, do tempo de processamento.

As equações fundamentais do modelo são discutidas no Capítulo II.

1.3.2 Modelo de Cálculo Termo-hidráulico

Os cálculos termo-hidráulicos determinam, nos canais de refrigeração as evoluções de:

- 1) Entalpia .
- 2) Título de vapor .
- 3) Fração de vazio .
- 4) Densidade do refrigerante .
- 5) Perda de pressão.
- 6) Vazão de massa .

No modelo usado, admite-se que não há troca de massa e entalpia entre canais, ou seja, os canais são considerados isolados. O modelo é denominado " modelo de canais fechados".

As equações do modelo são descritas no Capítulo III.

1.4 Opções do Programa

- 1) Representação independente de cada banco de controle.
- 2) Alteração em qualquer "time-step" da potência do reator (seguimento de carga).
- 3) Atuação em qualquer "time-step" nos meios de controle (barras absorvedoras e/ou concentração de boro solúvel).

1.5 Organização do Programa

O Capítulo IV aborda a organização do programa. Nele são incluídos os itens abaixo mencionados.

- 1) Geometria (malhagem e dimensões).
- 2) Bibliotecas (parâmetros associados aos materiais combustíveis e refletores).

3) Organograma e fluxograma (descrição das funções das principais sub-rotinas e fluxograma esquemático do processo iterativo para os cálculos).

1.6 Comparação com Métodos Similares ou Alternativos

Dentre os simuladores tridimensionais de reatores a água leve (FLARE, TRILUX, PRESTO e NUSIM-3), citados na bibliografia consultada [2,3,4,5], o único disponível no momento no IPR é o Código FLARE.

A versão do Código FLARE existente no IPR é para reatores BWR.

Em virtude da insuficiência de dados e resultados referentes a um reator BWR, não foi possível fazer a comparação LEIWAR-FLARE.

Resolveu-se efetuar os cálculos neutrônicos do primeiro ciclo de um reator PWR, reator KWO (OBRIGHEIM) da Kraftwerk Union com os Programas LEIWAR, e ELO em geometria X-Y, e fazer as comparações dos resultados : código x código ; código x resultados experimentais e de cálculo da Kraftwerk Union.

ELO [6] é um programa de difusão bidimensional (geometrias X-Y ou R-Z) a dois grupos de energia, baseado no Programa EREBUS [7] que utiliza o tratamento convencional de discretização por diferenças finitas. Para evolução, ELO utiliza seções de choque macroscópicas em função do "burnup".

Os resultados dos cálculos: distribuições de potência e "burnup", variação da concentração crítica de boro com o "burnup" médio do núcleo no primeiro ciclo, bem como as respectivas comparações encontram-se no Capítulo V. Nos cálculos, não foram levadas em consideração as realimentações termo-hidráulica, xenônio e Doppler.

CAPÍTULO II

MODELO DE CÁLCULO NEUTRÔNICO

2.1 Introdução

O modelo de cálculo neutrônico usado no Programa LEIWAR é baseado em uma aproximação da teoria da difusão "modelo denominado a 1 1/2 grupos de energia", desenvolvido por G.Locke [1].

No modelo, admite-se que os fluxos rápido e térmico são proporcionais em cada região de combustível, exceto nas regiões próximas a refletores e que se use somente o fluxo rápido para cálculo do fator de multiplicação efetivo e da distribuição da taxa de fonte de nêutrons (produção de nêutrons de fissões/cm³.s).

Mostra-se que a distribuição da taxa de fonte é proporcional à distribuição da densidade de potência para regiões do núcleo afastadas dos refletores (região assintótica). Para regiões adjacentes (*) a refletores, considera-se um fator para correção da densidade de potência.

O modelo a 1 1/2 grupos, foi obtido, partindo-se de um esquema de difusão a três grupos de energia (2 rápidos + 1 térmico), fazendo-se uso de propriedades válidas para reatores a água leve.

Demonstra-se que, para o cálculo adequado da distribuição macroscópica dos fluxos em reatores a água leve, o número de grupos rápidos pode ser reduzido a um.

As duas equações restantes (equações do grupo rápido condensado e do grupo térmico), são desacopladas, possibilitando assim o cálculo independente do fluxo rápido e do au-

(*) O termo adjacente é usado para indicar regiões que têm faces comuns.

to-valor (k_{eff}), sendo que o fluxo térmico $\bar{\phi}$ é determinado a partir do fluxo rápido.

O modelo desenvolvido por G.Locke denomina-se "modelo a 1 1/2 grupos de energia", porque o grupo térmico, embora explicitamente considerado, não entra no cálculo do auto-valor.

Para efeito de discretização, o núcleo do reator é dividido em paralelepípedos retângulos iguais (caixas), homogêneos na composição, ou seja, os coeficientes da equação do modelo (equação do fluxo rápido) são constantes em cada caixa.

2.2 Equações do Modelo de Cálculo

Para obtenção do modelo a 1 1/2 grupos de energia, G.Locke partiu de um esquema de difusão a 3 grupos de energia (2 rápidos + 1 térmico).

As equações para os fluxos rápidos são:

$$(\nabla \cdot D_1 \nabla - \Sigma_1) \phi_1 + \nu_2 \epsilon \Sigma_f \phi_2 + \epsilon S = 0 \quad (2.1)$$

$$(\nabla \cdot D_2 \nabla - \Sigma_2) \phi_2 + p_1 \Sigma_1 \phi_1 = 0 \quad (2.2)$$

D - coeficiente de difusão;

Σ - seção de choque macroscópica de absorção+remoção;

Σ_f - seção de choque macroscópica de fissão;

p - probabilidade de escape à ressonância;

ν - produção média de nêutrons por fissão;

ϵ - fator de fissão rápida;

S - fonte de nêutrons térmicos;

ϕ - fluxo de nêutrons;

os índices 1 e 2 indicam os grupos 1 e 2, cujos intervalos de energia são respectivamente 5,5 keV-10 MeV e 0,625 eV-5,5 keV.

Usando-se propriedades válidas para reatores de potência a água leve [1], isto é, variação espacial suave das constantes dos dois grupos rápidos, G.Locke demonstrou que, para o cálculo dos fluxos em reatores a água leve, o número de grupos rápidos pode ser reduzido a um, obtendo-se a seguinte equação:

$$D_s \nabla^2 \phi_s - \Sigma_s \phi_s + v_s \epsilon \Sigma_{fs} \phi_s + \epsilon S = 0 \quad (2.3)$$

onde:

$$D_s = \frac{D_1 \Sigma_2 + D_2 \Sigma_1}{\Sigma_1 + \Sigma_2}; \Sigma_s = \frac{\Sigma_1 \cdot \Sigma_2}{\Sigma_1 + \Sigma_2}; \Sigma_{fs} = \frac{p_1 \Sigma_{f2} \Sigma_1}{\Sigma_1 + \Sigma_2} \text{ e } v_s = v_2$$

$$\text{Com } S = v_t \Sigma_{ft} \phi_t$$

v_t - produção média de nêutrons por fissão no grupo térmico;
 Σ_{ft} - seção de choque macroscópica de fissão térmica;
 ϕ_t - fluxo de nêutrons do grupo 3 - grupo térmico - no intervalo de energia 0 eV-0,625 eV;

tem-se o sistema de equações diferenciais para os grupos rápido condensado e térmico :

$$D_s \nabla^2 \phi_s - \Sigma_s \phi_s + v_s \epsilon \Sigma_{fs} \phi_s + v_t \epsilon \Sigma_{ft} \phi_t = 0 \quad (2.4)$$

$$D_t \nabla^2 \phi_t + p \Sigma_s \phi_s - \Sigma_t \phi_t = 0 \quad (2.5)$$

D_t - coeficiente de difusão térmico;

Σ_t - seção de choque macroscópica de absorção térmica;

$p = p_1 \cdot p_2$ - probabilidade global de escape às ressonâncias dos grupos 1 e 2.

Da equação (2.5), obtêm-se:

$$\phi_t = \frac{p\Sigma_s}{\Sigma_t(1-L^2 \frac{\nabla^2 \phi_t}{\phi_t})} \cdot \phi_s \quad (2.5a), \text{ onde: } L^2 = \frac{D_t}{\Sigma_t}$$

(área de difusão). Como em reatores de potência a água leve, o termo $L^2 \frac{\nabla^2 \phi_t}{\phi_t}$ atinge na região assintótica valores no máximo

da ordem de 10^{-2} [1], obtêm-se $\phi_t \approx \frac{p\Sigma_s}{\Sigma_t} \phi_s$ (2.5b), logo as

equações (2.4) e (2.5) podem ser desacopladas, chegando-se finalmente à equação para o fluxo rápido assintótico do modelo a 1 1/2 grupos de energia

$$M^2 \nabla^2 \phi_s + (k^\infty - 1) \phi_s = 0 \quad (2.6)$$

onde:

$$M^2 = \tau + k^\infty_t \cdot L^2 \quad ; \quad k^\infty = k^\infty_t + k^\infty_s$$

com

$$\tau = \frac{D_s}{\Sigma_s} \quad ; \quad k^\infty_t = \frac{v_t \epsilon p \Sigma_{ft}}{\Sigma_t} \quad \text{e} \quad k^\infty_s = \frac{v_s \epsilon \Sigma_{fs}}{\Sigma_s}$$

A equação (2.6) descreve a distribuição assintótica do fluxo rápido do modelo a 1 1/2 grupos, ou seja, a distribuição do fluxo para regiões do núcleo afastadas dos refletores. Devido às hipóteses simplificadoras usadas, são necessárias correções para regiões próximas a refletores.

Resolvendo-se a equação (2.6), usando-se condições de contorno apropriadas (comprimento de extrapolação linear para o fluxo rápido) [1], pode-se determinar o fluxo térmico

pela expressão :

$$\phi_t \approx \frac{p\Sigma_s}{\Sigma_t(1-L^2\nabla^2\phi_s)} \phi_s \quad (2.7)$$

A equação (2.6) pode ser transformada na equação integral

$$\phi_s \approx \frac{1}{4\pi M^2} \int_{\text{em todo espaço}} k^\infty(\vec{r}') \phi_s(\vec{r}') \frac{e^{-\frac{|\vec{r}-\vec{r}'|}{M}}}{|\vec{r}-\vec{r}'|} d\vec{r}' \quad (2.8)$$

Com a introdução da taxa de absorção de nêutrons

$$A(\vec{r}) = \Sigma_t \phi_t + (1-p)\Sigma_s \phi_s \approx \Sigma_s \phi_s \quad (2.9)$$

e da taxa de fonte de nêutrons

$$S(\vec{r}) = \epsilon(v_t \Sigma_{ft} \phi_t + v_s \Sigma_{fs} \phi_s) \approx k^\infty(\vec{r}) \cdot A(\vec{r}) \quad (2.10)$$

obtêm-se a equação integral

$$A(\vec{r}) = \frac{1}{4\pi M^2} \int_{\text{em todo espaço}} S(\vec{r}') \frac{e^{-\frac{|\vec{r}-\vec{r}'|}{M}}}{|\vec{r}-\vec{r}'|} d\vec{r}' \quad (2.11)$$

A equação (2.11) descreve a taxa de absorção de nêutrons no ponto \vec{r} em função da taxa de fonte de nêutrons no ponto \vec{r}' .

A equação (2.11) foi discretizada usando-se as técnicas descritas na referência [1], obtendo-se assim a equação de balanço de nêutrons discretizada:

$$A_i = S_i \omega_{ii} + \sum_{j \neq i} S_j \omega_{ji} \quad (2.12)$$

onde:

$$\omega_{ji} = \frac{M_{ji}}{2h_{ji}} \left(\frac{k_j - k_i}{2k_j} \right) + \frac{M_{ji}^2}{h_{ji}^2} \left(\frac{k_j + k_i}{2k_j} \right) \quad (2.13)$$

$$\omega_{ii} = 1 - \sum_{j \neq i} \omega_{ij} \quad (2.14)$$

$$M_{ji} = M_{ij} = \frac{M_i + M_j}{2} \quad (2.15)$$

$$S_i = k_i A_i \quad (2.16)$$

Os índices i e j que aparecem nas expressões (2.12) a (2.16), referem-se às caixas i e j , cuja distância centro a centro é h_{ji} .

Nas expressões (2.12) e (2.14), j assume valores apenas nas 6 caixas adjacentes a caixa i , pois as dimensões lineares das caixas devem ser bem maiores do que o comprimento de migração (aproximação no processo de discretização). Em virtude dessa aproximação, o acoplamento de nêutrons entre caixas não adjacentes é desprezível.

Os termos k_i e k_j que aparecem na expressão (2.13), são respectivamente os fatores médios de multiplicação infinito de nêutrons das caixas i e j , e $M_{ij} = M_{ji}$ é o comprimento

A equação (2.11) foi discretizada usando-se as técnicas descritas na referência [1], obtendo-se assim a equação de balanço de nêutrons discretizada:

$$A_i = S_i \omega_{ii} + \sum_{j \neq i} S_j \omega_{ji} \quad (2.12)$$

onde:

$$\omega_{ji} = \frac{M_{ji}}{2h_{ji}} \left(\frac{k_j - k_i}{2k_j} \right) + \frac{M_{ji}^2}{h_{ji}^2} \left(\frac{k_j + k_i}{2k_j} \right) \quad (2.13)$$

$$\omega_{ii} = 1 - \sum_{j \neq i} \omega_{ij} \quad (2.14)$$

$$M_{ji} = M_{ij} = \frac{M_i + M_j}{2} \quad (2.15)$$

$$S_i = k_i A_i \quad (2.16)$$

Os índices i e j que aparecem nas expressões (2.12) a (2.16), referem-se às caixas i e j , cuja distância centro a centro é h_{ji} .

Nas expressões (2.12) e (2.14), j assume valores apenas nas 6 caixas adjacentes a caixa i , pois as dimensões lineares das caixas devem ser bem maiores do que o comprimento de migração (aproximação no processo de discretização). Em virtude dessa aproximação, o acoplamento de nêutrons entre caixas não adjacentes é desprezível.

Os termos k_i e k_j que aparecem na expressão (2.13), são respectivamente os fatores médios de multiplicação infinito de nêutrons das caixas i e j , e $M_{ij} = M_{ji}$ é o comprimento

de migração, média aritmética dos comprimentos de migração das caixas i e j .

ω_{ji} é a probabilidade de que um nêutron nascido na caixa j , seja absorvido na caixa i (coeficiente de acoplamento de nêutrons entre as caixas j e i), e ω_{ii} é a probabilidade de que um nêutron nascido na caixa i seja absorvido nela própria.

A equação (2.12) descreve o balanço de nêutrons entre caixas no interior do núcleo, não pertencentes às fronteiras com os refletores.

Sendo $\omega_{i\ell}^{(R)}$ a probabilidade de que um nêutron nascido na caixa i do núcleo adjacente a caixa ℓ de refletor, escape sem retornar ao núcleo, o termo $S_i \cdot \omega_{i\ell}^{(R)}$ representa a fuga líquida de nêutrons da caixa i para a caixa ℓ de refletor. Usando-se as expressões (2.12), (2.14) e (2.16) com k_i dividido por χ (auto-valor), tem-se a expressão geral para o balanço de nêutrons [1]:

$$\chi \cdot S_i = \frac{k_i S_i \left[1 - \sum_{\ell} \delta_{\ell c} \omega_{i\ell} \right] + k_i \sum_j S_j \omega_{ji}}{1 + k_i \sum_{\ell} \delta_{\ell R} \omega_{i\ell}^{(R)}} \quad (2.17)$$

onde $\delta_{\ell c}$ e $\delta_{\ell R}$ são definidos como sendo:

$$\delta_{\ell c} = \begin{cases} 1 & \text{para caixas de combustíveis} \\ 0 & \text{para caixas de refletores} \end{cases}$$

$$\delta_{\ell R} = 1 - \delta_{\ell c} = \begin{cases} 1 & \text{para caixas de refletores} \\ 0 & \text{para caixas de combustíveis} \end{cases}$$

Os somatórios em (2.17) abrangem as 6 caixas adjacentes a caixa i .

ra $\omega_{i\ell}^{(R)}$: G.Locke [1], determinou a seguinte expressão pa

$$\omega_{i\ell}^{(R)} = \frac{M_i}{h_{i\ell}} \cdot \frac{2M_i}{k_i(2\lambda_\ell + h_{i\ell})} \quad (2.18)$$

onde :

λ_ℓ - comprimento de extrapolação linear do fluxo rápido na interface entre as caixas i e ℓ ;

$h_{i\ell}$ - distância centro a centro entre as caixas i e ℓ .

Colocando-se a expressão (2.17) na forma :

$$x \cdot S_i \left[\frac{1}{k_i} + \sum_{\ell} \delta_{\ell R} \cdot \omega_{i\ell}^{(R)} \right] = S_i \left[1 - \sum_{\ell} \delta_{\ell C} \omega_{i\ell} \right] + \sum_j S_j \omega_{ji} \quad (2.19)$$

e, efetuando-se a soma em i para todas as caixas do núcleo, resulta o balanço global de nêutrons:

$$x \cdot \sum_i \left[\frac{S_i}{k_i} + S_i \sum_{\ell} \delta_{\ell R} \cdot \omega_{i\ell}^{(R)} \right] = \sum_i S_i \quad (2.20)$$

onde:

$$\sum_i \frac{S_i}{k_i} = \sum_i A_i - \text{absorção total de nêutrons no núcleo;}$$

$$\sum_i S_i \sum_{\ell} \delta_{\ell R} \cdot \omega_{i\ell}^{(R)} - \text{fuga líquida de nêutrons do núcleo;}$$

$$\sum_i S_i - \text{produção total de nêutrons no núcleo;}$$

logo, da expressão (2.20) tem-se:

$$x = \frac{\text{produção total}}{\text{absorção total} + \text{fuga total}}, \text{ que } \bar{\epsilon} \text{ é o fator de}$$

multiplicação efetivo de nêutrons do núcleo do reator.

Para se estabelecer um processo iterativo para cálculo da distribuição da taxa de fonte de nêutrons e do auto-valor, coloca-se a equação (2.17) na forma matricial $AS = XS$ (2.21). A matriz A tem a dimensão $N \times N$, onde N é o número de caixas de combustível nas quais o núcleo foi dividido.

Demonstra-se [1], que dentre os auto-valores da matriz A , o maior auto-valor é o fator de multiplicação efetivo do núcleo do reator.

A equação de auto-valor (2.21) é resolvida pelo "Método de Potência" [1] (método iterativo), que determina o maior auto-valor da matriz e o auto-vetor correspondente. Simultaneamente ao cálculo de S e x por este último processo, x é também determinado pela expressão (2.20). O processo iterativo converge quando o valor absoluto da diferença entre os auto-valores determinados pelos dois métodos é menor do que um critério de convergência especificado.

Após a solução do problema de auto-valor, a taxa de fonte de nêutrons para caixas de combustível adjacentes a refletores é corrigida pela parcela [1]:

$$\Delta S_i = S_i \cdot \frac{2M_i^2}{h_{i\ell}(2\lambda_\ell + h_{i\ell})} \cdot \beta \quad (2.22)$$

onde β é um fator para ajuste "fino" da taxa de fonte de nêutrons das caixas de combustível adjacentes a refletores.

CAPÍTULO III

MODELO DE CÁLCULO TERMO-HIDRÁULICO

3.1 Introdução

No Programa LEIWAR, os cálculos termo-hidráulicos são efetuados, supondo-se que os canais de refrigeração são isolados, ou seja, não há troca de massa e entalpia entre canais. Dentre os cálculos efetuados, a única grandeza que interessa para a parte neutrônica é a densidade do refrigerante (moderador), pois k_{∞} e M^2 são correlacionados diretamente com ela.

O cálculo da distribuição da densidade do refrigerante ao longo dos canais é efetuado em função das seguintes grandezas:

- 1) vazão de massa total do refrigerante na entrada do núcleo;
- 2) distribuição de potência;
- 3) acréscimo da entalpia e do título de vapor.

A vazão de massa do refrigerante ao longo de cada canal é determinada de modo que a perda de pressão entre entrada e saída seja igual para todos os canais.

A malhagem para os cálculos termo-hidráulicos deve ser coincidente com a adotada para a parte neutrônica.

A densidade do refrigerante em cada caixa é dependente da potência local e vice-versa (realimentação termo-hidráulica), tornando-se necessário um processo iterativo para o cálculo dessas duas grandezas.

O cálculo é iniciado adotando-se uma estimativa arbitraria da distribuição de potência. Com essa distribui

ção de potência, é efetuado o cálculo da distribuição de densidade do refrigerante. Com a distribuição da densidade do refrigerante resultante, são determinados k^∞ e M^2 para cada caixa. Efetua-se então o cálculo da distribuição de potência, e assim por diante (iteração externa). O critério de convergência é a alteração suficientemente pequena da distribuição de potência entre iterações consecutivas.

3.2 Equações do Modelo Termo-hidráulico

Na referência [1] é desenvolvido o modelo usado para cálculo dos canais de refrigeração. Nele se admite que não há troca de massa e entalpia entre canais. É denominado "modelo de canais fechados".

Neste capítulo serão apresentadas apenas as expressões que são realmente usadas no Programa, pois a descrição detalhada do modelo encontra-se na referência indicada.

Um canal genérico de um reator a água leve pode ser dividido em três regiões, sob o ponto de vista do tipo de escoamento.

1) Região sem ebulição (escoamento monofásico)-nesta região não há produção de bolhas de vapor.

2) Região de ebulição sub-resfriada (escoamento bifásico)-nesta região, embora o refrigerante ainda não tenha alcançado em média a entalpia de saturação, há formação de bolhas de vapor na superfície das barras de combustível, pois a temperatura da superfície das barras está suficientemente acima da temperatura de saturação do refrigerante.

3) Região de ebulição franca (escoamento bifásico)-nesta região o refrigerante já atingiu a temperatura de saturação, conseqüentemente há formação de bolhas de vapor, em grande escala, tendo-se, portanto, uma mistura de bolhas de vapor e água.

As expressões usadas nas regiões 2 e 3, para cálculo da densidade do refrigerante, fração de vazio e perda de pressão são completamente idênticas, pois o tipo de escoamento é o mesmo, diferindo somente quanto ao cálculo do título de vapor.

3.2.1 Cálculo da Entalpia, do Título de Vapor e da Fração de Vazio

Sendo G a vazão de massa do refrigerante em um canal genérico, a entalpia na altura Z é calculada pela expressão:

$$i(Z) = i_e + \frac{1}{G} \int_0^Z Q(Z') dz' \quad (3.1)$$

i_e - entalpia do refrigerante na entrada do núcleo;

$Q(Z')$ - densidade linear de potência na altura Z' do canal.

A expressão (3.1) é válida para quaisquer das 3 regiões mencionadas.

Para as regiões onde há ebulição, quer seja sub-resfriada ou franca, é necessário determinar também em que altura do canal começa a formação de bolhas de vapor. Para a região de ebulição sub-resfriada a altura será designada por Z_d e, para a região de ebulição franca por Z^* .

A entalpia de destaque de bolhas na altura Z_d é calculada pela expressão:

$$i_d = i' - \frac{\eta C_p g \rho_w D_h^* Q(Z_d)}{4G} \quad (3.2)$$

i' - entalpia da água saturada;

C_p - calor específico da água à pressão constante;

g - aceleração da gravidade;

ρ_w - densidade da mistura líquido-vapor;

D_h^* - diâmetro aquecido do canal;

n - parâmetro empírico dependente da pressão;

$$n = 14 + 0,1p \text{ (}^\circ\text{C.cm}^3/\text{W.s)} \quad [8] \quad (3.3)$$

p - pressão do refrigerante no núcleo (ata).

Combinando-se as expressões (3.1) e (3.2), obtêm-se a expressão para cálculo de Z_d :

$$G(i' - i_e) = \frac{n C_p g \rho_w D_h^* Q(Z_d)}{4} + \int_0^{Z_d} Q(Z') dZ' \quad (3.4)$$

O título de vapor (fluxo de massa de vapor/fluxo total de massa do refrigerante) nessa região é determinado por:

$$X(Z) = \frac{1}{G.r.(1+\epsilon)} \int_{Z_d}^Z Q(Z') dZ' = \frac{i(Z) - i_d}{r.(1 + \epsilon)} \quad (3.5)$$

r - entalpia de vaporização;

$\epsilon = 1,6$ - parâmetro empírico [8].

A entalpia da mistura líquido-vapor na altura do canal onde começa a ebulição franca é:

$$i^* = i' + \frac{i' - i_d}{\epsilon} = i' + \frac{n C_p g \rho_w D_h^* Q(Z_d)}{4 \cdot \epsilon \cdot G} \quad (3.6)$$

Combinando-se as expressões (3.1) e (3.6), obtêm-se a expressão para determinação de Z^* :

$$G(i' - i_e) + \frac{n C_p g \rho_w D_h^* Q(Z_d)}{4\epsilon} = \int_0^{Z^*} Q(Z') dZ' \quad (3.7)$$

O título de vapor nessa região de ebulição é calculado pela expressão:

$$\begin{aligned}
 X(Z) &= \frac{1}{G \cdot r} \int_{Z^*}^Z Q(Z') dz' + \frac{1}{G \cdot r \cdot (1+\epsilon)} \int_{Z_d}^{Z^*} Q(Z') dz' = \\
 &= \frac{i(Z) - i'}{r}
 \end{aligned} \tag{3.8}$$

e a fração de vazio por :

$$\alpha(Z) = \frac{X(Z) \cdot \frac{\rho'}{\rho''}}{X(Z) \cdot \left[\frac{\rho'}{\rho''} - S \right] + S} \tag{3.9}$$

ρ' - densidade da água saturada;
 ρ'' - densidade do vapor saturado;
 S - razão de deslizamento.

A razão de deslizamento S , relação entre a velocidade do vapor e a velocidade do líquido, é determinada pela correlação [1]:

$$S = 0,8 + 1,05 \cdot Fr^{-0,1453} \cdot \left(\frac{X}{1-X} \cdot \frac{\rho'}{\rho''} \right)^{0,57} \cdot Fr^{-0,0991} \tag{3.10}$$

Fr - número de Froude:

$$Fr = \frac{G^2}{g D_h \gamma_o^2 F^2} \tag{3.11}$$

D_h - diâmetro hidráulico do canal;

γ_0 - peso específico da água na entrada do núcleo;

F - área de escoamento do refrigerante.

A correlação (3.10) fornece valores de $S < 1$ para pequenos valores de X. Neste caso, faz-se $S = 1$.

3.2.2 Cálculo da Densidade do Refrigerante

Na região de escoamento monofásico, a densidade da água é determinada por interpolação linear na entalpia:

$$\rho_w(Z) = \rho' + \frac{\rho_e - \rho'}{i' - i_e} [i' - i(Z)] \quad (3.12)$$

ρ_e - densidade da água na entrada do núcleo.

Na região de escoamento bifásico :

$$\rho_w(Z) = [1 - \alpha(Z)] \cdot \rho' + \alpha(Z) \cdot \rho'' \quad (3.13)$$

3.2.3 Cálculo das Perdas de Pressão

A perdas de pressão a serem determinadas são:

- 1) por atrito;
- 2) por aceleração, devido ao decréscimo da densidade do refrigerante;
- 3) gravitacional;
- 4) por expansão ou contração do refrigerante (contrações).

Na região de escoamento monofásico ($Z \leq Z_d$), as perdas de pressão gravitacional e por aceleração podem ser despre

zadas.

- Perda de pressão por atrito

$$\Delta p_{\tau} = \frac{\lambda_R}{2g \cdot D_h} \cdot \left(\frac{G}{F}\right)^2 \int_0^{Z_d} \frac{dZ'}{\rho_w(Z')} \quad (3.14)$$

λ_R - coeficiente de atrito;

- Perda de pressão por contração ou expansão

$$\Delta p_s = \sum_v \frac{\left(1 - \frac{F}{F_v}\right)^2}{2g} \cdot \left(\frac{G}{F}\right)^2 \cdot \frac{1}{(\rho_w)_v} \quad (3.15)$$

F_v - área reduzida ou ampliada de escoamento do refrigerante na altura Z_v .

Na região de escoamento bifásico ($Z \geq Z_d$), são consideradas as 4 perdas de pressão mencionadas.

- Perda de pressão por atrito

A expressão para cálculo é:

$$\Delta p_{\tau} = \frac{\lambda_R}{2g \cdot D_h} \cdot \left(\frac{G}{F}\right)^2 \cdot \frac{1}{\rho'} \int_{Z_d}^H \left[\frac{1 - X(Z')}{1 - \alpha(Z')} \right]^2 dZ' \quad (3.16)$$

- Perda de pressão por contração ou expansão

$$\Delta p_s = \sum_v \frac{\left(1 - \frac{F}{F_v}\right)^2}{2g\rho'} \cdot \left(\frac{G}{F}\right)^2 \cdot \left[\frac{(1 - X_v)^2}{1 - \alpha_v} + \frac{X_v^2}{\alpha_v} \cdot \frac{\rho'}{\rho''} \right] \quad (3.17)$$

- Perda de pressão por aceleração

$$\Delta p_b = \frac{1}{g\rho'} \cdot \left(\frac{G}{F}\right)^2 \cdot \left[\frac{(1 - X(H))^2}{1 - \alpha(H)} + \frac{X^2(H)}{\alpha(H)} \cdot \frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right] \quad (3.18)$$

$X(H)$ - título de vapor na saída do canal;

$\alpha(H)$ - fração de vazio na saída do canal.

- Perda de pressão gravitacional

$$\begin{aligned} \Delta p_a &= -g \int_{Z_d}^H \left[\rho' - (1 - \alpha(Z')) \cdot \rho' - \alpha(Z') \cdot \rho'' \right] dZ' = \\ &= -g \cdot (\rho' - \rho'') \int_{Z_d}^H \alpha(Z') dZ' \end{aligned} \quad (3.19)$$

Além das perdas de pressão indicadas nas expressões (3.14) a (3.19), deve-se acrescentar a perda de pressão na entrada do núcleo, dada pela expressão:

$$\Delta p_e = \frac{1}{2g\rho_e} \left(\frac{G}{F}\right)^2 \quad (3.20)$$

Logo a expressão final para a perda de pressão global no canal é:

$$\begin{aligned}
 \Delta p = & \frac{\lambda_R}{2gD_h} \cdot \left(\frac{G}{F}\right)^2 \int_0^{Z_d} \frac{dZ'}{\rho_w(Z')} + \sum_v \frac{(1 - \frac{F}{F_v})^2}{2g} \cdot \left(\frac{G}{F}\right)^2 \cdot \frac{1}{(\rho_w)_v} + \\
 & + \frac{\lambda_R}{2gD_h} \left(\frac{G}{F}\right)^2 \cdot \frac{1}{\rho'} \int_{Z_d}^H \left[\frac{1 - X(Z')}{1 - \alpha(Z')} \right]^2 dZ' + \\
 & + \sum_v \frac{(1 - \frac{F}{F_v})^2}{2g\rho'} \cdot \left(\frac{G}{F}\right)^2 \cdot \left[\frac{(1 - X_v)^2}{1 - \alpha_v} + \frac{X_v^2}{\alpha_v} \cdot \frac{\rho'}{\rho''} \right] + \\
 & + \frac{1}{g\rho'} \left(\frac{G}{F}\right)^2 \cdot \left[\frac{(1 - X(H))^2}{1 - \alpha(H)} + \frac{X^2(H)}{\alpha(H)} \cdot \frac{\rho'}{\rho''} - 1 \right] + \\
 & - g \cdot (\rho' - \rho'') \int_{Z_d}^H \alpha(Z') dZ' + \frac{1}{2g\rho_e} \left(\frac{G}{F}\right)^2 \quad (3.21)
 \end{aligned}$$

3.2.4 Cálculo das Vazões de Massa nos Canais

3.2.4.1 Modelo Matemático

Sendo n o número de canais de refrigeração do núcleo, a expressão (3.21) estabelece a relação entre a perda de pressão global no canal i ($i=1,2,\dots,n$) e a vazão de massa correspondente. Usando-se (3.21) pode-se estabelecer um processo para determinação das vazões de massa nos canais.

Sendo G a vazão de massa total do refrigerante na entrada do núcleo, f a fração dessa vazão que passa pelos canais e G_i a vazão de massa no canal i ($i = 1, 2, \dots, n$), tem-se:

$$\sum_{i=1}^n G_i = G^* = f.G \quad f \leq 1 \quad (3.22)$$

Pela análise da expressão para a perda de pressão global nos canais (3.21), pode-se estabelecer a seguinte relação entre a perda de pressão global e a vazão de massa no canal i

$$(\Delta p)_i = \psi_i(G_i) \quad (3.23)$$

"Formalmente", pode-se determinar a inversa de (3.23)

$$G_i = \psi_i^* [(\Delta p)_i] \quad (3.24)$$

Efetuando-se o somatório em i da expressão (3.24)

tem-se:

$$\sum_{i=1}^n G_i = \sum_{i=1}^n \psi_i^* [(\Delta p)_i] = f.G = G^* \quad (3.25)$$

Como os canais têm a mesma perda de pressão global $\Delta p_1 = \Delta p_2 = \dots = \Delta p$, a expressão (3.25) pode ser escrita como segue:

$$G^* = \sum_{i=1}^n \psi_i^* (\Delta p) = \psi^* (\Delta p) \quad (3.26)$$

Resolvendo-se a equação (3.26), a vazão de massa em

cada canal i é determinada pela expressão (3.24).

3.2.4.2 Método Numérico

Na prática, o modelo descrito acima, esbarra em dificuldades, pois a dependência complexa de ψ_i com G_i não permite postular simplesmente a função inversa ψ_i^* (ψ_i além de depender da entalpia, depende de G_i). O que se faz na prática é determinar $(\Delta p)_i$ para um número de valores G_i que se agrupam em torno da vazão média de massa $\bar{G}_i = \frac{G^*}{n}$, usando-se a expressão (3.21) e aproximar os pares de valores $(\Delta p, G)_i$ por um polinômio do 3º ou 4º grau:

$$\psi_i^* (\Delta p) \approx P_i (\Delta p) \quad (3.27)$$

A expressão (3.27) fornece a dependência aproximada da vazão de massa no canal i com a perda de pressão.

Usando-se (3.26) e (3.27), tem-se uma equação polinomial (aproximada) para cálculo de Δp

$$G^* \approx \sum_{i=1}^n P_i (\Delta p) = P^* (\Delta p) \quad (3.28)$$

Resolvendo-se a equação polinomial, a vazão de massa aproximada em cada canal é determinada pela expressão (3.27).

CAPÍTULO IV

ORGANIZAÇÃO DO PROGRAMA

4.1 Introdução

Descreve-se aqui a "organização" do Programa LEIWAR. No texto, o termo organização engloba os seguintes itens:

- 1) geometria (malhagem e dimensões);
- 2) bibliotecas (parâmetros neutrônicos associados aos materiais combustíveis e refletores);
- 3) organograma e fluxograma.

4.2 Geometria

No Programa LEIWAR, os cálculos são efetuados em geometria XYZ. O eixo Z é vertical e o sentido é ascendente.

O conjunto núcleo+refletores deve ser dividido em paralelepípedos retângulos iguais (caixas). Cada caixa é caracterizada pela sua posição e tipo de material.

Nas direções X-Y, esse conjunto deve ser completado por caixas de refletores, de tal maneira que forme um paralelepípedo retângulo. Isto constitui um mero artifício para definição das coordenadas das caixas.

Devido à aproximação no modelo de cálculo neutrônico, a menor aresta da caixa deve ser maior do que o correspondente comprimento de migração M.

Nas direções X-Y há opção para cálculo da metade ou um quarto do núcleo, por escolha apropriada de indicadores de simetria. Na direção Z não há opção de simetria.

4.3 Bibliotecas

4.3.1 Região de Combustível

Para cada tipo de material combustível (por exemplo para cada enriquecimento inicial) deve-se fornecer ao Programa uma biblioteca. Essa biblioteca é constituída do k_{∞} , M^2 e cons tantes relativas ao Xe-135.

k_{∞} , M^2 e as constantes do xenônio são fornecidos na forma de tabelas em função dos parâmetros :

- 1) temperatura do combustível;
- 2) concentração de boro solúvel;
- 3) densidade do moderador;
- 4) presença ou não de barras de controle;
- 5) "burnup".

4.3.2 Regiões de Refletor

Como no modelo de cálculo neutrônico os refletores não são tratados explicitamente, é necessário que sejam defini das condições de contorno apropriadas nas interfaces núcleo-re_fletores. São usadas, como condições de contorno nessas interfa- ces, os comprimentos de extrapolação linear λ para o fluxo rã- pido.

Outro parâmetro necessário é o fator de correção da potência β para caixas do núcleo adjacentes a caixas de refle tores.

4.4 Organograma e Fluxograma

Na Figura 1, está representado o organograma do Programa LEIWAR.

O organograma pode ser dividido em duas fases:

Fase 1

- leitura e impressão dos dados de entrada;
- operações com os dados de entrada, para colocá-los na forma conveniente para efeito de cálculos;
- armazenamento em fitas.

Fase 2

- execução dos cálculos;
- impressão dos resultados finais.

Na Figura 2, tem-se o fluxograma esquemático do processo iterativo usado. Em cada bloco está indicado a sua função com a numeração de 1 a 6.

Informações referentes a cada bloco do fluxograma são mencionadas abaixo.

① Cálculo da perda de pressão Δp , da distribuição da densidade do refrigerante ρ e da vazão de massa G nos canais de refrigeração - não está indicado no bloco o esquema iterativo para os cálculos termo-hidráulicos.

② Correção do k_{∞} e M^2 com os parâmetros dependentes da potência, concentração de boro e barra de controle.

③ Determinação dos elementos da matriz A do problema de auto-valor $AS=XS$, onde:

x_{max} = maior auto-valor da matriz $A = keff$

S = auto-vetor correspondente a x_{max} = distribuição da taxa de fonte de nêutrons.

④ Cálculo do auto-valor χ e do auto-vetor S-não está indicado nesse bloco o esquema iterativo para determinação de χ e S.

⑤ Correção da potência para as caixas de combustíveis adjacentes aos refletores.

⑥ Variação da concentração de boro solúvel e ou profundidade de inserção dos bancos de controle, para pesquisa de auto-valor.

4.5 Sub-rotinas Principais

Nas Tabelas 1 e 2 são descritas as funções das sub-rotinas principais do Programa LEIWAR para as fases 1 e 2 mencionadas na seção 4.4, respectivamente.

TABELA 1

FUNÇÕES DAS SUB-ROTINAS PRINCIPAIS DO PROGRAMA LEIWAR

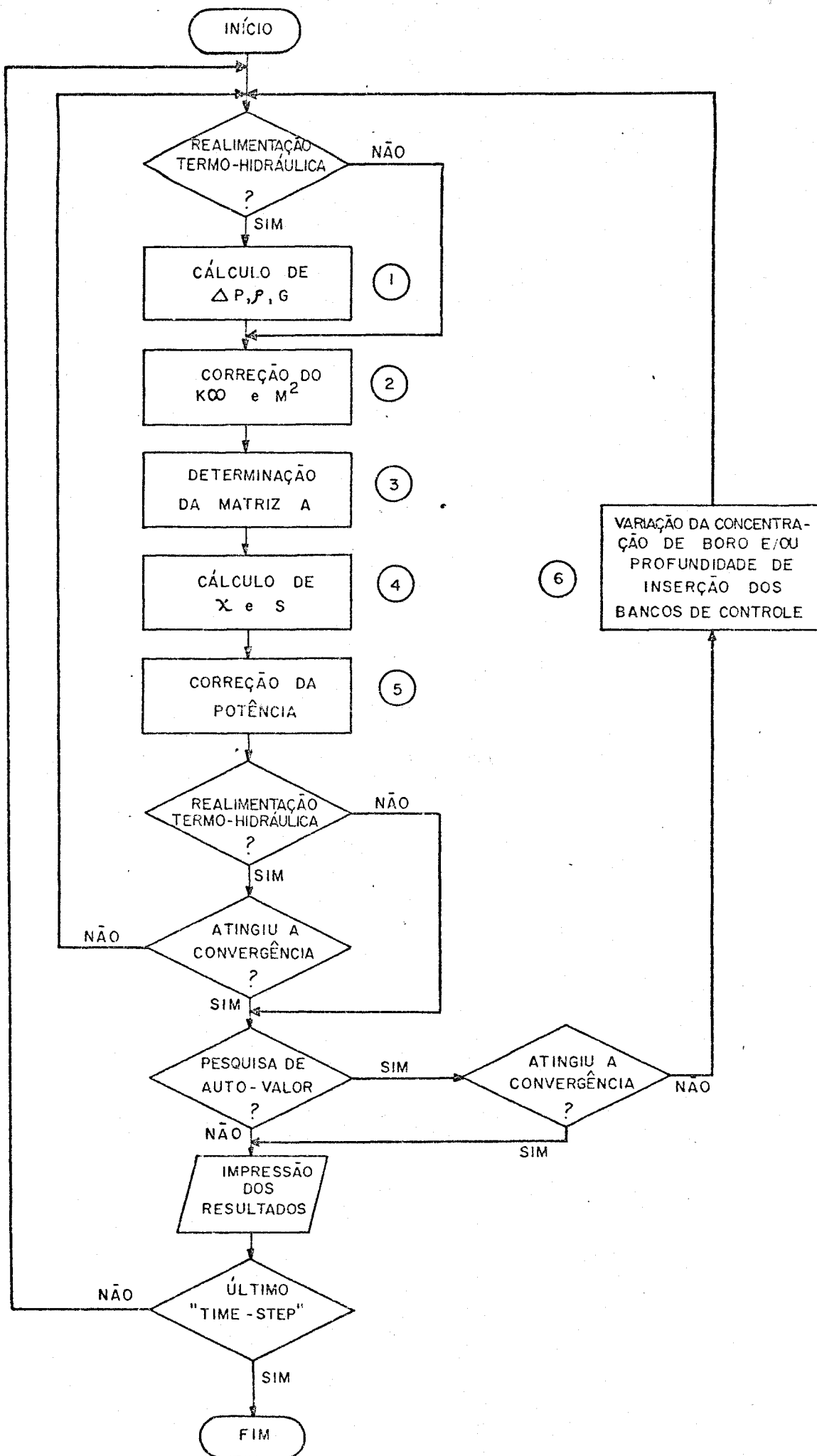
-FASE 1-

SUB-ROTINA	FUNÇÃO
DATLES	Leitura de dados geométricos, posicionamento dos tipos de materiais combustíveis e, indicadores das bibliotecas associadas.
MATAPE	Leitura das tabelas: concentração de boro, densidade do moderador, "burnup", λ e β associadas às bibliotecas.
GRUCOR	Comanda as leituras e armazenamento em fita das bibliotecas associadas aos materiais combustíveis.
KUNG	Leitura das bibliotecas associadas aos materiais combustíveis.
CONTRO	Leitura das posições e profundidade de inserção dos bancos de controle - cálculo dos graus de controle de cada caixa de combustível.
HYDRIN DAMTA	Leitura de dados para cálculo termo-hidráulico. Cálculo da densidade, entalpia e calor específico da água e vapor saturados, correspondentes à pressão no núcleo.
SINIT	Iniciação ou leitura das aproximações da taxa de fonte de nêutrons e distribuição de "burnup" acumulado por caixa, em cartões ou fita.
GINIT	Iniciação ou leitura da aproximação da distribuição da vazão de massa do refrigerante através dos canais, em cartões ou fita.

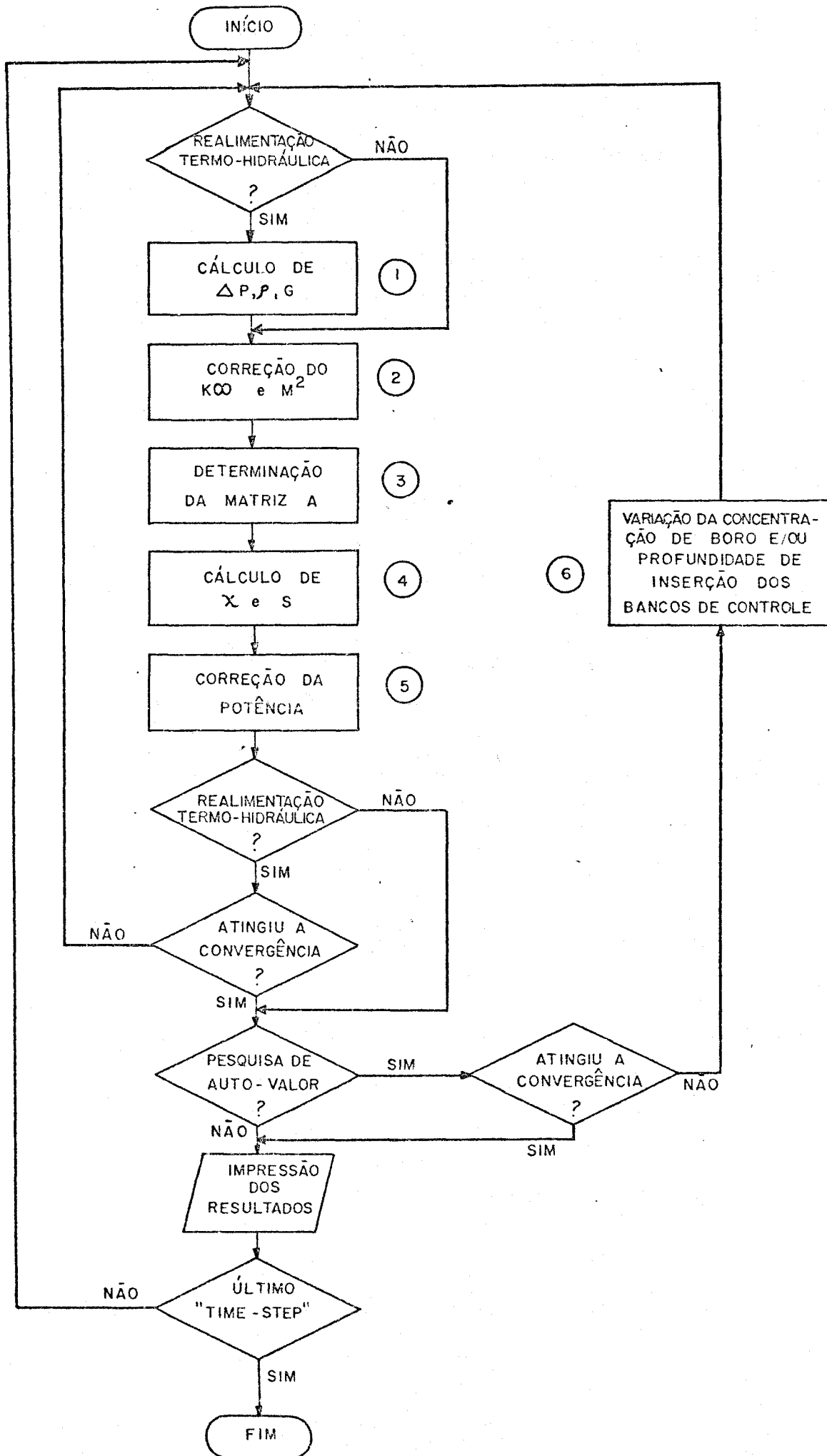
TABELA 2
 FUNÇÕES DAS SUB-ROTINAS PRINCIPAIS DO PROGRAMA LEIWAR
 -FASE 2-

SUB-ROTINA	FUNÇÃO
ITERA	Comanda todo processo iterativo.
HYDRA	Controla os cálculos termo-hidráulicos.
KUMIG	Correção do k_{∞} e M^2 com parâmetros dependentes da potência, concentração de boro solúvel e barra de controle.
AMATRI	Determinação da matriz A do problema de auto-valor $AS=xS$.
EIGWER	Cálculo do maior auto-valor (k_{eff}) da matriz A e do auto-vetor correspondente (distribuição da taxa de fonte de nêutrons).
RANKOR	Correção na taxa de fonte de nêutrons para caixas de combustíveis adjacentes a refletores e, renormalização.
CRIT	Variação da concentração de boro solúvel e/ou profundidade de inserção dos bancos de controle, para pesquisa de auto-valor.

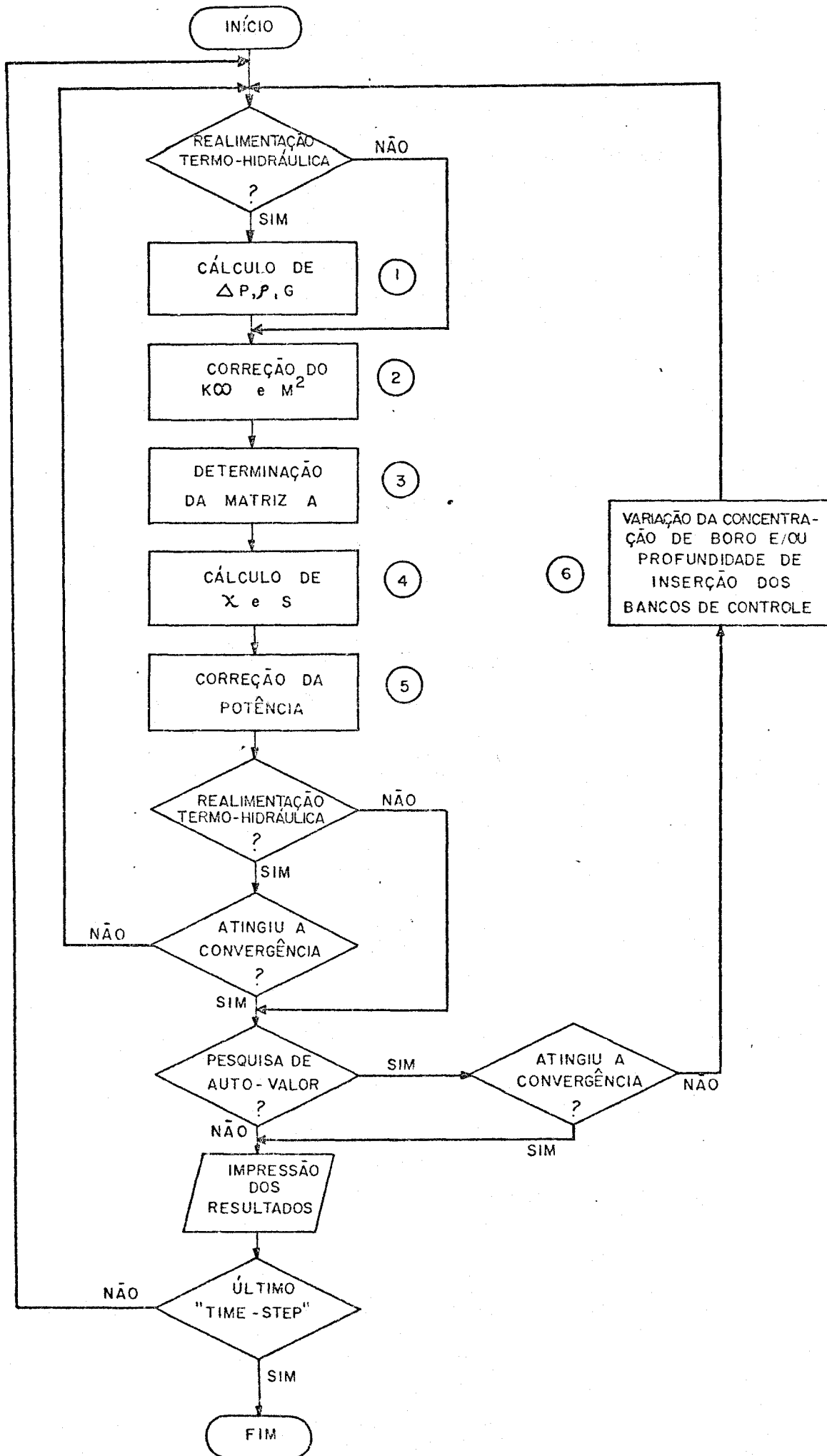
FLUXOGRAMA ESQUEMÁTICO DO PROCESSO ITERATIVO



FLUXOGRAMA ESQUEMÁTICO DO PROCESSO ITERATIVO



FLUXOGRAMA ESQUEMÁTICO DO PROCESSO ITERATIVO



CAPÍTULO V

CÁLCULO DO 1º CICLO DO REATOR KWO (OBRIGHEIM)

5.1 Introdução

Com o objetivo de testar o método de cálculo neutrônico usado no Programa LEIWAR, efetuou-se o cálculo do 1º ciclo do reator KWO (OBRIGHEIM). Nos cálculos não foram levadas em consideração as realimentações termo-hidráulica, xenônio e Doppler; contudo, devem ser efetuados cálculos, considerando isoladamente cada tipo de realimentação, para verificar as suas influências sobre os resultados.

Foram feitas comparações dos resultados do Programa LEIWAR com resultados do Programa ELO [6] em geometria X-Y, resultados experimentais e de cálculos da Kraftwerk Union.

ELO é um programa de difusão bidimensional (geometrias X-Y ou R-Z) a dois grupos de energia, baseado no Programa EREBUS [7]. Para evolução, ELO utiliza seções de choque macroscópicas em função do "burnup".

Verifica-se que o Programa LEIWAR reproduz os resultados experimentais com desvios da mesma ordem que o Programa ELO e que o tempo de processamento gasto por LEIWAR é bastante inferior ao gasto por ELO.

5.2 Dados Gerais do 1º Núcleo do Reator KWO

Nas Tabelas 1 a 3 encontram-se os dados gerais do 1º núcleo do reator KWO, extraídos da referência [9].

As Figuras 1 e 2 são as representações esquemáticas do elemento combustível e do núcleo, respectivamente.

5.3 Método de Cálculo

5.3.1 Geração da Biblioteca para LEIWAR

Gerou-se com o Programa LEOPARD [10], k^∞ e M^2 para 4 concentrações de boro no início do ciclo "BOL" e 3 concentrações de boro ao longo do "burnup".

Os resultados para a potência 907,5 MW são apresentados nas Tabelas 4 a 7 e representados nos gráficos das Figuras 3 a 6.

5.3.2 Cálculo do Núcleo

O 1º núcleo do reator KWO foi operado com a potência 907,5 MW até aproximadamente 7000 MWd/tU e, 1050 MW até o fim do 1º ciclo.

Com os programas LEIWAR e ELO foi efetuado o cálculo de evolução do núcleo do início ao fim do ciclo com a potência 907,5 MW.

Ao fim do ciclo "EOC" corresponde o "burnup" médio 14270 MWd/tU.

5.4 Escolha da Malhagem

Em X-Y, adotou-se para LEIWAR uma caixa por elemento combustível e, na direção Z 12 e 6 caixas para análise da escolha da malhagem axial.

Nas Figuras 7 e 8, estão representadas as divisões axiais dos elementos combustíveis em caixas.

Para o Programa ELO em geometria X-Y, adotaram-se 25 pontos de malha por elemento combustível.

5.5 Ajuste das Condições de Contorno

Os comprimentos de extrapolação linear foram ajustados de forma a obter-se distribuição de potência axial, bem como em X-Y concordantes com as respectivas do Programa ELO em "BOL", geometrias R-Z e X-Y (normalização).

Para ajuste, adotou-se um método iterativo que consiste em:

1) Estimar os comprimentos de extrapolação a partir das distribuições do fluxo rápido, determinadas por ELO.

2) Com os valores estimados efetua-se o cálculo do núcleo com LEIWAR e fazem-se as comparações das distribuições de potência com as determinadas por ELO. Se o valor absoluto do desvio relativo máximo for maior do que um valor especificado, variam-se os comprimentos de extrapolação até atingir a convergência.

Os tipos (*) de refletores em X-Y são indicados na Figura 9 (refletores: -3, -4, ..., -7) e os refletores axiais nas Figuras 7 e 8 (refletores: -1, -2).

Na Tabela 8, encontram-se os valores determinados para os comprimentos de extrapolação linear λ .

Foram adotados para os fatores de correção da potência $\beta=0$.

5.6 Resultados para 907,5 MW

5.6.1 Comparação dos Resultados dos Programas LEIWAR e ELO

Foram feitas comparações dos resultados dos Programas LEIWAR para 12 caixas axiais por elemento combustível, com

(*) Caracterizados por diferentes comprimentos de extrapolação linear.

resultados do Programa ELO em geometria X-Y.

Para efeito de comparação dos resultados de cálculos das distribuições de potência e "burnup" do Programa LEIWAR, foram usadas as médias axiais dessas distribuições, pois as distribuições calculadas com ELO em geometria X-Y são as médias axiais.

Na Tabela 9, encontram-se as concentrações críticas de boro e os picos de potência F_{xy} (densidade média de potência no elemento combustível/densidade média de potência no núcleo) em função do "burnup" médio do núcleo, bem como as respectivas comparações. Como critério para comparação dos resultados, adotou-se o desvio absoluto para a concentração crítica de boro e o desvio relativo para o pico de potência.

Em "BOL", a concentração crítica de boro encontrada com LEIWAR foi 1866 ppm, contra 1861 ppm encontrada com ELO.

O desvio absoluto máximo na concentração de boro é - 129 ppm em 4000 MWd/tU e, o desvio relativo máximo no pico de potência - 4,6% em 2000 MWd/tU.

A Figura 10 é a representação gráfica das concentrações críticas de boro em função do "burnup" médio do núcleo, valores determinados com LEIWAR e ELO, além dos resultados experimentais.

Na Figura 11 estão representados os picos de potência F_{xy} , determinados com LEIWAR, ELO, cálculos da KWU e resultados experimentais [11].

Nas Figuras 12 e 13, são feitas comparações das distribuições de potência dos Programas LEIWAR e ELO. Em "BOL" o desvio relativo máximo é +5,2% e no "EOC" -13,0%.

Na Figura 14, fez-se a comparação da distribuição

de "burnup" em "EOC", sendo -5,4% o desvio relativo máximo.

5.6.2 Comparação com Resultados Experimentais e de Cálculos da KWU

Na Figura 15 fez-se a comparação da distribuição de potência em "EOC" determinada com LEIWAR e resultados experimentais e, na Figura 16, a comparação da distribuição de "burnup" em "EOC" com resultados de cálculos da KWU. Para a distribuição de potência, o desvio relativo máximo é -6,6% e, para a distribuição de "burnup" -9,0%.

Para ELO, as comparações encontram-se nas Figuras 17 e 18, sendo +11,9% o desvio relativo máximo na distribuição de potência e, +5,9% na distribuição de "burnup".

5.6.3 Comparação dos Resultados do Programa LEIWAR para 6 e 12 Caixas Axiais por Elemento Combustível

Com o objetivo de analisar o efeito da escolha da malhagem axial, efetuou-se também o cálculo do 1º ciclo do reator KW0, usando-se 6 caixas axiais por elemento combustível.

Na Tabela 10 encontram-se os valores das concentrações críticas de boro e dos picos de potência F_{xy} determinados para 12 e 6 caixas axiais por elemento combustível, bem como os desvios. Para "BOL", o desvio absoluto das concentrações críticas de boro é +2 ppm, sendo que ao longo do ciclo, o desvio absoluto máximo é +34 ppm. Os desvios relativos dos picos de potência são praticamente nulos.

Os desvios encontrados nas concentrações críticas de boro, na comparação 6 e 12 caixas são causados por três fatores ligados diretamente com a altura da caixa, conforme descrição abaixo.

1) Tem-se melhor balanço axial de nêutrons quanto maior for a altura da caixa, devido à aproximação no processo de discretização do modelo de cálculo neutrônico.

2) O efeito local do xenônio é menos pronunciado, pois na direção axial, as potências médias nas caixas afastadas do centro do núcleo são maiores.

3) Há menor fuga líquida de nêutrons das caixas adjacentes aos refletores axiais porque a distância centro a centro entre caixa do núcleo e do refletor é maior.

Nas Figuras 19 a 23, são comparadas as distribuições de potência para 6 e 12 caixas respectivamente, sendo praticamente nulos os desvios relativos.

Os argumentos apresentados constituem um bom indício de que para evolução do núcleo do reator KWU podem ser adotadas 6 caixas por elemento combustível na malhagem axial (sem se considerarem as realimentações termo-hidráulica, xenônio e Doppler).

5.6.4 Comparação dos Resultados do Programa LEIWAR para 6 Caixas Axiais por Elemento Combustível com Resultados Experimentais e de Cálculos da KWU.

Foram feitas comparações das distribuições de potência com resultados experimentais e de "burnup" com resultados de cálculos da KWU, em "EOC".

Nas Figuras 24 e 25 são apresentadas as comparações, encontrando-se para a distribuição de potência o desvio relativo máximo -6,4% e, para a distribuição de "burnup", -9,3%.

5.7 Esforço Computacional

Na Tabela 11, encontram-se os tempos médios por "ti

me-step" (computador IBM/370-145) gastos pelos Programas LEIWAR e ELO, para cálculo do 19 ciclo do reator KW0.

A relação entre os tempos médios por "time-step", para 12 e 6 caixas axiais por elemento combustível é 2,12. Isso é mais um argumento para o uso de 6 em vez de 12 caixas axiais por elemento combustível para cálculo (sem se considerarem as realimentações) do reator KW0 sem barras de controle, já que, com relação aos resultados, os desvios das distribuições de potência são desprezíveis.

A relação entre os tempos médios por "time-step" para ELO e LEIWAR (6 caixas axiais por elemento combustível) é 10,6.

A título de exemplo: um cálculo completo do 19 ciclo do reator KW0 com LEIWAR, usando-se 17 "time-steps" gasta cerca de 56 minutos, enquanto ELO gasta cerca de 595 minutos.

5.8 Conclusões

Na Figura 11 observa-se que praticamente não houve variação do pico de potência na faixa de 0 a 100 MWd/tU, resulta dos dos Programas LEIWAR e ELO, fato esse não concordante com os resultados de cálculos da KWU (curva tracejada). Isso pode ser atribuído à não consideração do efeito local do xenônio (transiente).

Com relação à variação da concentração crítica de boro com o "burnup", observa-se na Figura 10 que os resultados dos Programas LEIWAR e ELO apresentam praticamente os mesmos desvios em relação aos valores experimentais, o mesmo acontece com relação às distribuições de potência e "burnup" em "EOC", conforme Figuras 15 a 18. Baseando-se nesses fatos, pode-se concluir que são válidas as simplificações usadas no modelo de cálculo neutrônico do Programa LEIWAR.

Pode-se concluir que os resultados para as distri

buições de potência e "burnup", determinados com o Programa LEIWAR são satisfatórios.

Com relação à curva da concentração crítica de boro com o "burnup", o desvio é um pouco acentuado, tornando-se necessário fazer um estudo mais detalhado para a determinação dos comprimentos de extrapolação, pois a concentração crítica de boro é muito sensível a tais parâmetros.

Quanto ao tempo de processamento, LEIWAR é muito mais econômico que ELO, o que o torna um Programa mais apropriado para seguimento de operação onde há necessidade de estimativas rápidas e para cálculos de gestão de combustível "in-core", cujo volume de cálculos é extremamente elevado.

TABELA 1
GEOMETRIA

1)	<u>Barra Combustível</u>	
	. Raio da pastilha	0,4565 cm
	. Raio interno do revestimento	0,465 cm
	. Raio externo do revestimento	0,537 cm
	. Comprimento ativo	275 cm
2)	<u>Tubo Guia</u>	
	. Raio interno	0,646 cm
	. Raio externo	0,686 cm
3)	<u>Barra de Controle</u>	
	. Raio da barra	0,47 cm
	. Raio interno do revestimento	0,475 cm
	. Raio externo do revestimento	0,525 cm
4)	<u>Elemento Combustível</u>	
	. Tipo	14x14 -16
	. Passo das barras	1,43 cm
	. Distância centro a centro entre elementos	20,1 cm
	. Espessura de lâmina de água	0,08 cm

TABELA 2

CARACTERÍSTICAS DO NÚCLEO

Número de elementos combustíveis	121	
Enriquecimento no 19 ciclo	2,5 - 2,8 - 3,1	w% (*)
Volume do núcleo	$1,344343 \times 10^7$	cm ³
Espessura da chapa defletora	1,2	cm
"Buckling" total	$4,497447 \times 10^{-4}$	cm ⁻²
"Buckling" transversal	$1,173 \times 10^{-4}$	cm ⁻²

TABELA 3

CONDIÇÕES À POTÊNCIA

	<u>907,5MW</u>	<u>1050MW</u>	
Temperatura média da água	286	298	°C
Pressão	145	148	ata
Temperatura efetiva do combustível	1044	-	°C
Temperatura média do combustível	-	755,5	°C
Temperatura externa do revestimento	-	319	°C
Temperatura média do revestimento	316	-	°C
Temperatura interna do revestimento	-	344	°C

(*) Percentagem em massa.

TABELA 4

FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO E ÁREA DE MIGRAÇÃO EM
FUNÇÃO DA CONCENTRAÇÃO DE BORO

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

"BURNUP" = 0 MWd/tU

C_B (ppm)	E = 2,5 w%		E = 2,8 w%		E = 3,1 w%	
	k_∞	$M^2(\text{cm}^2)$	k_∞	$M^2(\text{cm}^2)$	k_∞	$M^2(\text{cm}^2)$
0	1,26314	56,92539	1,29274	56,50937	1,31746	56,14709
800	1,13710	56,39263	1,17254	56,04430	1,20271	55,73500
1600	1,03620	55,95562	1,07492	55,65597	1,10835	55,38714
2000	0,992947	55,76503	1,03268	55,48495	1,06719	55,23220

TABELA 5
 FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO E ÁREA DE MIGRAÇÃO EM FUNÇÃO
 DO "BURNUP", PARA TRÊS CONCENTRAÇÕES DE BORO

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

ENRIQUECIMENTO = 2,5 w%

"Burnup" (MWd/tU)	C _B =0 ppm		C _B =800 ppm		C _B =1600 ppm	
	k _∞	M ² (cm ²)	k _∞	M ² (cm ²)	k _∞	M ² (cm ²)
0	1,26314	56,9254	1,13710	56,3926	1,03620	55,9556
20	1,23487	56,8141	1,11437	56,3021	1,01751	55,8812
40	1,22578	56,7766	1,10704	56,2710	1,01148	55,8548
60	1,22398	56,7672	1,10564	56,2628	1,01039	55,8476
80	1,22301	56,7611	1,10492	56,2754	1,00984	55,8427
100	1,22217	56,7554	1,10431	56,2524	1,00943	55,8381
120	1,22135	56,7499	1,10369	56,2474	1,00898	55,8336
140	1,22058	56,7454	1,10313	56,2424	1,00857	55,8291
500	1,21208	56,6762	1,09723	56,1783	1,00480	55,7682
1000	1,20587	56,6119	1,09332	56,1163	1,00287	55,7076
2000	1,19316	56,5122	1,08458	56,0173	0,997451	55,6107
4000	1,16470	56,3777	1,06278	55,8815	0,981511	55,4757
6000	1,13572	56,2957	1,03961	55,7938	0,963399	55,3855
8000	1,10800	56,2486	1,01702	55,7381	0,945251	55,3250
10000	1,08181	56,2249	0,995624	55,7044	0,927773	55,2850
12000	1,05708	56,2191	0,975265	55,6860	0,911108	55,2600
14000	1,03385	56,2272	0,956062	55,6801	0,895347	55,2457
16000	1,01174	56,2440	0,937820	55,6830	0,880289	55,2406
18000	0,990872	56,2694	0,920568	55,6939	0,866179	55,2429
20000	0,970941	56,3005	0,904195	55,7091	0,852639	55,2494

TABELA 6

FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO E ÁREA DE MIGRAÇÃO EM FUNÇÃO
DO "BURNUP", PARA TRÊS CONCENTRAÇÕES DE BORO

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

ENRIQUECIMENTO = 2,8 w%

"Burnup" (MWd/tU)	C _B =0 ppm		C _B =800 ppm		C _B =1600 ppm	
	k _∞	M ² (cm ²)	k _∞	M ² (cm ²)	k _∞	M ² (cm ²)
0	1,29274	56,5094	1,17254	56,0443	1,07492	55,6560
20	1,26442	56,4092	1,14940	55,9616	1,05564	55,5864
40	1,25483	56,3740	1,14153	55,9321	1,04906	55,5620
60	1,25294	56,3656	1,14001	55,9248	1,04782	55,5555
80	1,25199	56,3605	1,13928	55,9202	1,04727	55,5513
100	1,25121	56,3567	1,13867	55,9159	1,04682	55,5474
120	1,25036	56,3521	1,13805	55,9116	1,04635	55,5435
140	1,24953	56,3474	1,13737	55,9075	1,04583	55,5397
500	1,24047	56,2889	1,13063	55,8528	1,04100	55,4874
1000	1,23396	56,2372	1,12605	55,8024	1,03806	55,4375
2000	1,22117	56,1571	1,11664	55,7214	1,03159	55,3582
4000	1,19337	56,0492	1,09455	55,6106	1,01452	55,2463
6000	1,16508	55,9847	1,07122	55,5398	0,995545	55,1712
8000	1,13783	55,9492	1,04844	55,4958	0,976724	55,1228
10000	1,11200	55,9344	1,02666	55,4704	0,958546	55,0918
12000	1,08748	55,9359	1,00600	55,4609	0,941172	55,0746
14000	1,06437	55,9493	0,986410	55,4620	0,924680	55,0671
16000	1,04223	55,9730	0,967620	55,4714	0,908943	55,0684
18000	1,02119	56,0042	0,949929	55,4884	0,893951	55,0768
20000	1,00107	56,0413	0,932878	55,5099	0,879550	55,0893

TABELA 7

FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO E ÁREA DE MIGRAÇÃO EM FUNÇÃO DO "BURNUP", PARA TRÊS CONCENTRAÇÕES DE BORO

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

ENRIQUECIMENTO = 3,1 w%

"Burnup" (MWd/tU)	C _B =0 ppm		C _B =800 ppm		C _B =1600 ppm	
	k _∞	M ² (cm ²)	k _∞	M ² (cm ²)	k _∞	M ² (cm ²)
0	1,31746	56,1471	1,20271	55,7350	1,10835	55,3871
20	1,28947	56,0565	1,17955	55,6593	1,08885	55,3228
40	1,27956	56,0233	1,17125	55,6312	1,08183	55,2985
60	1,27758	56,0158	1,16967	55,6246	1,08049	55,2925
80	1,27659	56,0124	1,16888	55,6206	1,07988	55,2889
100	1,27579	56,0083	1,16825	55,6169	1,07940	55,2855
120	1,27495	56,0043	1,16759	55,6142	1,07888	55,2821
140	1,27415	56,0004	1,16693	55,6106	1,07833	55,2798
500	1,26479	55,9508	1,15961	55,5632	1,07273	55,2341
1000	1,25806	55,9075	1,15461	55,5207	1,06917	55,1925
2000	1,24544	55,8422	1,14480	55,4545	1,06198	55,1263
4000	1,21827	55,7543	1,12255	55,3627	1,04416	55,0323
6000	1,19082	55,7028	1,09936	55,3039	1,02477	54,9706
8000	1,16435	55,6755	1,07675	55,2693	1,00555	54,9306
10000	1,13885	55,6685	1,05489	55,2524	0,986975	54,9071
12000	1,11485	55,6743	1,03419	55,2481	0,969245	54,8963
14000	1,09196	55,6931	1,01447	55,2545	0,952279	54,8955
16000	1,07014	55,7198	0,995589	55,2689	0,935993	54,9009
18000	1,04920	55,7547	0,977516	55,2897	0,920531	54,9133
20000	1,02907	55,7947	0,960226	55,3168	0,906670	54,9316

TABELA 8

COMPRIMENTO DE EXTRAPOLAÇÃO LINEAR λ NA INTERFACE
NÚCLEO - REFLETOR

Tipo de Refletor	λ (cm)
- 1	10,00
- 2	10,00
- 3	7,88
- 4	6,46
- 5	10,00
- 6	9,10
- 7	10,00

TABELA 9

VARIAÇÃO DA CONCENTRAÇÃO CRÍTICA DE BORO E DO PICO DE POTÊNCIA COM O "BURNUP"
- COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DOS PROGRAMAS LEIWAR/ELO -

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

NÚMERO DE CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL = 12 (LEIWAR)

"Burnup" (Mwd/tU)	Concentração Crítica de Boro(ppm)			Pico de Potência F _{xy}		
	ELO	LEIWAR	Desvio(ppm)	ELO	LEIWAR *	Desvio (%)
0	1861	1866	5	1,433	1,384	- 3,4
100	1608	1590	- 18	1,430	1,384	- 3,2
500	1557	1535	- 22	1,429	1,384	- 3,1
1000	1531	1484	- 47	1,426	1,372	- 3,8
2000	1448	1326	-122	1,396	1,332	- 4,6 Δ
3000	-	1216	-	-	1,308	-
4000	1236	1107	-129 Δ	1,326	1,287	- 2,9
5000	-	1001	-	-	1,268	-
6000	1005	898	-107	1,265	1,252	- 1,0
7000	-	798	-	-	1,238	-
8000	771	701	- 70	1,225	1,226	+ 0,1
9000	-	606	-	-	1,215	-
10000	546	515	- 31	1,201	1,207	+ 0,5
11000	-	425	-	-	1,200	-
12000	336	338	+ 2	1,178	1,193	+ 1,3
13000	-	253	-	-	1,186	-
14270	109	148	+ 39	1,163	1,180	+ 1,5

* Média axial

Δ Indicação do desvio máximo

VARIAÇÃO DA CONCENTRAÇÃO CRÍTICA DE BORO E DO PICO DE POTÊNCIA COM O "BURNUP"
 - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS PARA 12 E 6 CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL -

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

"Burnup" (Mwd/tu)	Concentração Crítica de Boro (ppm)		Pico de Potência		F _{xy} *
	12 Caixas	6 Caixas	12 Caixas	6 Caixas	
0	1866	1868	1,384	1,383	- 0,1
100	1590	1592	1,384	1,384	0,0
500	1535	1536	1,384	1,384	0,0
1000	1484	1488	1,372	1,373	+ 0,1
2000	1326	1337	1,332	1,334	+ 0,2
3000	1216	1232	1,308	1,311	+ 0,2
4000	1107	1127	1,287	1,290	+ 0,2
5000	1001	1024	1,268	1,271	+ 0,2
6000	898	924	1,252	1,255	+ 0,2
7000	798	826	1,238	1,240	+ 0,2
8000	701	730	1,226	1,227	+ 0,1
9000	606	637	1,215	1,217	+ 0,2
10000	515	547	1,207	1,209	+ 0,2
11000	425	458	1,200	1,201	+ 0,1
12000	338	372	1,193	1,195	+ 0,2
13000	253	287	1,186	1,188	+ 0,2
14270	148	165	1,180	1,178	- 0,2

* Média axial

TABELA 11

TEMPO DE COMPUTAÇÃO POR "TIME-STEP" PARA OS PROGRAMAS
LEIWAR E ELO

REATOR : KWO (OBRIGHEIM)

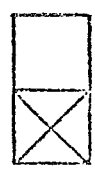
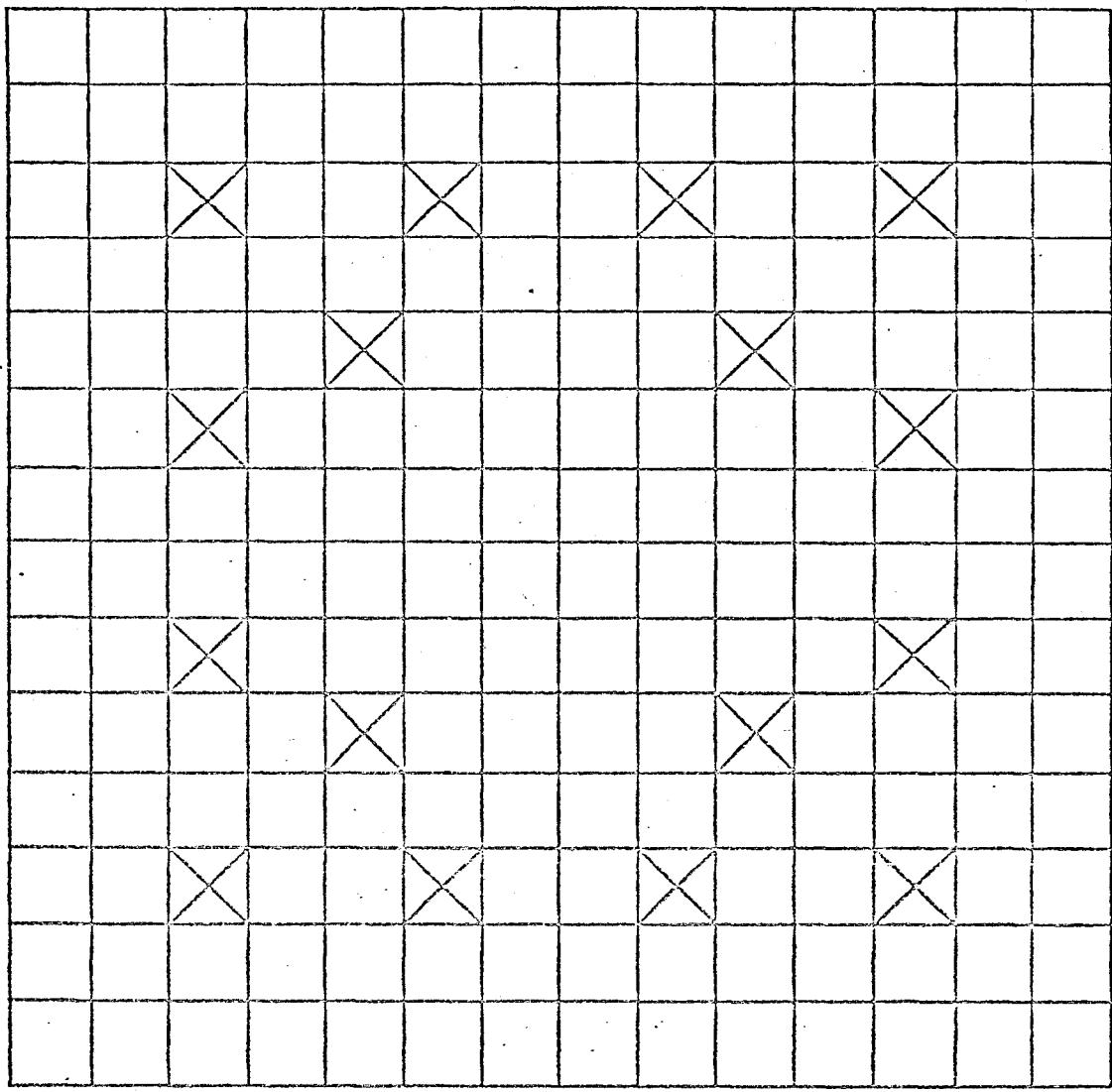
CICLO : 10

COMPUTADOR: IBM/370-145

Tempo em Minutos

LEIWAR		ELO X-Y
12 Caixas/E.C*	6 Caixas/E.C*	1296 pontos de malha
7	3,3	35

* E.C. - Elemento combustível

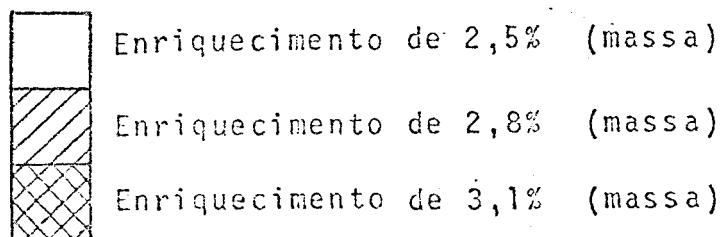
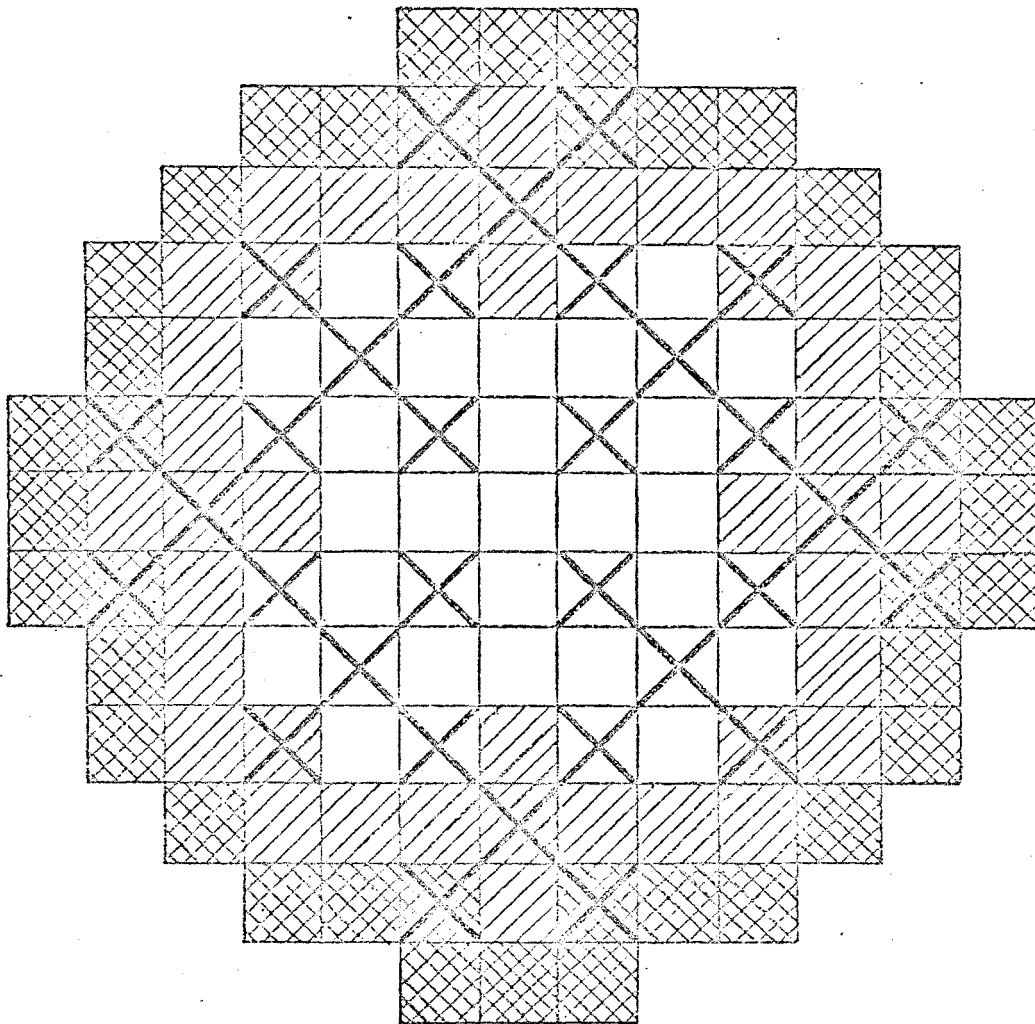


Barras de combustível

Tubos-guia de barras de controle

FIGURA 1

REPRESENTAÇÃO ESQUEMÁTICA DO ELEMENTO
COMBUSTIVEL DO KWO



X em negrito indica barra de controle

FIGURA 2
 REPRESENTAÇÃO ESQUEMÁTICA DO NÚCLEO
 DO KWO - 19 CICLO -

FIGURA 3

VARIAÇÃO DO FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO COM A CONCENTRAÇÃO DE BORO-"BOL" - PARA OS TRÊS ENRIQUECIMENTOS DO COMBUSTÍVEL

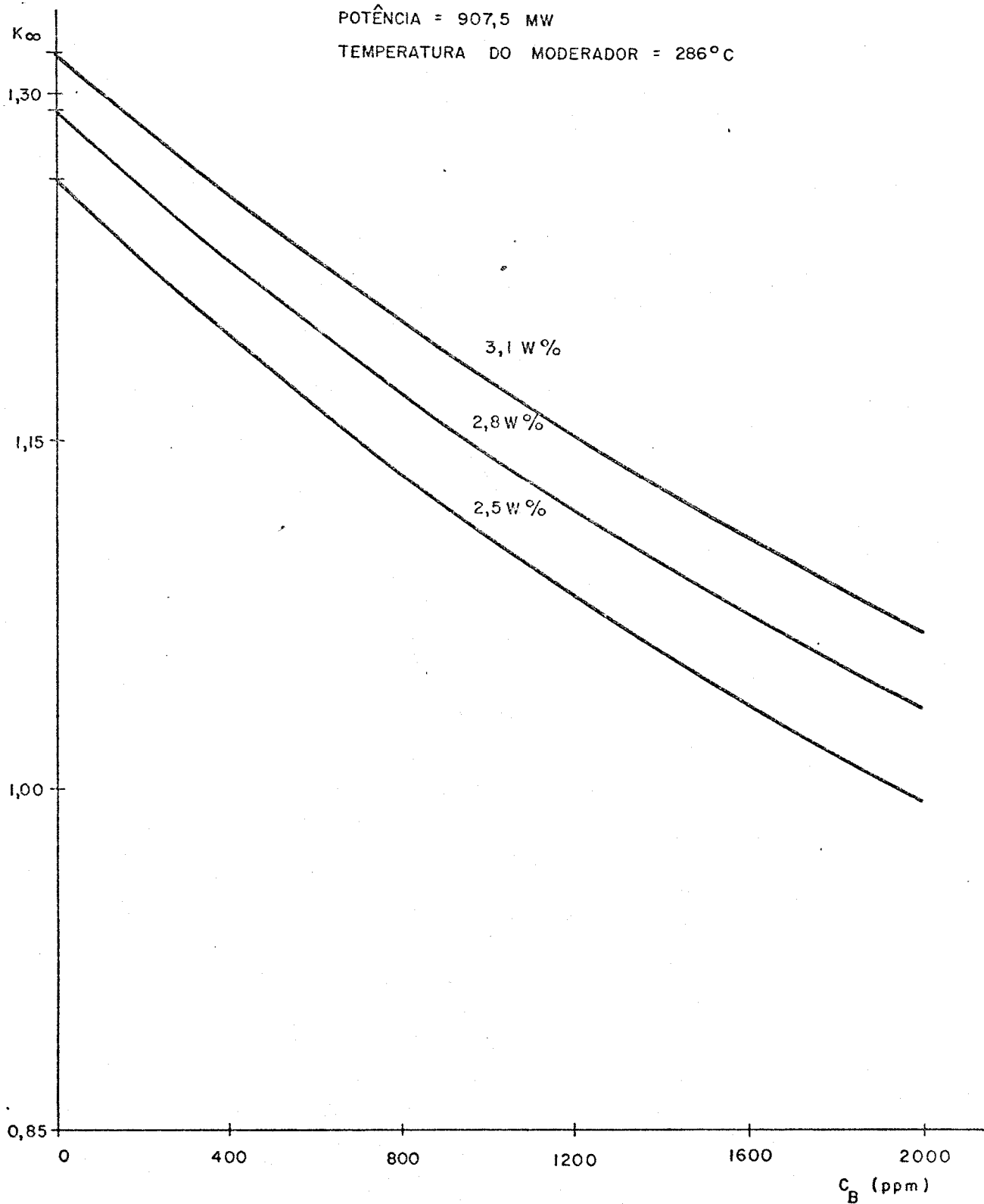


FIGURA 4

VARIAÇÃO DO FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO COM O "BURNUP",
PARA TRÊS CONCENTRAÇÕES DE BORO

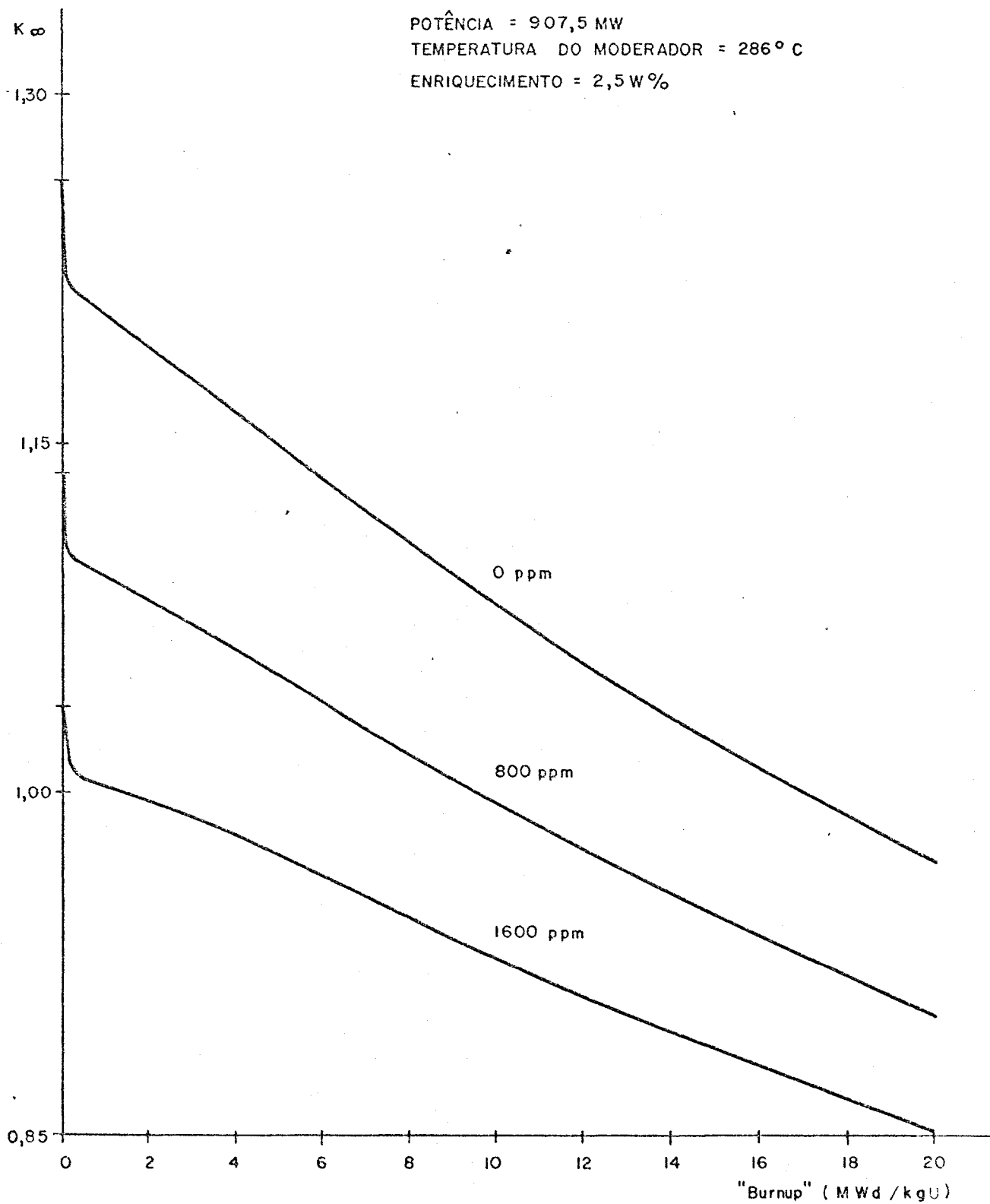


FIGURA 5

VARIAÇÃO DO FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO COM O "BURNUP",
PARA TRÊS CONCENTRAÇÕES DE BORO

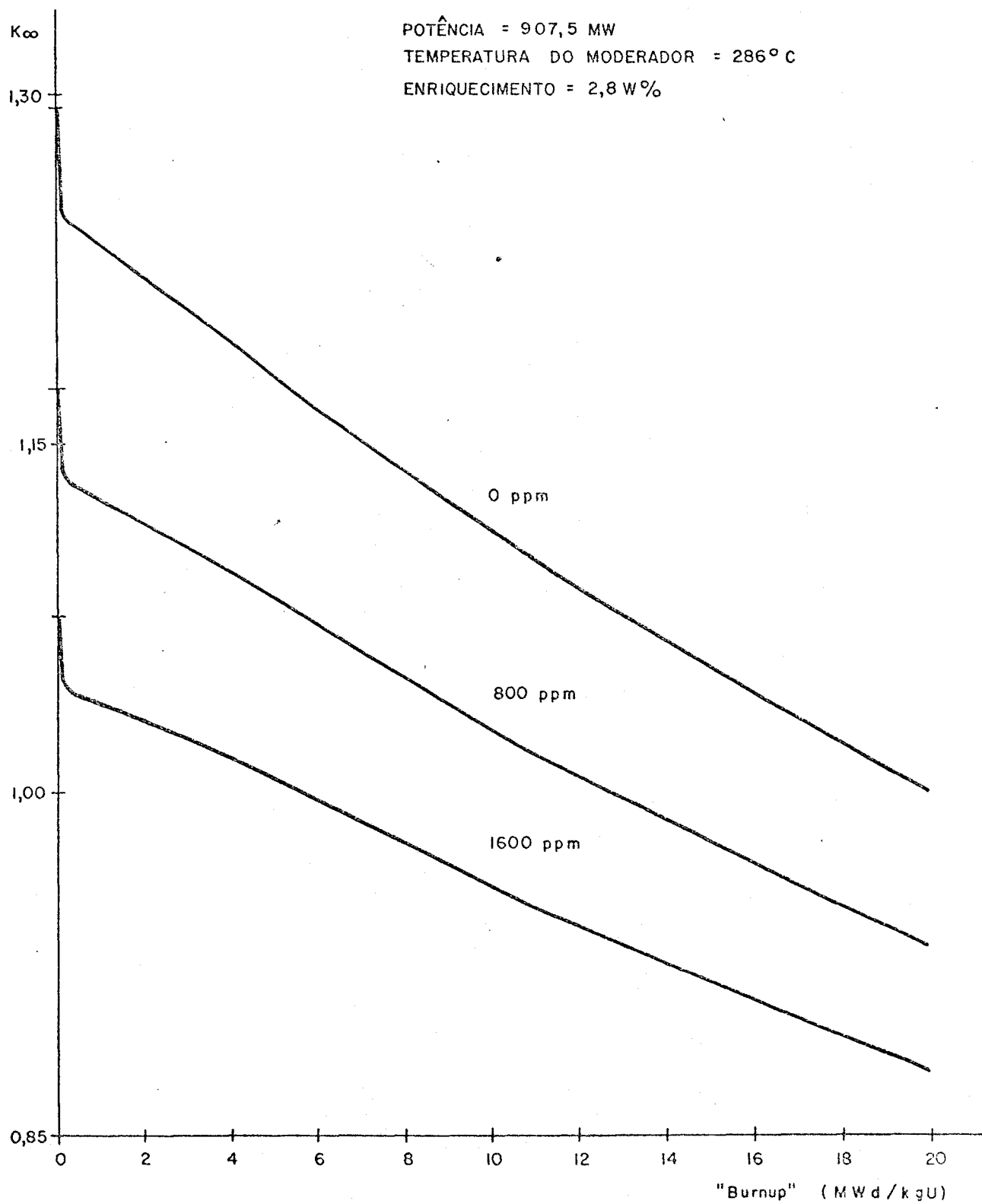


FIGURA 6
VARIAÇÃO DO FATOR DE MULTIPLICAÇÃO INFINITO COM O "BURNUP",
PARA TRÊS CONCENTRAÇÕES DE BORO

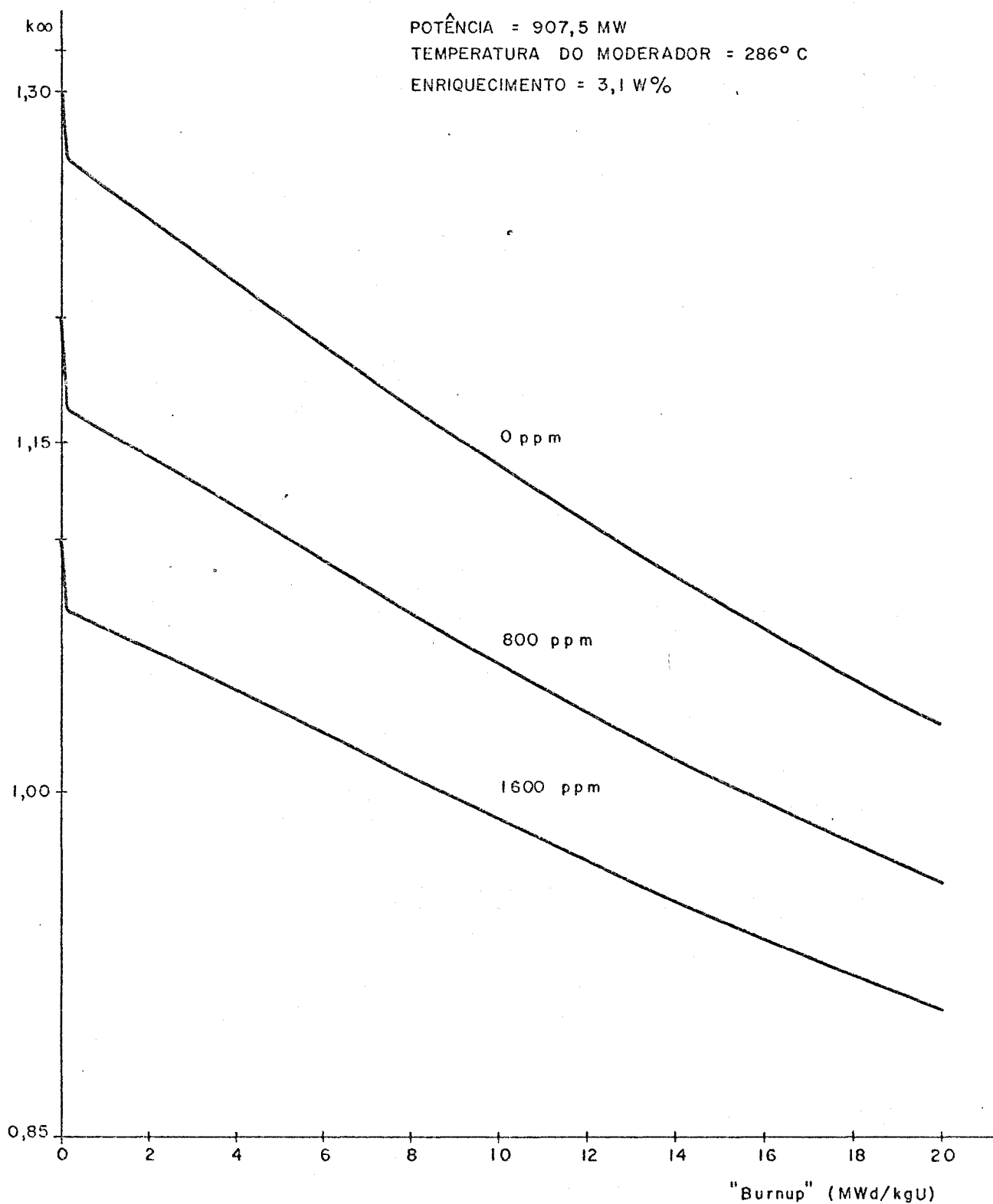


FIGURA 7
DIVISÃO AXIAL DOS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS EM CAIXAS
12 CAIXAS AXIAIS

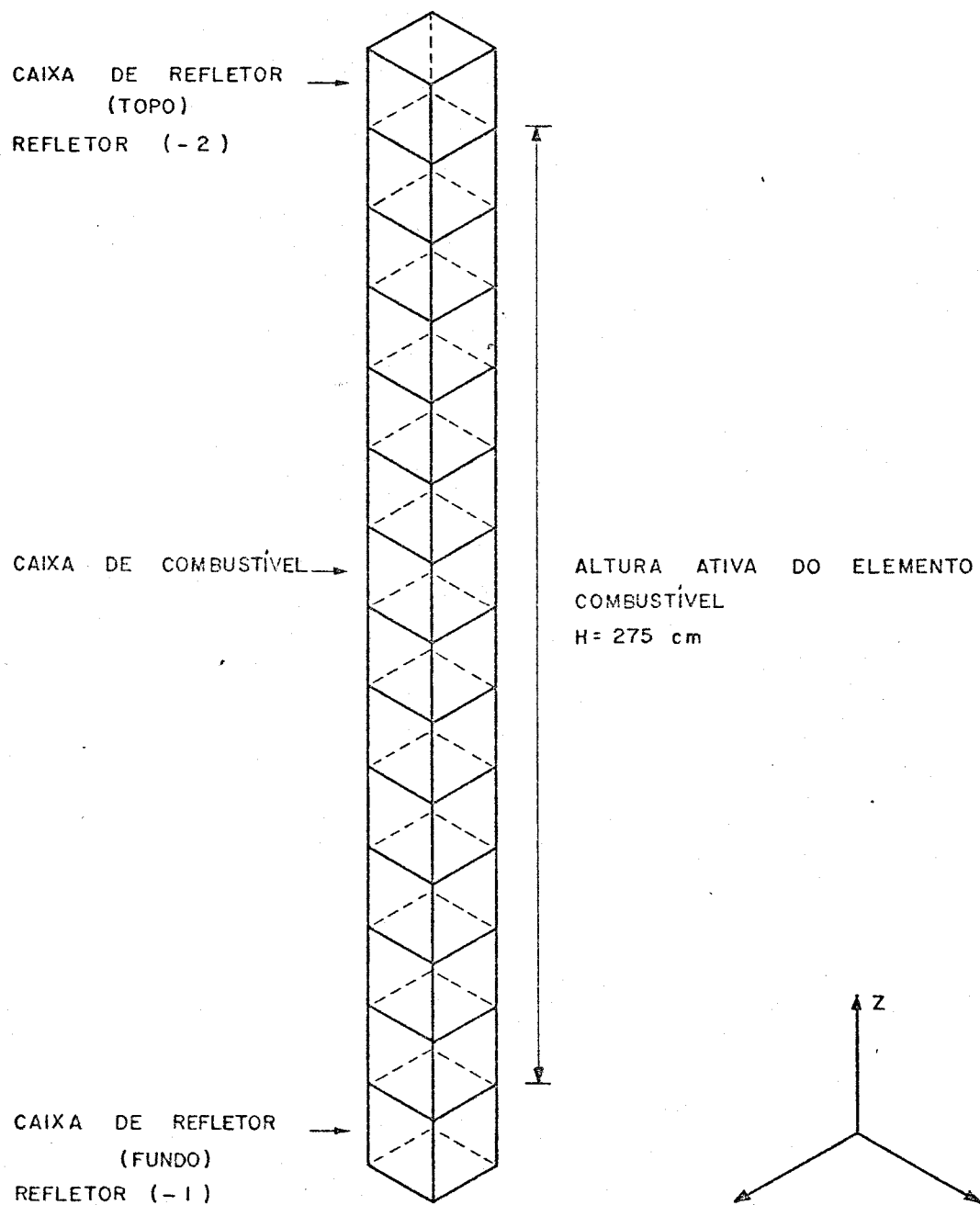
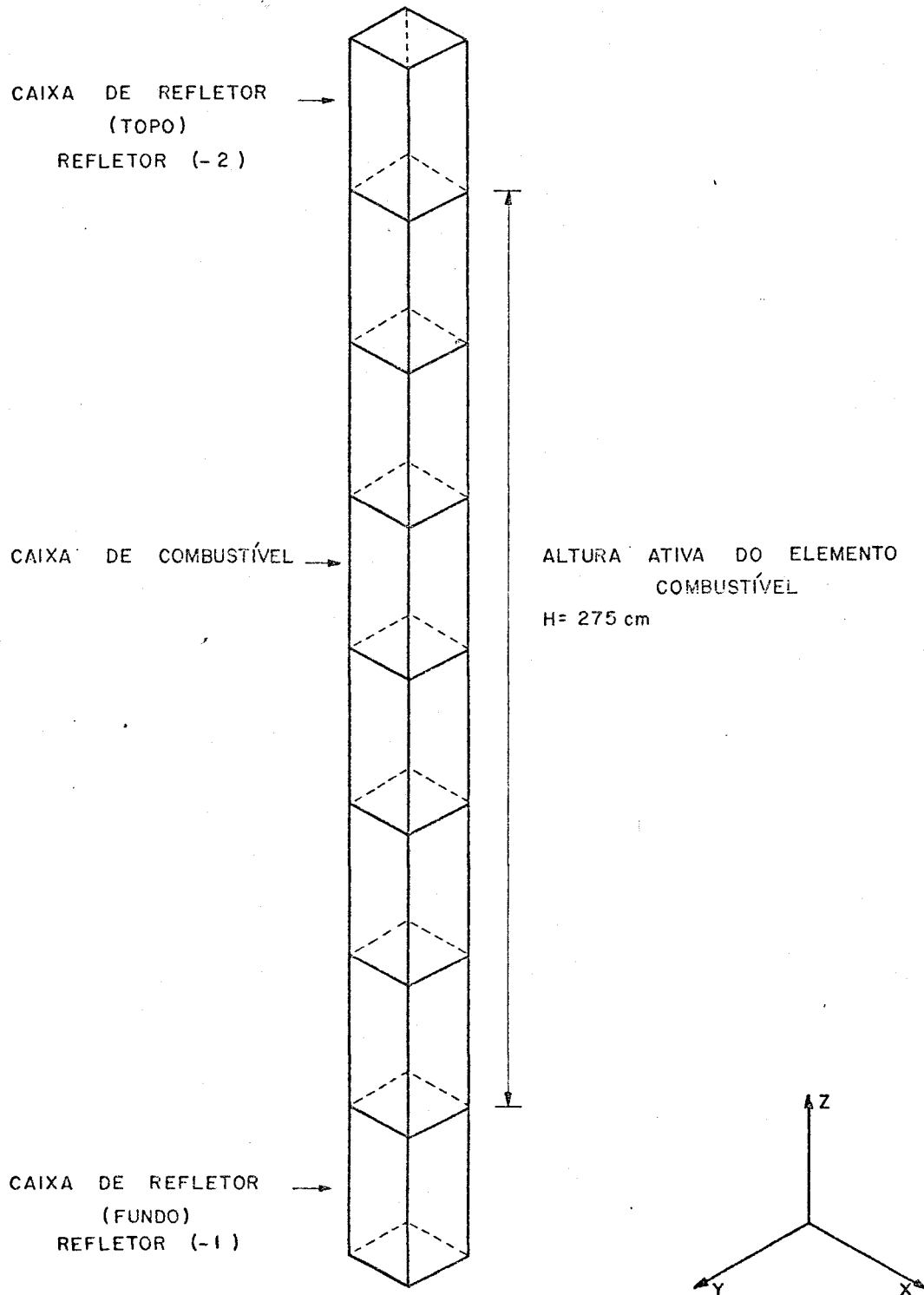


FIGURA 8

DIVISÃO AXIAL DOS ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS EM CAIXAS
6 CAIXAS AXIAIS

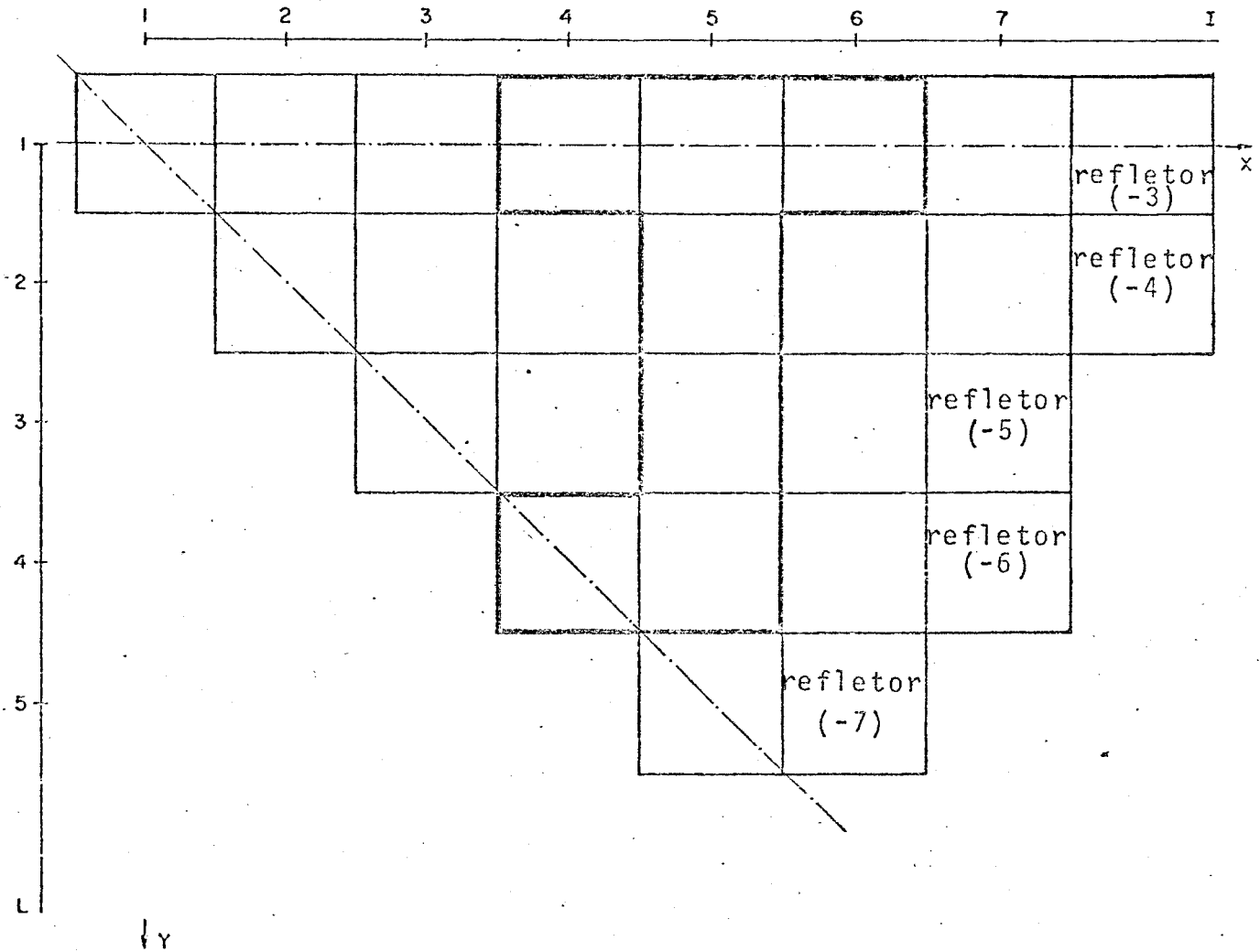


FIGURA 9
INDICAÇÃO DOS TIPOS DE REFLETORES EM X-Y
PARA O PROGRAMA LEIWAR

FIGURA 10

VARIAÇÃO DA CONCENTRAÇÃO CRÍTICA DE BORO COM O "BURNUP"
DO REATOR KWO (OBRIGHEIM)

- PRIMEIRO CICLO -

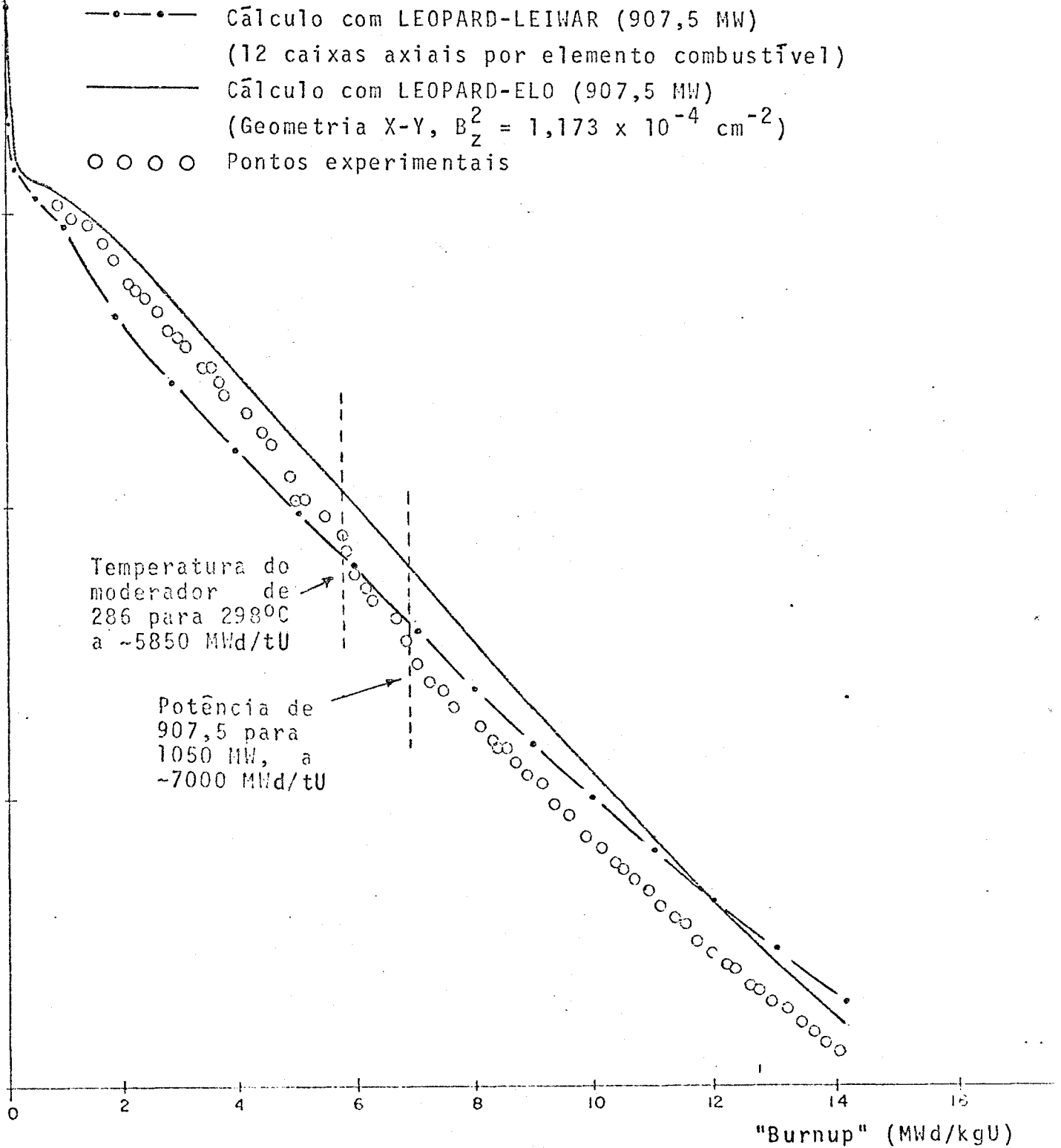
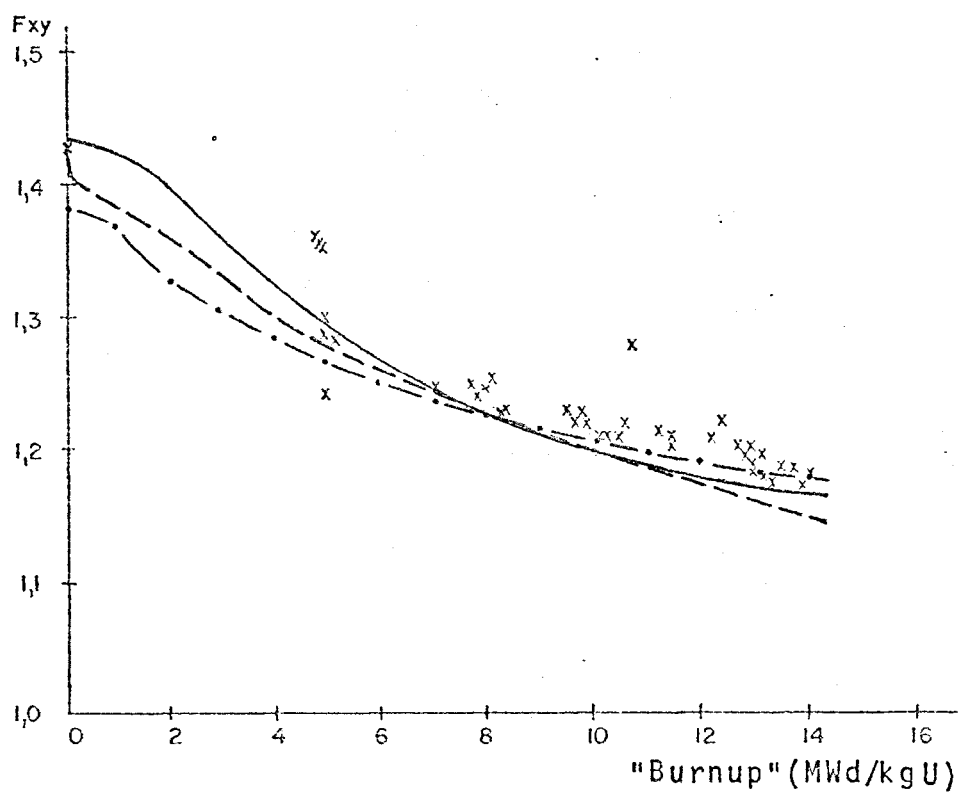
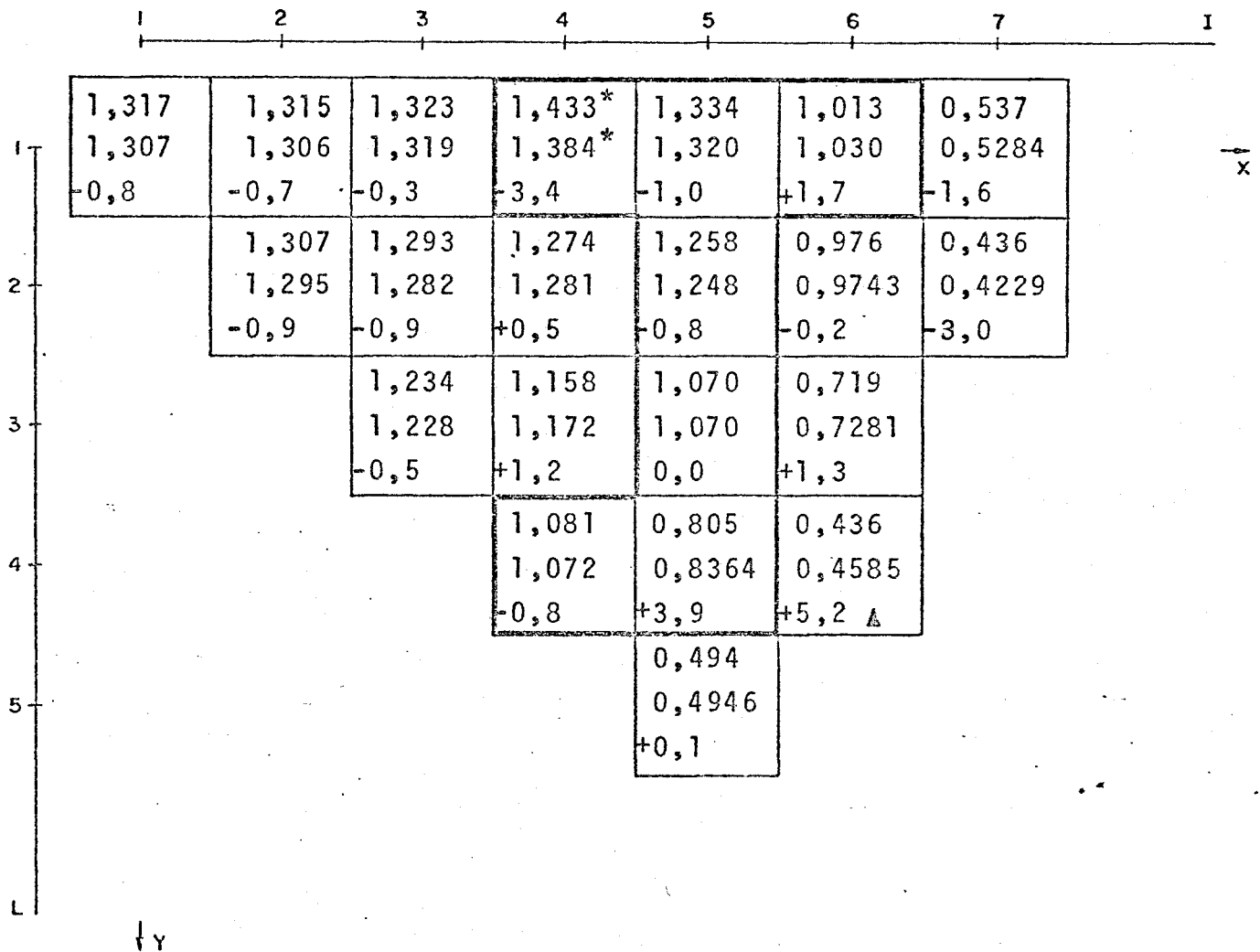


FIGURA 11

VARIAÇÃO DO PICO DE POTÊNCIA COM O "BURNUP" DO
 REATOR KWO (OBRIGHEIM)
 - PRIMEIRO CICLO -



- · — · — Cálculo com LEOPARD-LEIWAR (907,5 MW)
(12 caixas axiais por elemento combustível)
- Cálculo com LEOPARD-ELO (907,5 MW)
(Geometria X-Y, $B_z^2 = 1,173 \times 10^{-4} \text{ cm}^{-2}$)
- · - · - Cálculo da KWU
- x Pontos experimentais



ELO
LEIWAR
DESVIO
(%)

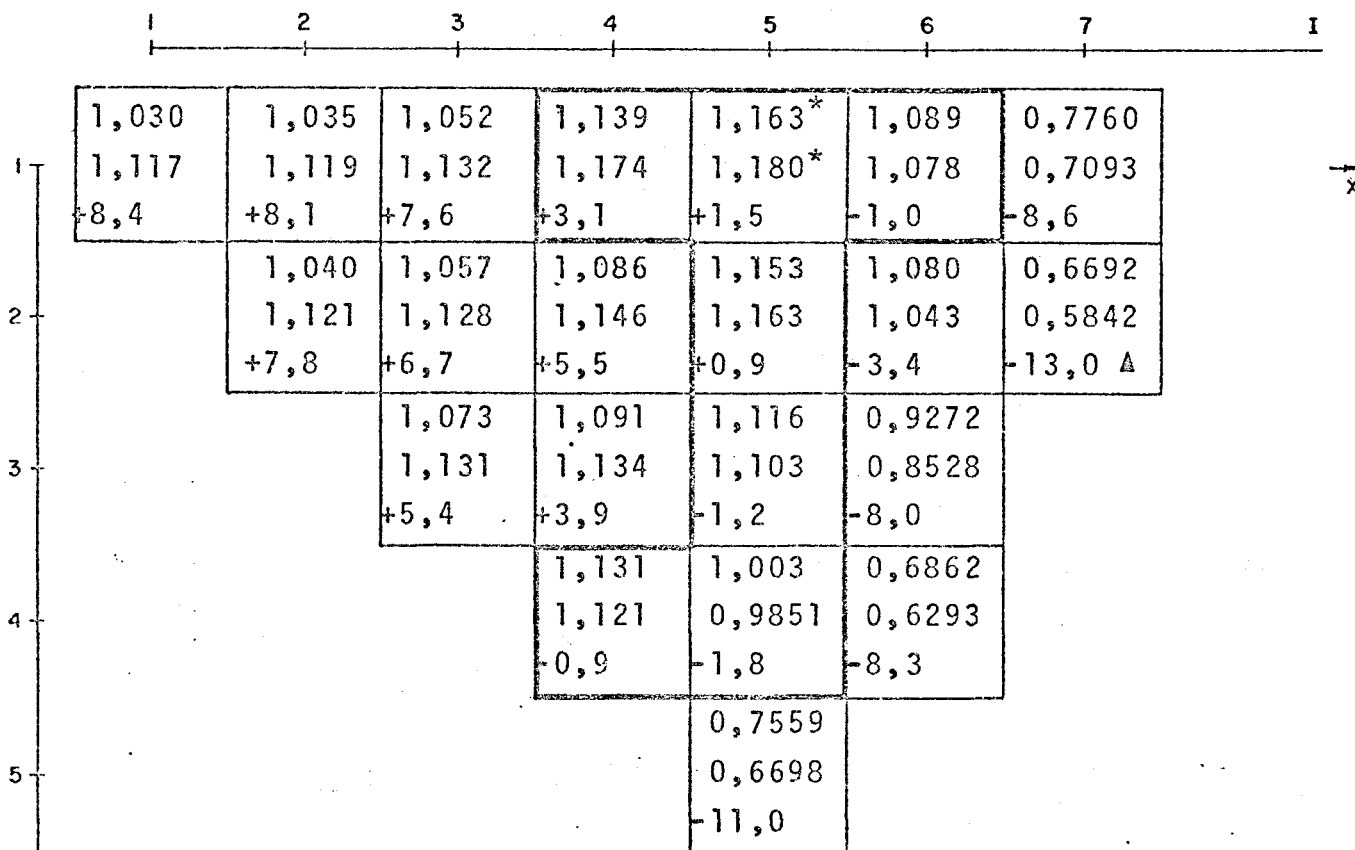
* indicação do pico de potência
Δ indicação do desvio máximo

FIGURA 12

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM "BOL-CLEAN" - COMPARAÇÃO DOS
RESULTADOS DOS PROGRAMAS LEIWAR/ELO -

POTÊNCIA = 907,5MW TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

NÚMERO DE CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL = 12 (LEIWAR)



ELO
LEIWAR
DESVIO (%)

* indicação do pico da potência

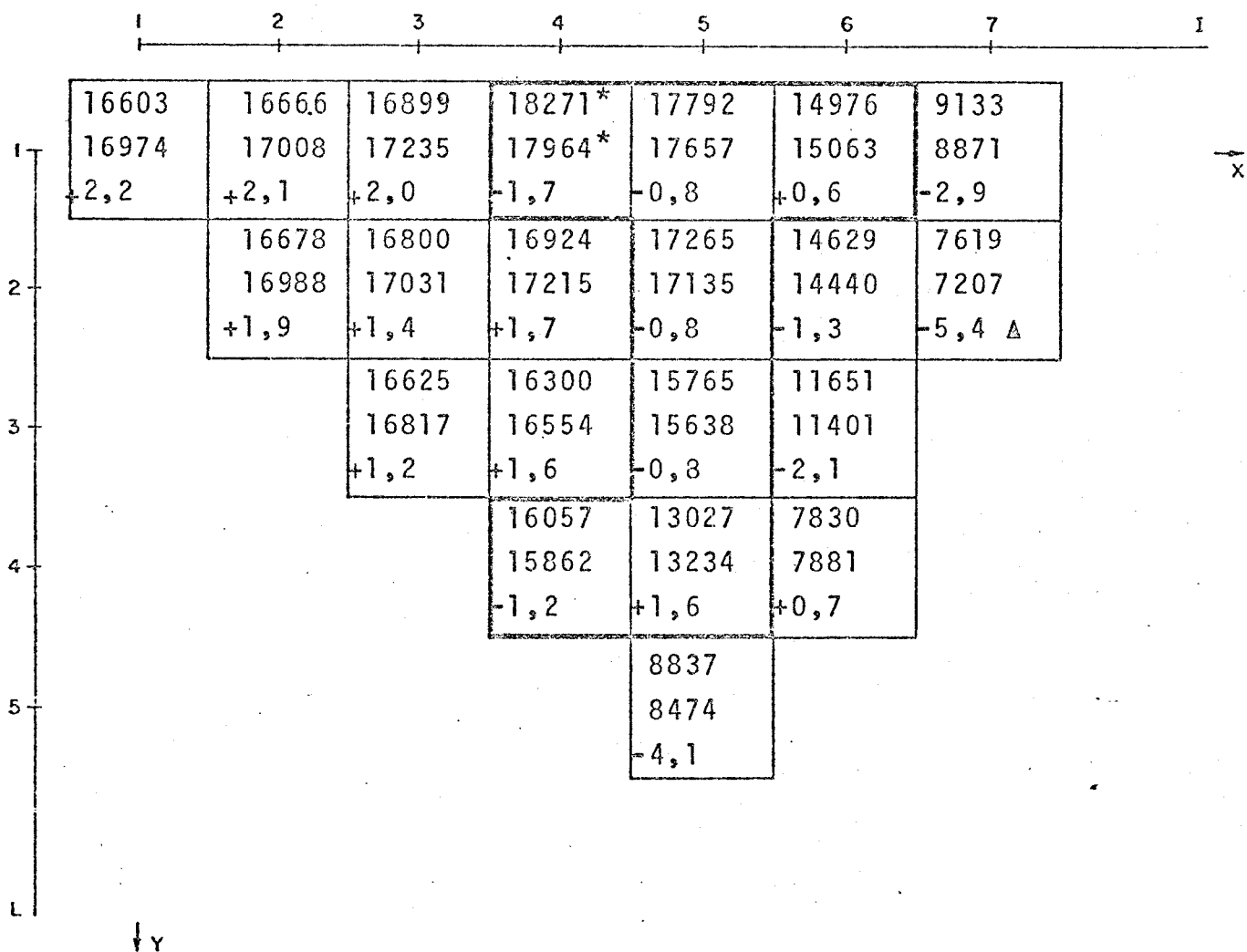
Δ indicação do desvio máximo

FIGURA 13

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM "EOC" - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DOS PROGRAMAS LEIWAR/ ELO -

POTÊNCIA = 907,5 MW TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C
 NÚMERO DE CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL = 12 (LEIWAR)

"BURNUP" MÉDIO DO NÚCLEO EM "EOC" = 14270 MWd/tU



ELO
LEIWAR
DESVIO
(%)

* indicação do "burnup" máximo
 Δ indicação do desvio máximo

FIGURA 14

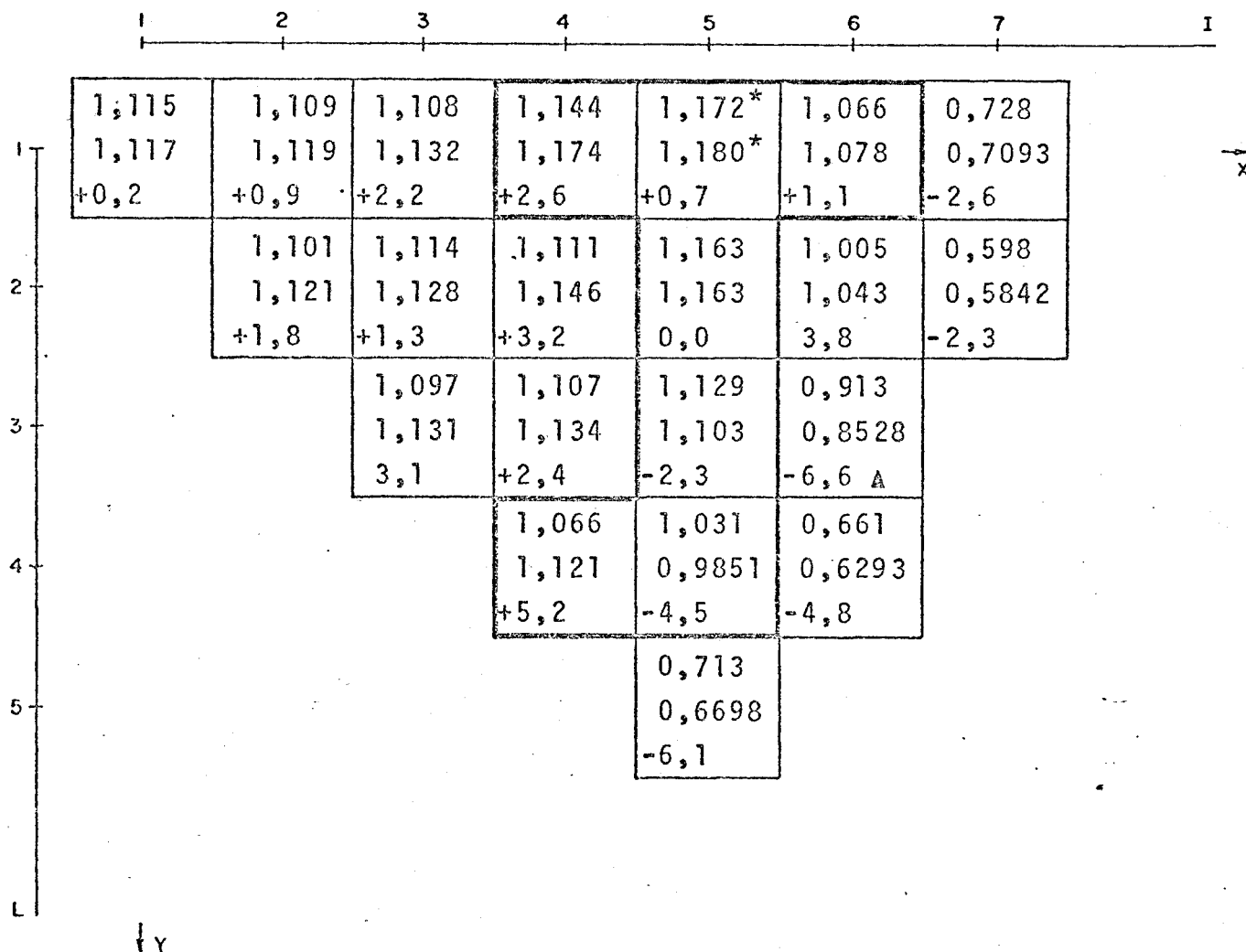
DISTRIBUIÇÃO DE "BURNUP" EM "EOC" - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DOS PROGRAMAS LEIWAR/ELO -

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

NÚMERO DE CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL = 12 (LEIWAR)

"BURNUP" MÉDIO DO NÚCLEO EM "EOC" = 14270 MWd/tU



Média sobre todos os oc tantes

Medidas por Aeroball
LEIWAR
Desvio(%)

* indicação do pico de potência

A indicação do desvio máximo

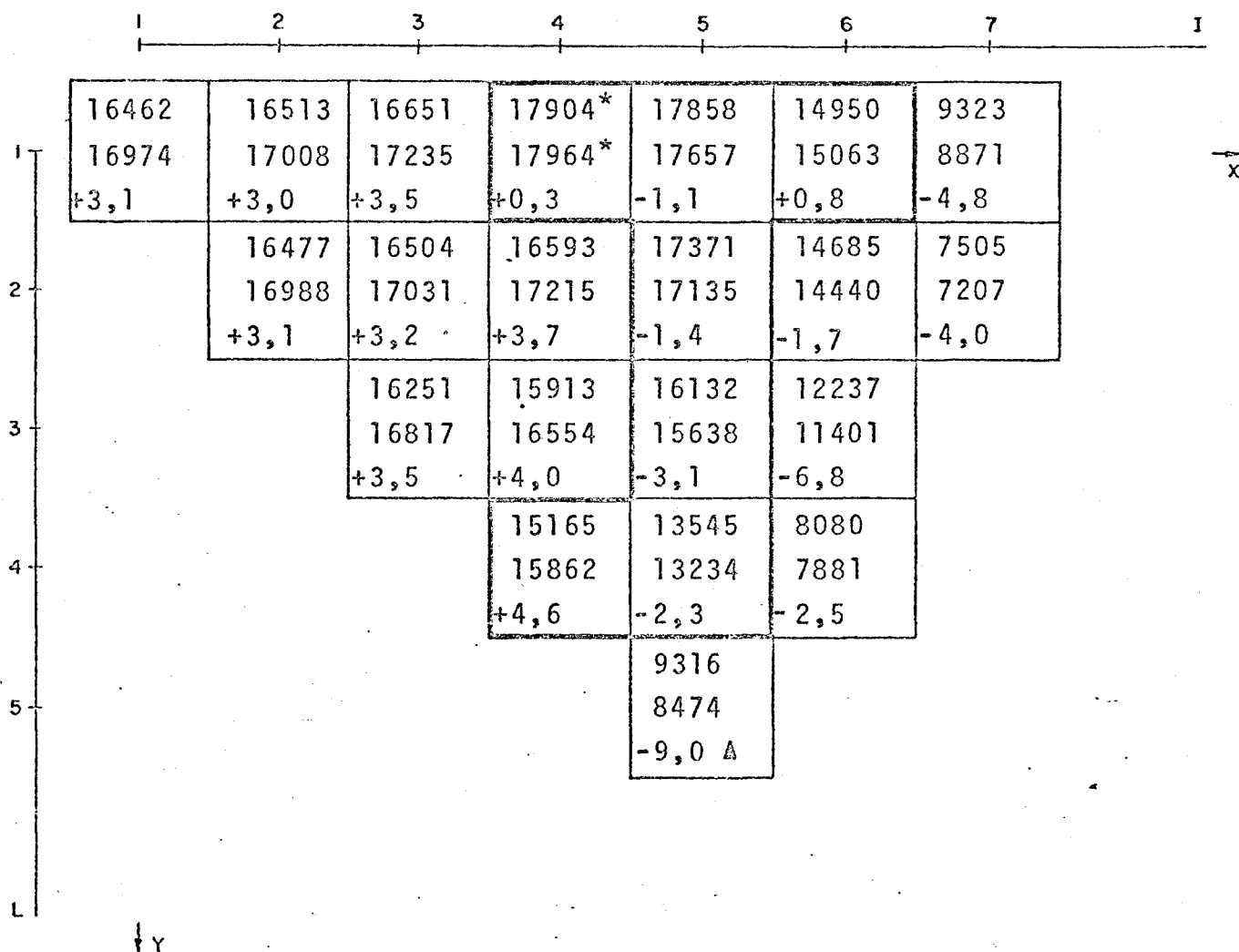
FIGURA 15

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM "EOC" - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA LEIWAR COM RESULTADOS EXPERIMENTAIS [11] -

POTÊNCIA = 907,5 MW TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

NÚMERO DE CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL = 12 (LEIWAR)

"BURNUP" MÉDIO DO NÚCLEO EM "EOC" = 14270 MWd/tU



Média sobre
todos os oc
tantes

Valor fo- necido
pela KWJ
LEIWAR
Desvio(%)

* indicação do "burnup" máximo

Δ indicação do desvio máximo

FIGURA 16

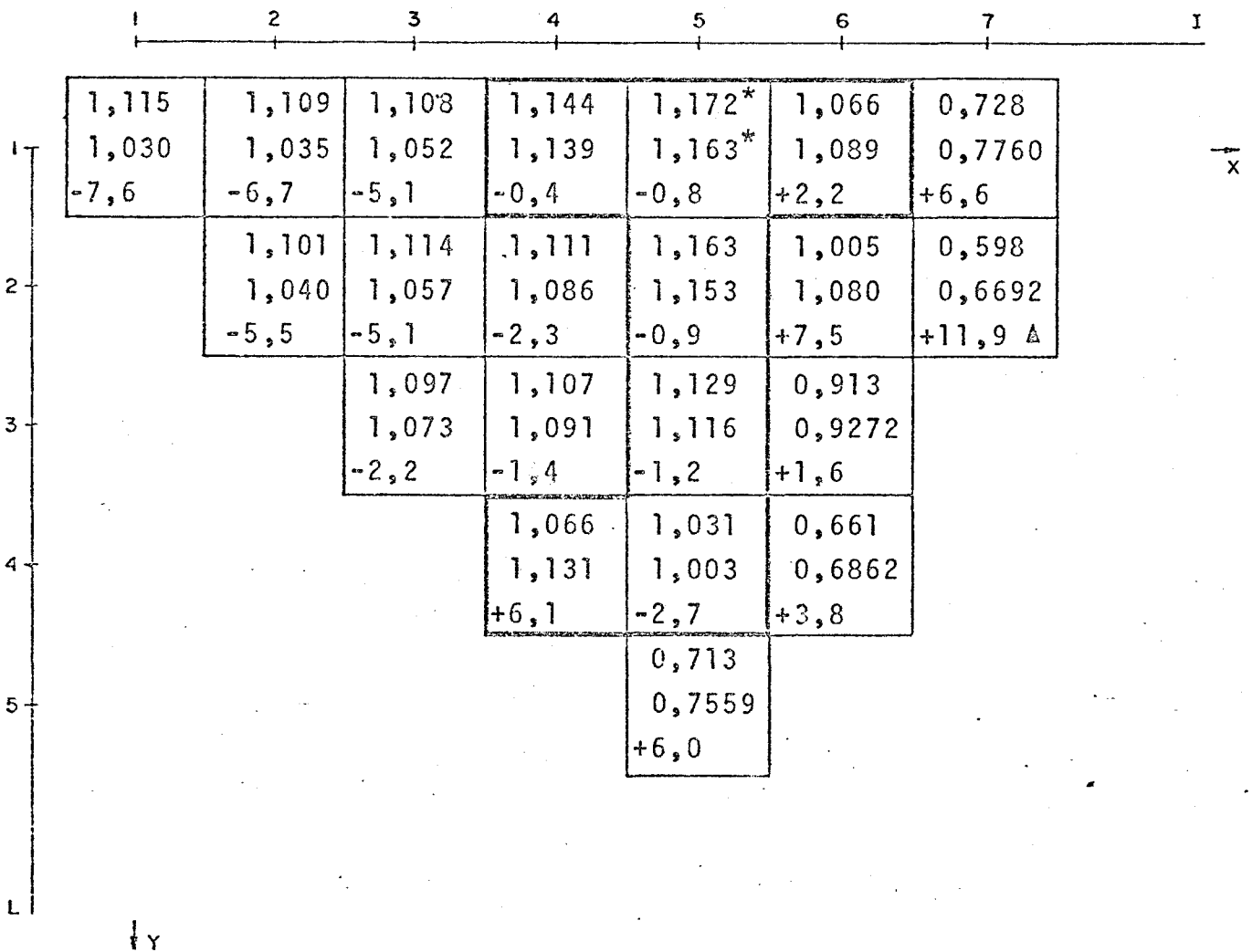
DISTRIBUIÇÃO DE "BURNUP" EM "EOC" - COMPARAÇÃO DOS RESULTA-
DOS DO PROGRAMA LEIWAR COM RESULTADOS FORNECIDOS
PELA KWJ -

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

NÚMERO DE CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL = 12 (LEIWAR)

"BURNUP" MÉDIO DO NÚCLEO EM "EOC" = 14270 MWd/tu



Média sobre todos os oc-
tantes

Medidas por Aero-ball
ELO
Desvio(%)

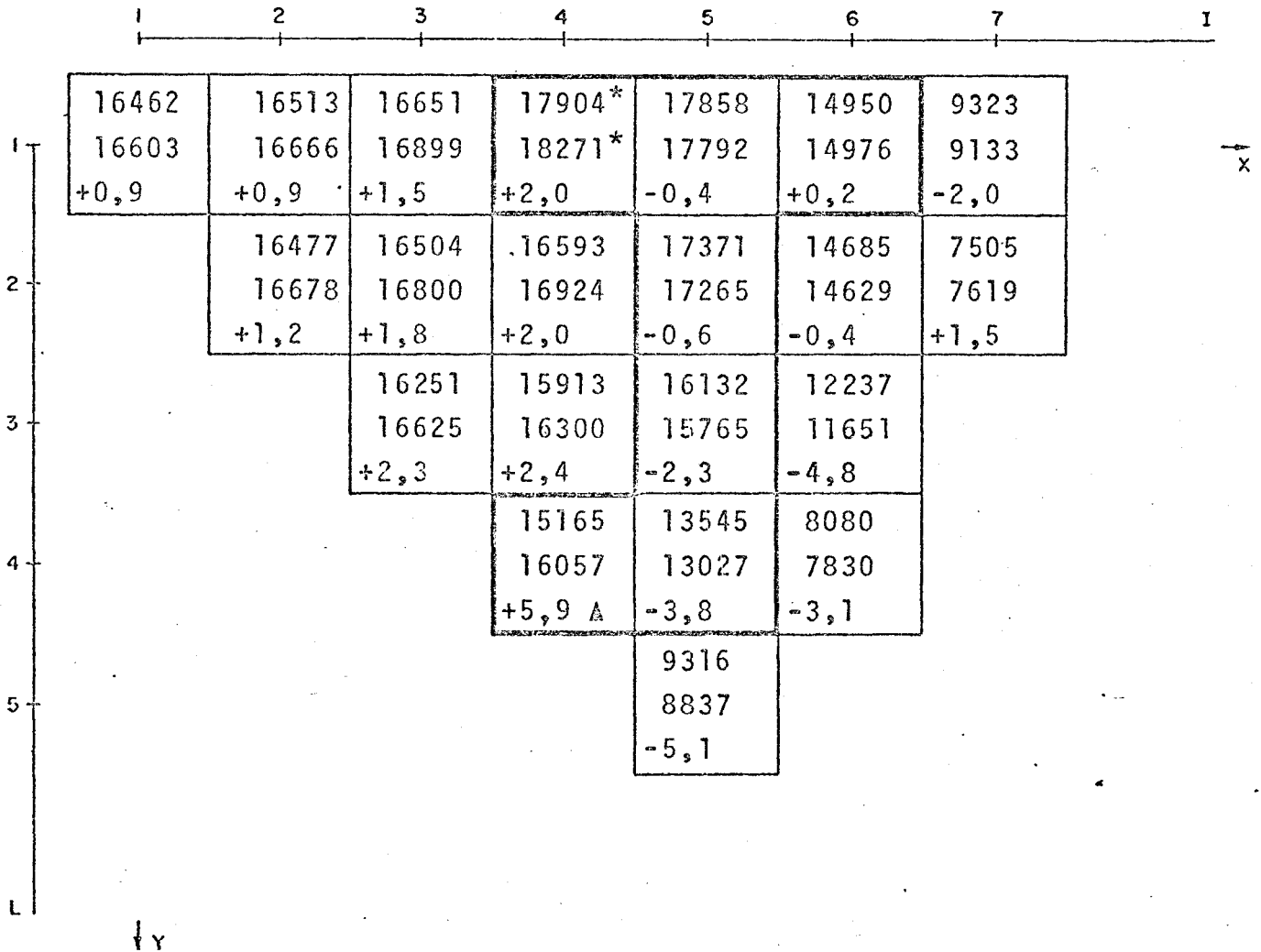
* indicação do pico de potência
Δ indicação do desvio máximo

FIGURA 17

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM "EOC" - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA ELO COM RESULTADOS EXPERIMENTAIS [11] -

POTÊNCIA = 907,5 MW TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

"BURNUP" MÉDIO DO NÚCLEO EM "EOC" = 14270 Mwd/tU



Medida sobre todos os octantes

Valor fornecido pela KWU
ELO
Desvio(%)

* indicação do "burnup" máximo

Δ indicação do desvio máximo

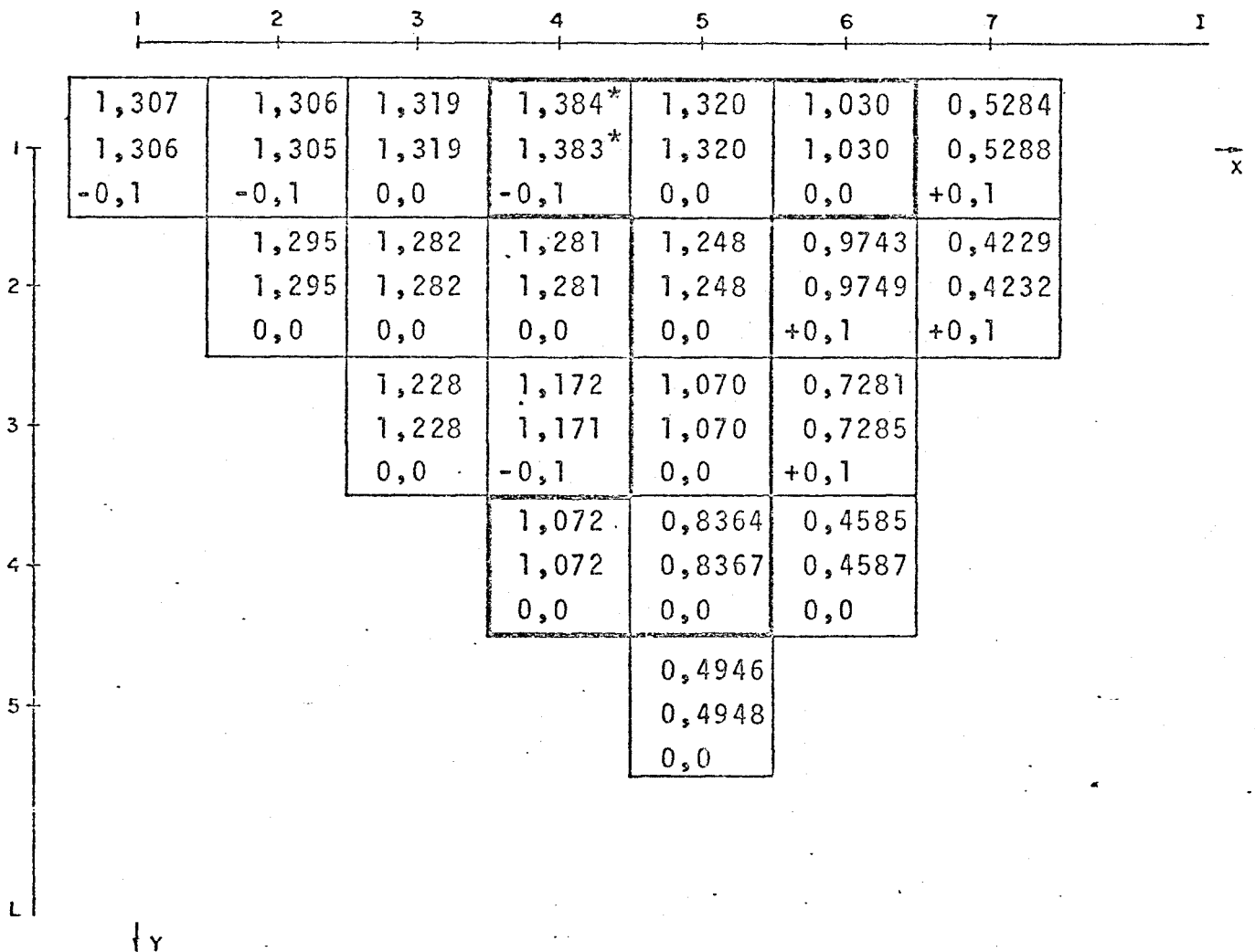
FIGURA 18

DISTRIBUIÇÃO DE "BURNUP" EM "EOC" - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA ELO COM RESULTADOS FORNECIDOS PELA KWU-

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

"BURNUP" MÉDIO DO NÚCLEO EM "EOC" = 14270 MWd/tU



12	Caixas
6	Caixas
	Desvio(%)

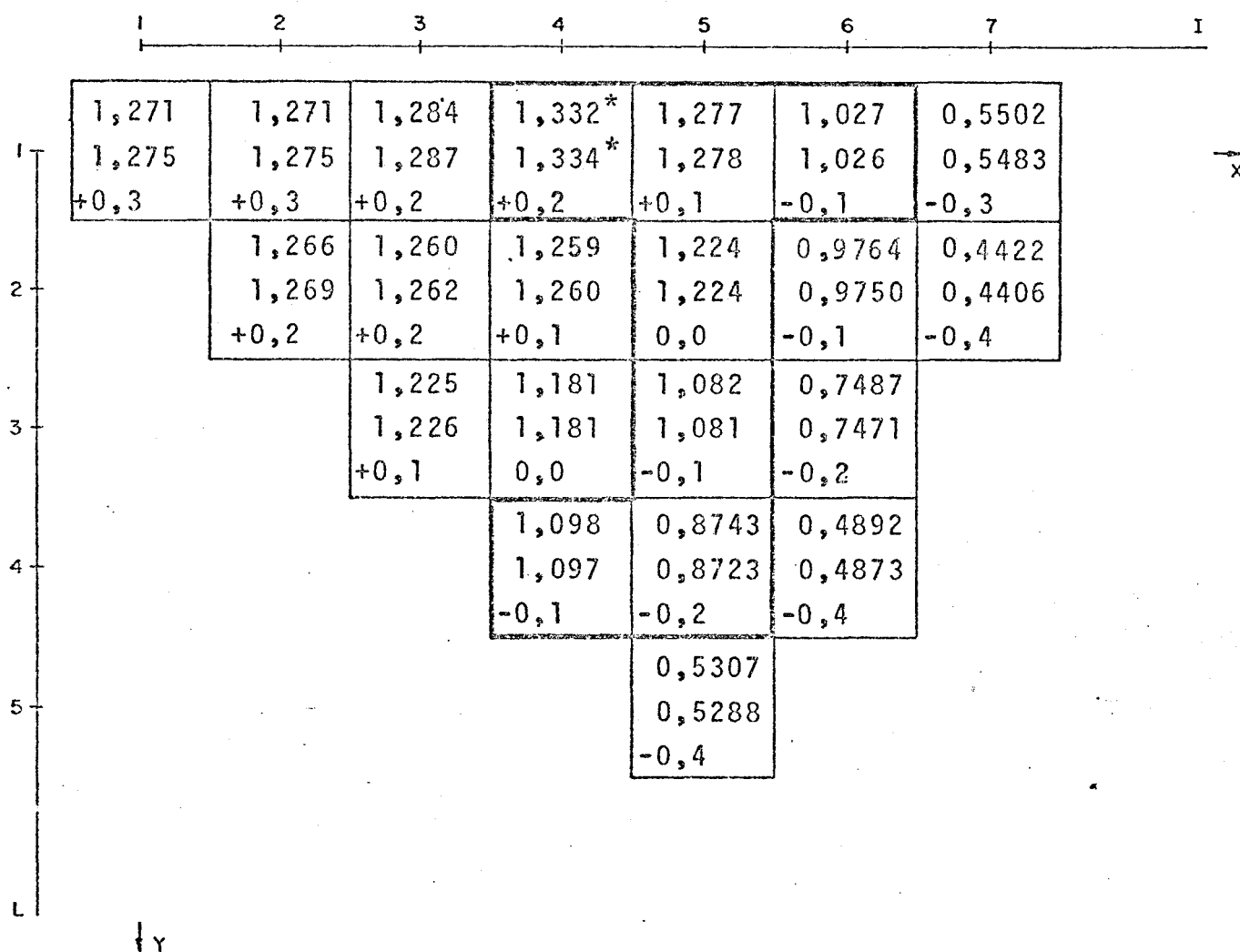
* indicação do pico de potência

FIGURA 19

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM "BOL-CLEAN" - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA LEIWAR PARA 6 E 12 CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL -

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C



12 Cai- xas
6 Cai- xas
Desvio(%)

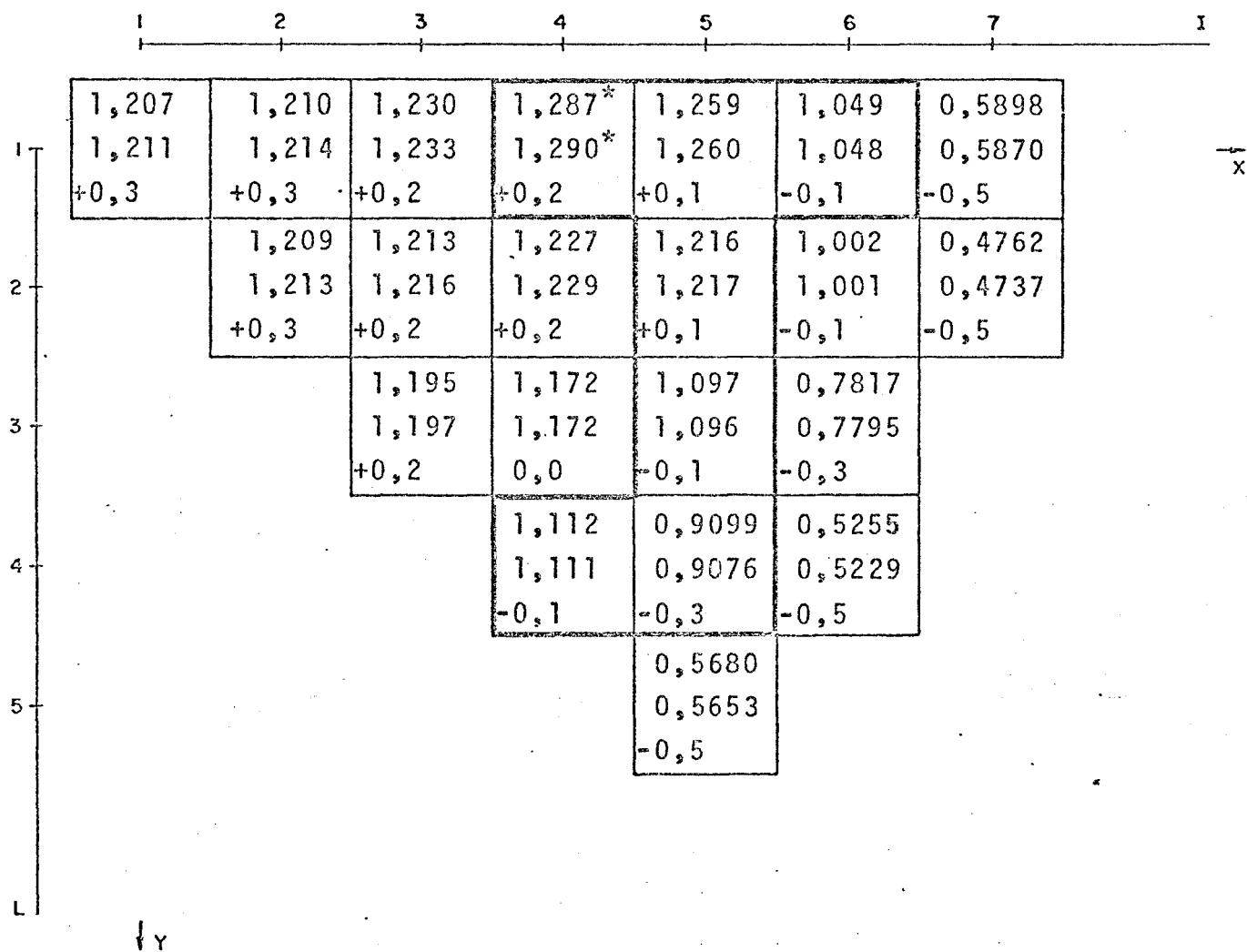
* indicação do pico de potência

FIGURA 20

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM 2000 MWd/tU - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA LEIWAR PARA 6 E 12 CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL -

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C



12 Cai-
xas
6 Cai-
xas
Desvio(%)

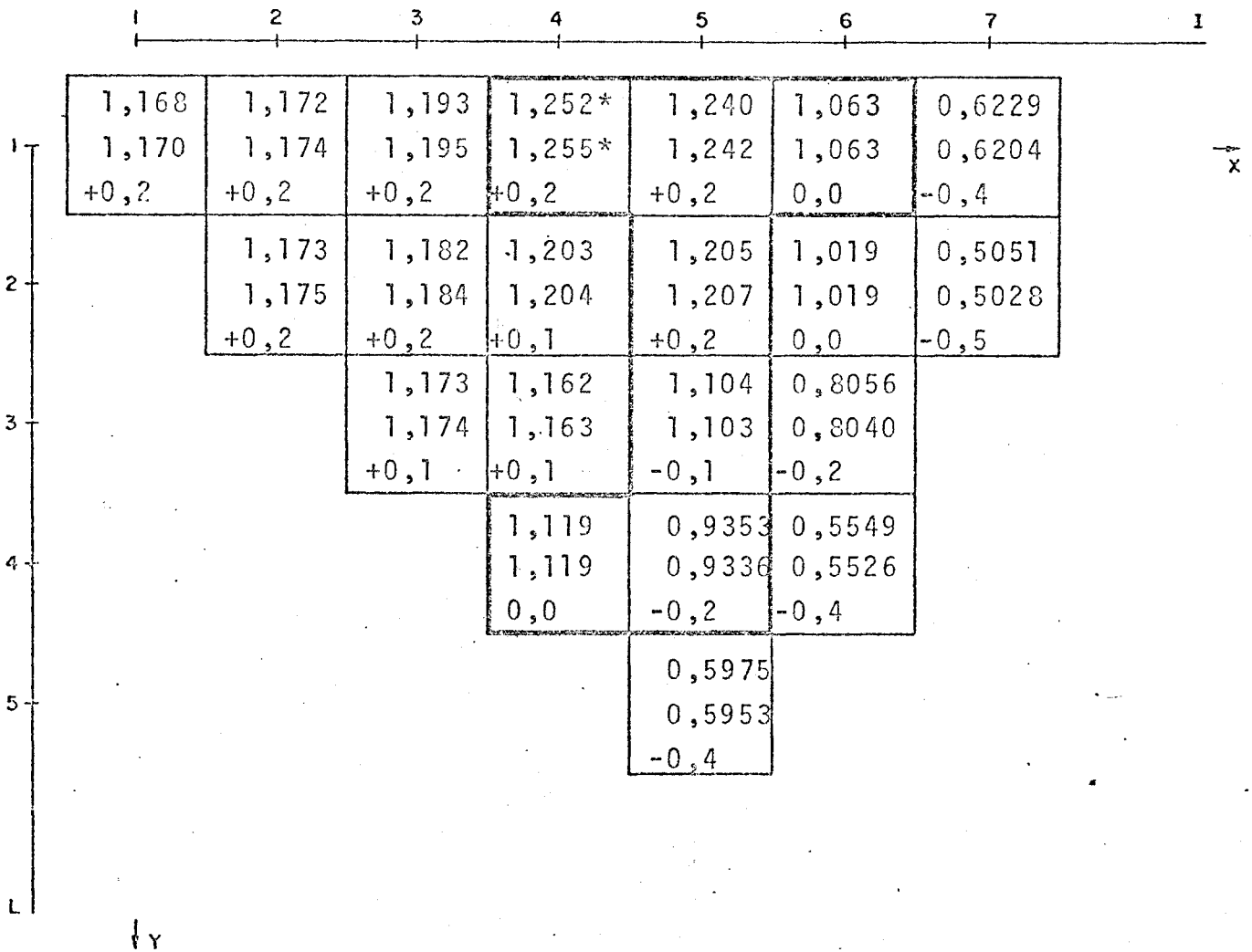
* indicação do pico da potência

FIGURA 21

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM 4000 MWd/tu - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA LEIWAR PARA 6 E 12 CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL -

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C



12 Caixas
6 Caixas
Desvio (%)

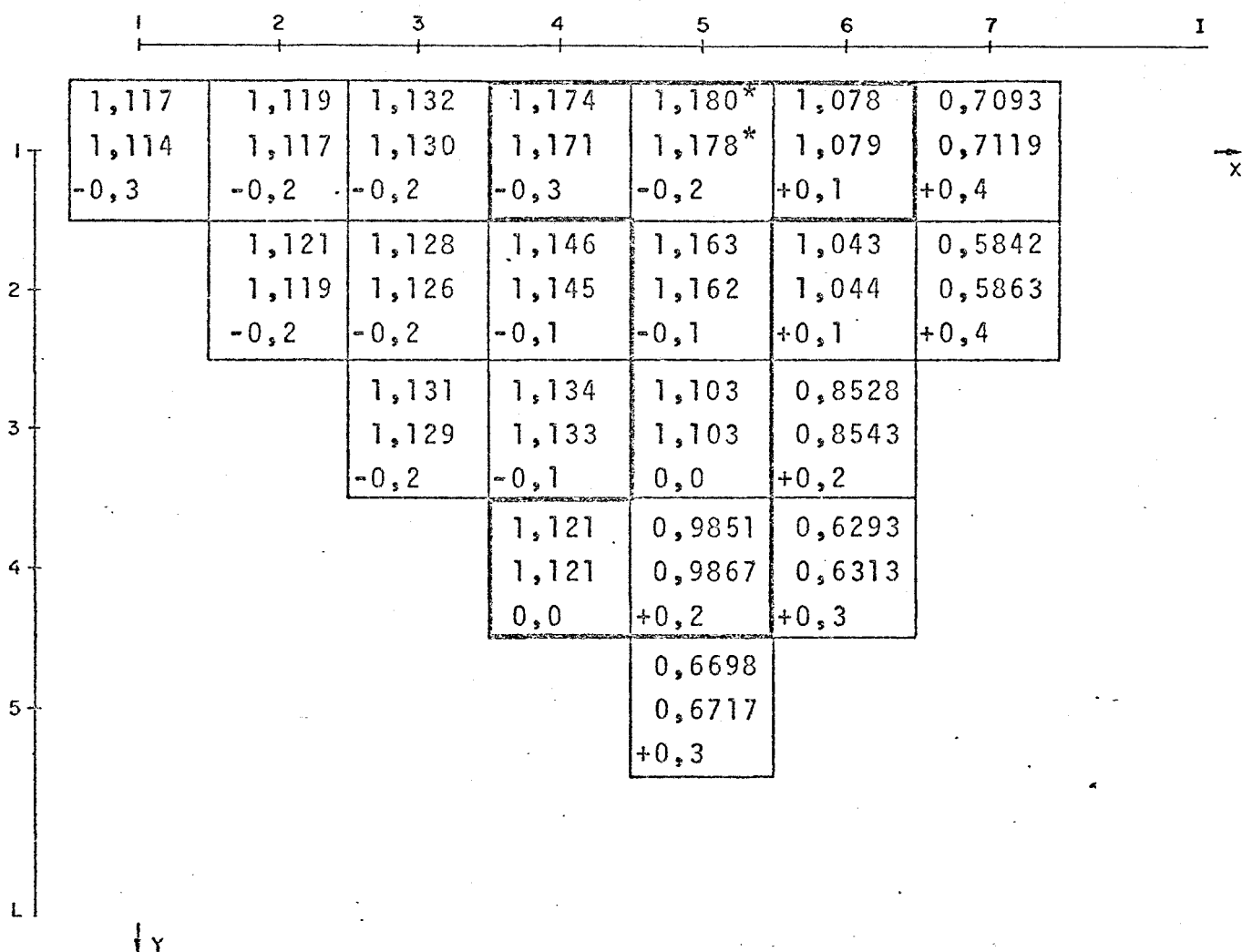
* indicação do pico de potência

FIGURA 22

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM 6000 MWd/tu - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA LEIWAR PARA 6 E 12 CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C



12 Cai-
xas
6 Cai-
xas
Desvio(%)

* indicação do pico de potência

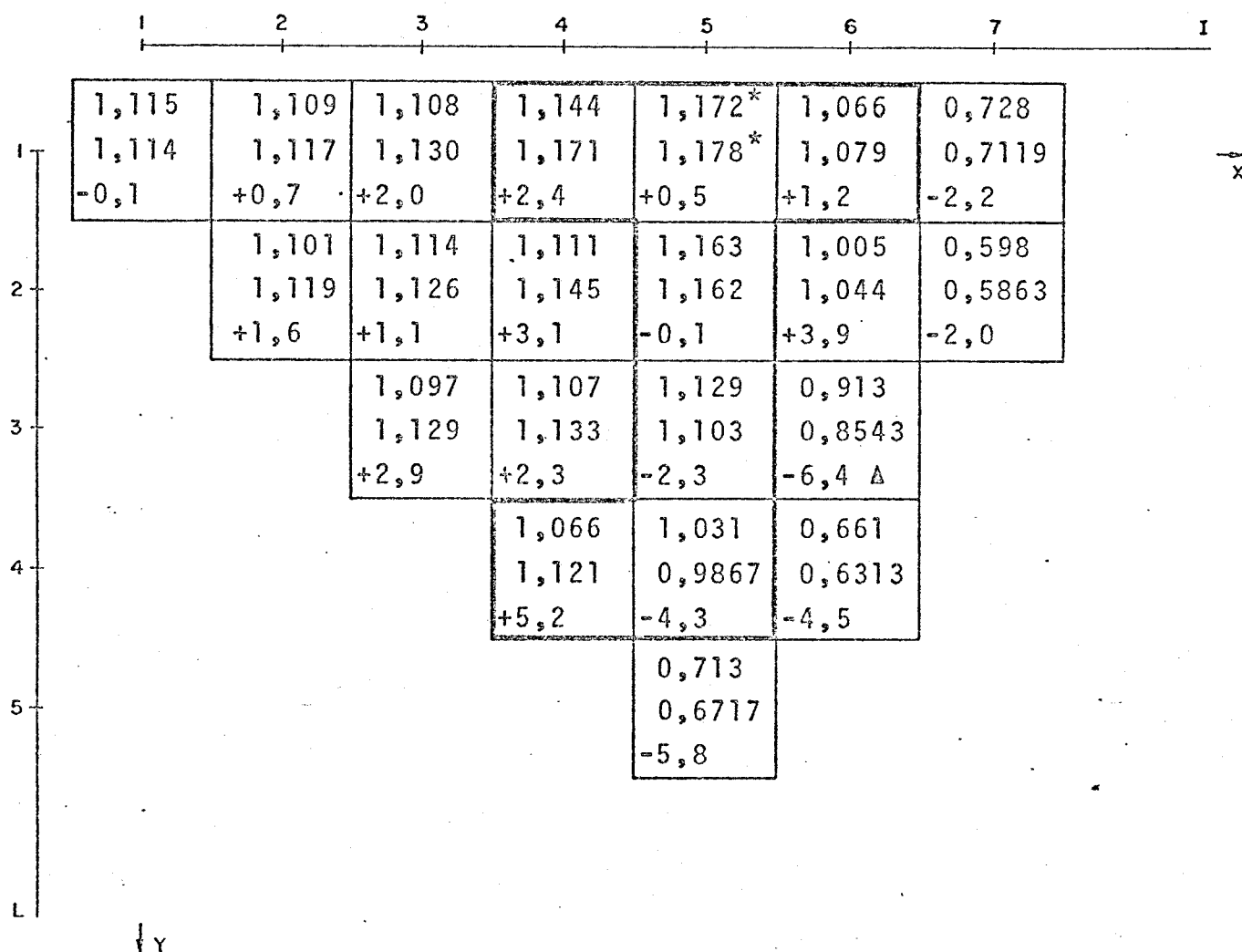
FIGURA 23

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM "EOC" - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA LEIWAR PARA 6 E 12 CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL -

POTÊNCIA = 907,5 MW

TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

"BURNUP" MÉDIO DO NÚCLEO EM "EOC" = 14270 MWd/tU



Média sobre todos os octantes

Medidas por Ae-roball
LEIWAR
Desvio(%)

* indicação do pico de potência
 Δ indicação do desvio máximo

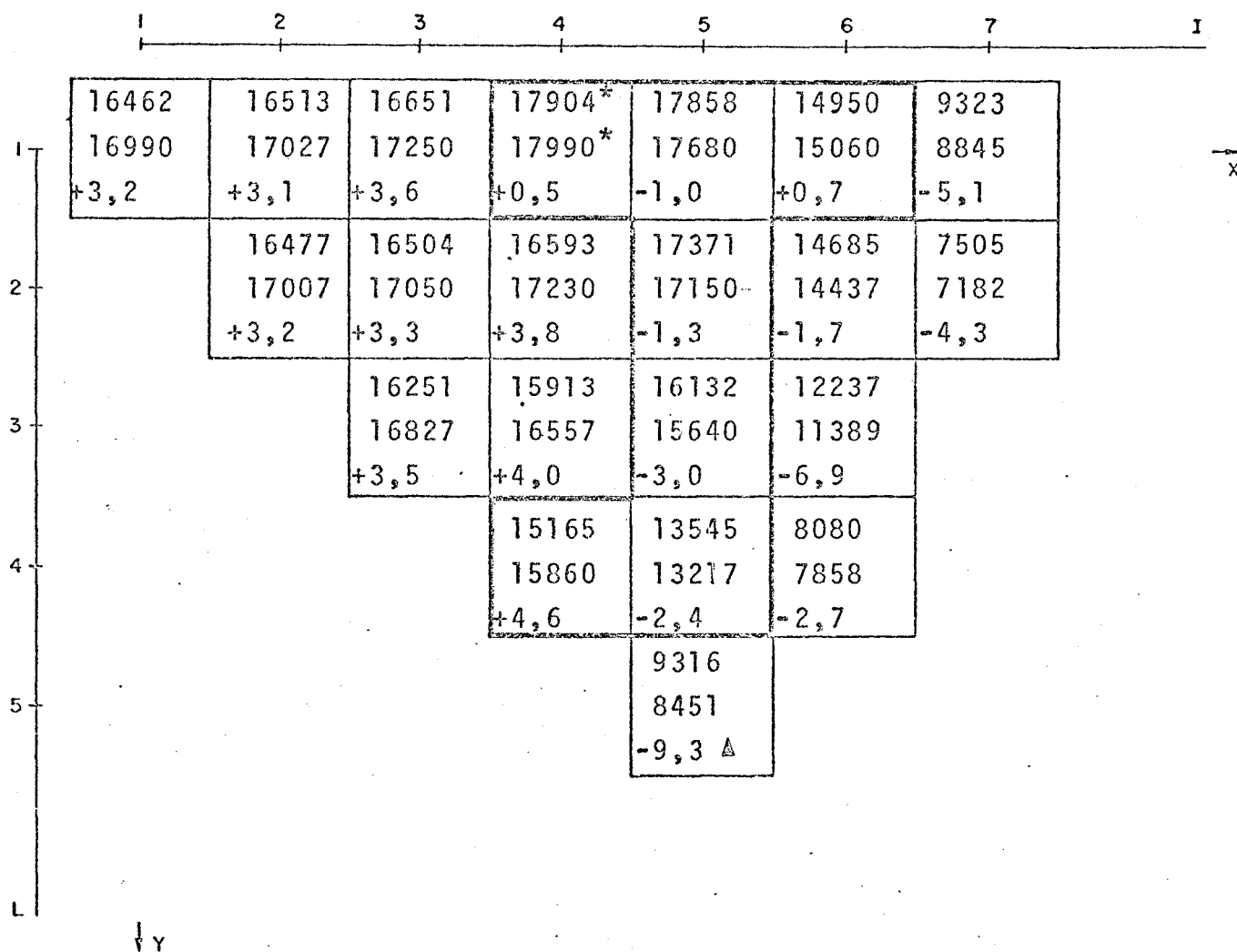
FIGURA 24

DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA EM "EOC" - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA LEIWAR COM RESULTADOS EXPERIMENTAIS [11] -

POTÊNCIA = 907,5 MW TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

NÚMERO DE CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL=6 (LEIWAR)

"BURNUP" MÉDIO DO NÚCLEO EM "EOC" = 14270 MWd/tu



Média sobre
todos os
octantes

Valor fornecido pela KWU
LEIWAR
Desvio(%)

* indicação do "burnup" máximo

Δ indicação do desvio máximo

FIGURA 25

DISTRIBUIÇÃO DE "BURNUP" EM "EOC" - COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS DO PROGRAMA LEIWAR COM RESULTADOS FORNECIDOS PELA KWU -

POTÊNCIA = 907,5 MW TEMPERATURA DO MODERADOR = 286°C

NÚMERO DE CAIXAS AXIAIS POR ELEMENTO COMBUSTÍVEL = 6 (LEIWAR)

"BURNUP" MÉDIO DO NÚCLEO EM "EOC" = 14270 MWd/tU

COMPLEMENTAÇÃO DOS TESTES DO PROGRAMA

Para se chegar a uma conclusão final quanto à pre
cisão dos resultados do Programa LEIWAR, devem-se efetuar cál
culos, considerando-se isoladamente as realimentações : termo
hidrráulica, xenônio e Doppler. Além disto, as opções referi -
das na seção 1.4 do Capítulo I devem ser completamente testa-
das.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] LOCKE, G. Desenvolvimento de um Processo Especial de Cálculo para a Configuração do Núcleo. Kiel, GKSS, 1965. (em alemão)
- [2] DELP, D.L. et alii. FLARE, A Three-Dimensional Boiling Water Reactor Simulator. San Jose, California, General Electric Company, 1964. (GEAP - 4598).
- [3] GOLDSTEIN, L. et alii. Calculation of Fuel-Cycle Burnup and Power Distribution of Dresden-I Reactor with TRILUX Fuel Management Program. Trans. Am. Nucl. Soc., Hinsdale, 10 (1) : 300, June, 1967.
- [4] BORRESEN, S. A Simplified, Coarse-Mesh, Three - Dimensional Diffusion Scheme for Calculating the Gross Power Distribution in a Boiling Water Reactor. Nucl. Sci. Eng., Hinsdale, 44 (1) : 37-43, Apr., 1971.
- [5] KIM, Y.S. NUSIM-3, A Digital Computer Program for Three Dimensional Nodal Reactor Simulation. Rockville, NUS Corporation, 1975. (NUS-1351).
- [6] FURTADO FILHO, P. & BATISTA, J.R. ELO-Modelo para Cálculo de Evolução Usando Seções de Choque Macroscópicas. Belo Horizonte, NUCLEBRÁS/IPR, 1975. (PAR/GARA 019/75).
- [7] CONSOLE, M. et alii. EREBUS, A Multi-Group Diffusion-Depletion Program in Two Dimensions for the IBM-360. Torino, FIAT-Sezione Energia Nucleare, 1967. (FN-E-88).
- [8] BOWRING, R.W. Physical Model, Based on Bubble

Detachment, and Calculation of Steam Voidage
in the Subcooled Region of a Heated Channel.
Halden, Institutt for Atomenergi, 1962.
(HPR-10).

- [9] FURTADO FILHO, P. & TEIXEIRA, M.C.C. Dados Físicos do Núcleo do Reator KWO (Obrigheim). Belo Horizonte, NUCLEBRÁS/IPR, 1975. (PAR/GARA 011/75).
- [10] BARRY, R.F. LEOPARD, A Spectrum Dependent Non - Spatial Depletion Code for the IBM-7094. Pittsburgh, Westinghouse Electric Corporation, 1963, (WCAP-3269-26).
- [11] MÄRKL, H. et alii. Special Fuel and Absorber Management Problems of Light-Water Reactors and their Solution with Improved Computational Methods. In : PANEL ON REACTOR BURN-UP PHYSICS, Vienna, 1971. Proceedings...Vienna, IAEA, 1973. p.255-275.