

CTA - EAU -- 009/79.

"OTIMIZAÇÃO DO CICLO DE COMBUSTÍVEIS EM REATORES DO TIPO PWR"

por

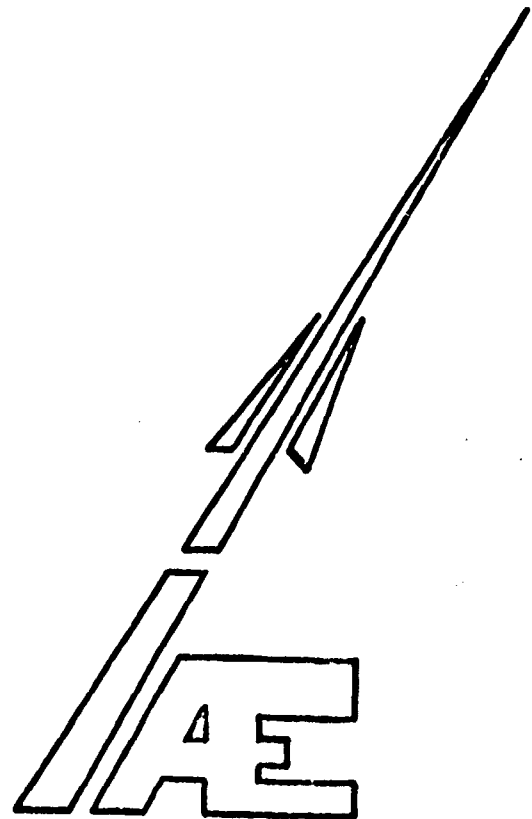
Paulo D. C. Lobo

e

E. S. Amorim

("FUEL CYCLE OPTIMIZATION IN PWR'S")

Divisão de Estudos Avançados
Instituto de Atividades Espaciais
Centro Técnico Aeroespacial
12.200-São José dos Campos-SP
Brasil



OTIMIZAÇÃO DO CICLO DE COMBUSTÍVEIS EM REATORES DO TIPO PWR

Paulo David C. Lobo, E. S. Amorim

RESUMO

Aspectos neutrônicos do núcleo de um reator, ao longo do ciclo de combustível, foram investigados objetivando a utilização "in-core" dos isótopos físséis presentes nos elementos removidos durante a fase de recarregamento.

Os efeitos causados por mudanças introduzidas no projeto foram examinados ao nível de célula e de núcleo através de um modelo originado através do estudo sistemático da metodologia industrial.

A determinados níveis de queima de combustível, mudanças na relação H_2O/UO_2 (por volume) foram introduzidas permitindo, conseqüentemente, uma intensa queima dos isótopos físséis residuais existentes nos elementos com alto grau de exposição. (auto.)

ABSTRACT

Neutronics aspects of a reactor core throughout its cycle were investigated in a search for increasing in-core utilization of the residual fissile isotopes content in the cycle discharged disposal.

The effects due to design modifications introduced at burnup levels near the end-of-cycle, in an equilibrium cycle condition, have indicated the possibility of a better in-core utilization of the residual fissile isotopes existing in the cycle discharged disposal. The potential benefits are significant to warrant an examination of the mechanical and thermal hydraulic involvement.

At convenient burnup levels, change in H_2O/UO_2 volume ratio were introduced allowing an intense depletion of the residual fissile isotopes existing in assemblies with high exposures levels. (auto.)

I - Introdução

Os reatores projetados pela Combustion Engineering⁽¹⁾ exibem, após os dois primeiros ciclos, um remanejamento de combustível em condições de equilíbrio. No final do terceiro ciclo (exposição) o reator é recarregado substituindo-se 1/3 dos elementos combustíveis existentes no núcleo e que apresentaram um alto grau de queima além da redistribuição dos elementos restantes no interior do núcleo segundo padrões previamente selecionados.

Portanto, na fase de recarregamento, este reator (PWR) contém elementos combustíveis que são classificados em 3 grupos de acordo com a exposição a que foram submetidos.

O modo pela qual os elementos de diferentes exposições são dispostos no núcleo determina a distribuição espacial da densidade de potência além de definir a reatividade da configuração selecionada.

Um arranjo criterioso permite manter a razão entre a densidade de potência máxima para a densidade de potência média num nível mais baixo possível.

A Figura (1) mostra, numa vista de topo, uma disposição típica dos elementos combustíveis no início do ciclo e em condições de equilíbrio. Dir-se-ia que os elementos não expostos (frescos) são posicionados na periferia e o restante dispostos segundo determinado critério no interior do núcleo.

O grau de queima do combustível, por batelada, situa-se na faixa de 30000 a 40000 MWD/TON. Os efeitos mais importantes⁽²⁾ introduzidos no sistema devido a queima consistem na diminuição gradativa da seção de choque macroscópica de fissão (Σ_f) e do decréscimo da reatividade do combustível traduzido em termos de K_∞ .

A distribuição da reatividade (ou K_∞) dentro do núcleo torna-se importante na determinação da distribuição de potência enquanto que a variação de Σ_f de um elemento combustível para outro responde pela diferença de potência liberada entre eles, principalmente em regiões próximas ao eixo central do reator.

Nosso objetivo é preparar um modelo simples, porém suficientemente preciso, que permita a análise dos efeitos da remoção ou deslocamento do combustível existente em algumas células unitárias no interior do elemento combustível submetido a duas exposições prévias.

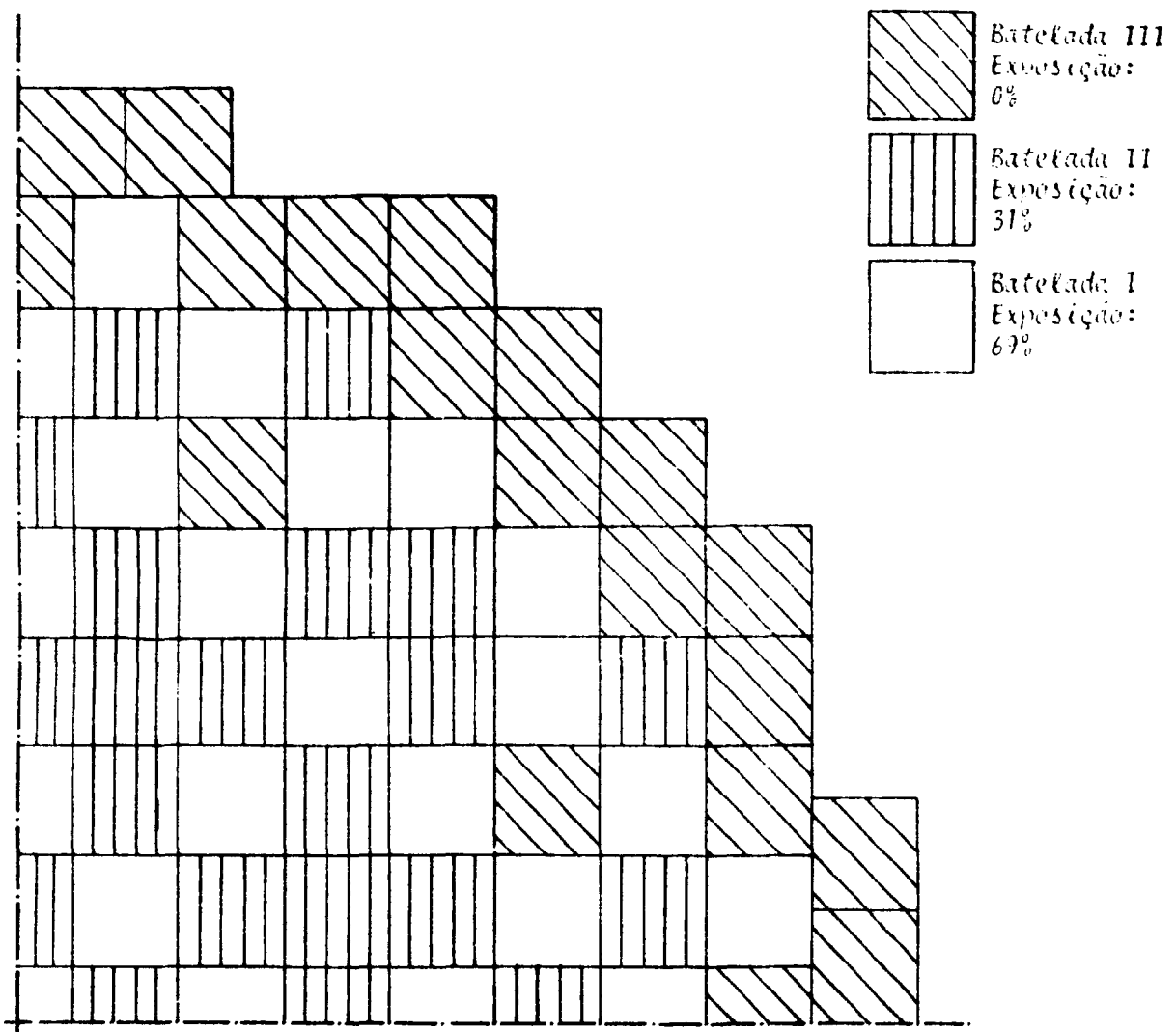


Figura 1: Distribuição do combustível em condições de equilíbrio no início do ciclo (1/4 do núcleo)

Um estudo comparativo entre as duas configurações indicará certos aspectos econômicos envolvidos.

As conclusões obtidas baseiam-se nos modelos propostos e nos resultados computacionais sendo que diversos parâmetros necessários à gerência do combustível foram calculados e comparados com aqueles obtidos por métodos mais elaborados.

II - Descrição do Modelo Analítico e dos Parâmetros de Projeto

O comportamento do núcleo será descrito por um modelo a 2D contendo zonas representativas dos diferentes graus de exposição descritas na Figura 1.

Cada zona, no sentido físico, representará 1/4 de um elemento combustível e o modelo, como um todo, incorpora 4 zonas segundo a Figura (2).

Segundo os dados de projetos⁽²⁾ e condicionados ao modelo proposto, a primeira zona seria representada pelo combustível não exposto. A segunda e a terceira zonas compreendem elementos que permaneceriam no núcleo por uma exposição tendo em média uma queima de 11713 MWD/TON e, a última zona, representa elementos tendo em média uma queima de 21658 MWD/TON.

Cada elemento combustível foi dividido em duas sub-zonas. A primeira especifica as células junto à periferia do elemento combustível e a segunda as células unitárias interiores ao elemento.

Os tubos guias dos elementos de controle, que ocupam áreas específicas dentro das sub-zonas consideradas receberam uma indicação à parte ou consideradas especiais. Este procedimento é necessário para cálculos posteriores envolvendo o valor das barras de controle. Uma pseudo sub-zona permitirá a análise dos efeitos (reatividade) da água residual introduzidos pela remoção ou deslocamento de células unitárias no interior do elemento combustível.

Uma configuração de malha nos permitiu reservar pelo menos um ponto da grade em cada célula unitária reservando-se dois pontos no espaçamento entre os elementos combustíveis.

Devido aos trabalhos de Haling⁽³⁾ incorporamos duas regiões (Figura (2)) extras ao modelo analítico permitindo uma melhor representação na distribuição da densidade de potência.

Admitiu-se simetria (reflexão) nos contornos externos da região extra tipo A além de não se incorporar células de veneno queimável que afetariam a

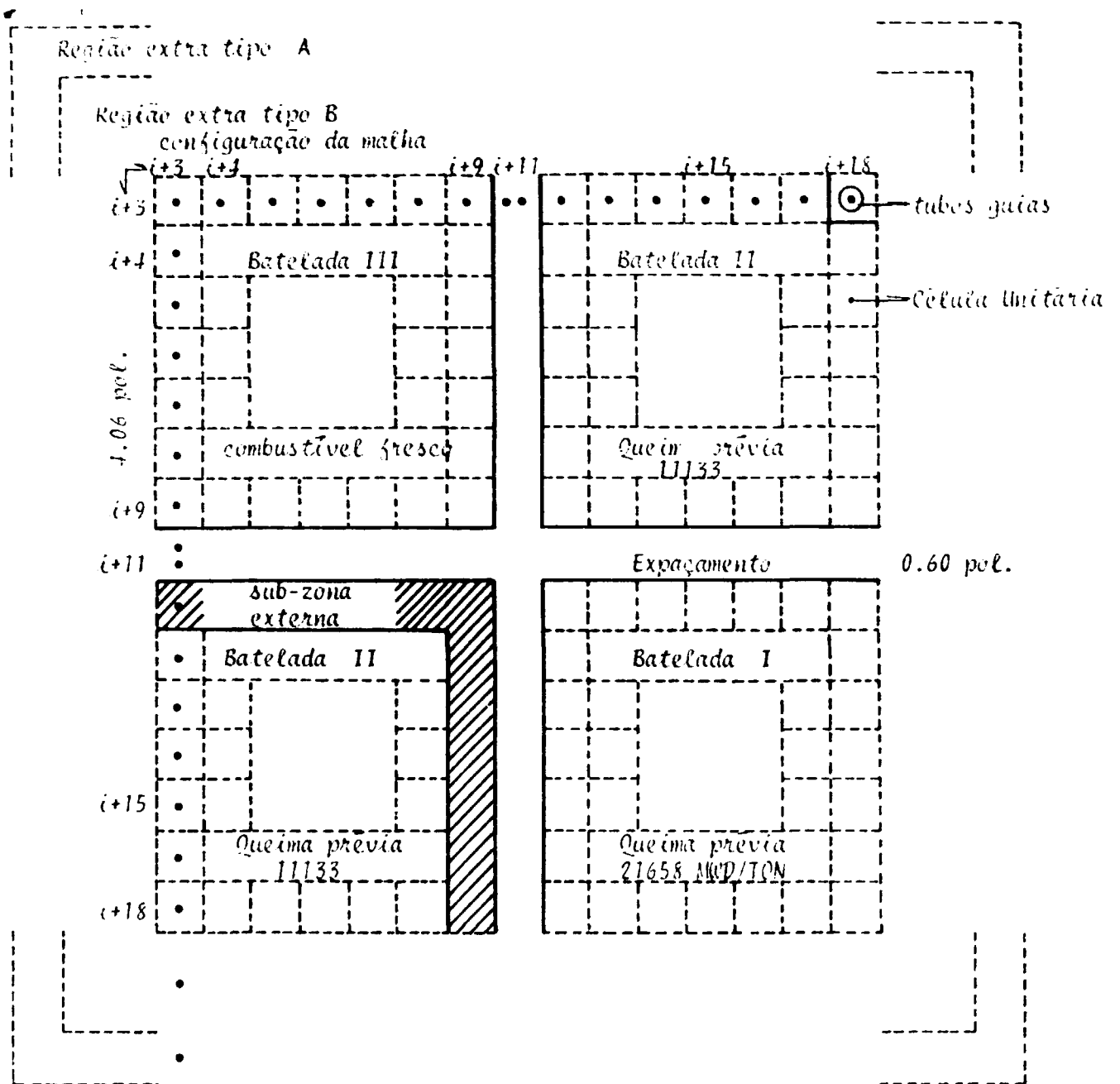


Figura 2: Modelo Analítico contendo os elementos combustíveis no início do ciclo em condições de equilíbrio.

distribuição de potência e a extensão dos ciclos do combustível durante as cargas iniciais.

Observe-se que foi preservado no presente modelo o excesso de reatividade semelhante aquele calculado para a batelada II, conseqüentemente, várias propriedades a serem calculadas dependerão intrinsecamente desta batelada e em concordância com os reatores comerciais projetados com um carregamento de 1/3 de batelada por ciclo.

A Tabela I sumariza os parâmetros do reator selecionados e a Figura 3 mostra em corte (visto de topo) as dimensões de um combustível usado como referência de cálculo.

III - Métodos e Procedimentos

O cálculo dos aspectos neutronicos de um sistema heterogêneo e dos efeitos introduzidos pela queima gradativa do combustível e, posteriormente, submetido a variações da geometria e/ou parâmetros de projeto foram executados pelo programa CITATION⁽⁴⁾. Os códigos LEOPARD⁽⁵⁾, LASER⁽⁶⁾, GAUSS⁽⁷⁾ associados ao sistema HAMMER⁽⁸⁾ foram usados ao nível de geração de dados.

CITATION é um programa que trata a teoria da difusão por multigrupo e por diferenças finitas a uma, duas ou três dimensões. O código estima a queima do combustível detalhadamente e permitindo ao usuário elaborar diferentes estratégias de recarregamento permitidas.

Sub-rotinas permitem cálculos pela teoria da perturbação (aproximação de primeira ordem) fornecendo-se, a priori, dados nucleares microscópicos e concentrações de núclídeos envolvidos.

LASER é um programa a uma dimensão (geometria cilíndrica) para o cálculo da queima do combustível e para problemas de criticalidade, utilizando a forma descrita da Teoria Integral do Transporte de Neutron. Este programa incorpora os programas MUFT (faixa rápida) e THERMOS (faixa térmica) com uma energia limite entre as duas faixas da ordem de 1.85 ev.

LEOPARD incorpora uma versão modificada do MUFT associado ao SOFACATE. Permite o cálculo do espectro de neutrons rápidos e térmicos para células unitárias cilíndricas e, a critério, realiza a queima do combustível para um núcleo sem dimensões.

GAUSS é um programa a uma dimensão e a um grupo de energia que permite a utilização da densidade de moderação calculada pelo programa MUFT como fon-

TABELA I
PARÂMETROS DE PROJETO

PARÂMETROS	DIMENSÃO
- Potência elétrica MW(e)	800
- Potência térmica MW(t) (Núcleo)	2570
- Célula unitária	
- Combustível (pastilhas sinterizadas)	UO2
- Revestimento	Zircaloy-4
- Enriquecimento (%)	3.2
- Comprimento ativo (pol.)	137
- Pastilha, diâmetro externo (pol.)	.18826
- Revestimento, diâmetro interno (pol.)	.192
- Revestimento, diâmetro externo (pol.)	.220
- Densidade	10.2
- Elementos combustíveis	
- Número de células/elemento	176
- Número de elementos combustíveis no núcleo	217
- Número de células unitárias no núcleo	38192
- Geometria, quadrada	14X14
- Espaçamento (Pitch) (pol.)	0.580
- Relação entre a densidade potência máxima e a densidade potência média	
- Radial	1.76
- Axial	1.68
- Global	3.1
- Carregamento (TON)	87
- Queima, MWD/TON	30.000
- Tubos guias para as barras de controle	
- Número por elemento combustível	5
- Diâmetro externo (pol.)	1.115
- Espessura da parede (pol.)	0.040
- Material	Zr-4

- Frações volumétricas:	
- Zr-2 na região do moderador	.01308
- Inconel na região do moderador ou região extra	.087651
- Boro adicionado ao moderador (ppm) (Dependente da estratégia selecionada)	350
- Pressão (lb/pol ²)	2100
- T. moderador (°F)	562.5
- T. do revestimento (°F)	613.3
- T. do combustível (°F)	1178.5
- Densidade de potência (Watt/cm ³)	75.016
- Carga (g/cm ³ , metal)	2.566

Barra de elemento
combustível
0.410 pol.

Tubo guia

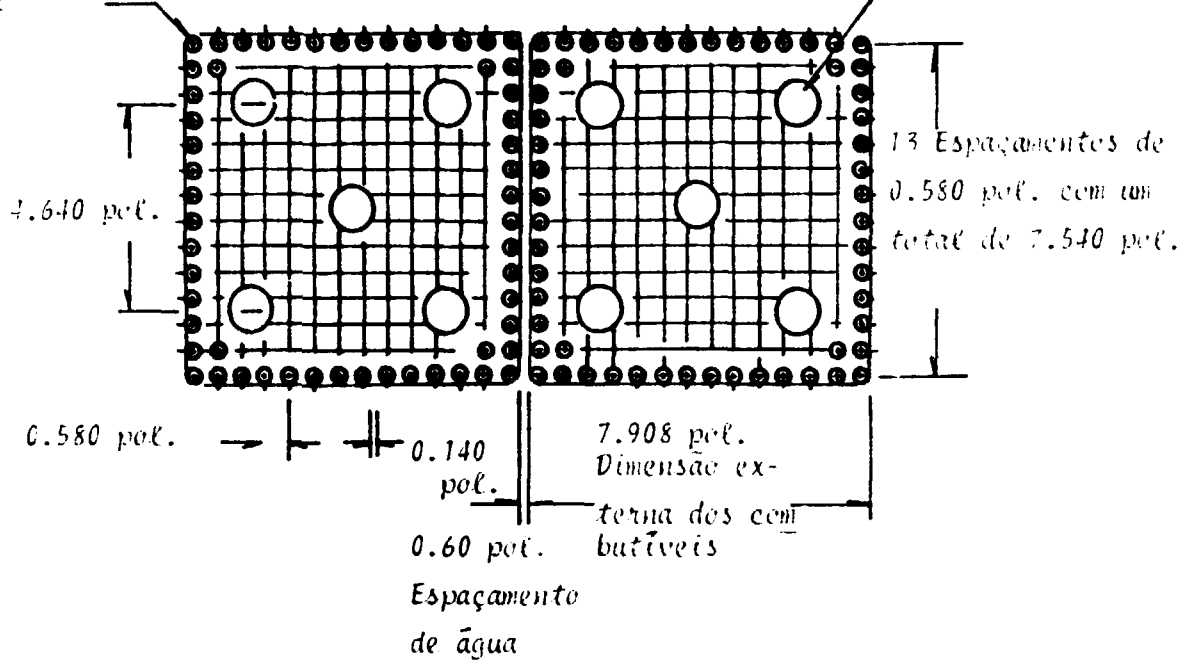


Figura 3: Vista de topo (corte) de um combustível do reator de referência se-
lecionado (LWR-C.E.).

te de neutrons térmicos localizada no moderador. A teoria da difusão, aproximada por diferenças finitas, permite o conhecimento do fluxo de neutrons térmicos e por processos iterativos calcula o coeficiente de difusão (D) efetivo a ser atribuído ao moderador.

O procedimento utilizado neste trabalho pode ser sumarizado como se segue:

- Um cálculo inicial com o programa LEOPARD permitindo que dimensões e concentrações sejam corretamente avaliadas nas condições de operação (Temperaturas).
- Dois cálculos com o programa LASER permitiram o conhecimento das seções de choque efetivas dependentes da queima do combustível. Estes cálculos refletem as zonas externas e internas do elemento com combustível.
- A utilização do programa GAUSS permitiu definir o coeficiente da difusão das células unitárias contendo apenas o moderador.
- O sistema HAMMER permitiu conhecer as seções de choque efetivas do boro em células unitárias contendo os tubos-guias das barras de controle bem como das células unitárias, consistindo apenas do moderador.
- Um cálculo preliminar de queima de combustível permitiu trazer o modelo proposto próximo às condições de equilíbrio. Este cálculo foi executado através de 4 ciclos com uma queima de 10000 MWD/TON por ciclo.
- Uma queima de combustível com concentrações iniciais ditadas no final dos quatro ciclos anteriores foi executada através do programa CITATION. Permitiu-se no final de cada intervalo de tempo que o programa imprimisse os resultados além de remanejá-los para a unidade lógica 13 ("tape"). Este procedimento permitiu reiniciar o cálculo anterior em qualquer ponto de interesse e com novas condições.
- Uma nova queima foi realizada após a remoção de combustíveis existentes nas células unitárias localizadas na zona interna dos elementos combustíveis pertencentes à batelada I.

Os cálculos foram reiniciados com valores previamente armazenados em "tape" e para os diferentes intervalos de tempos tomados previamente ao longo do

ciclo anterior ou ciclo de referência.

IV - Opções e Parâmetros selecionados

IV.1- Descrição das Zonas

O modelo envolve uma associação de 4 zonas separadas entre si por um espaçamento contendo H_2O . Como esperado este conjunto heterogêneo mostra propriedades subcríticas além de um gradiente severo no que tange à distri
buição da densidade de potência.

Desejando-se reproduzir na área útil do modelo selecionado um ambien
te típico como aquele usualmente encontrado em núcleos de reatores do tipo LWR incorporou-se dois tipos de regiões extras ao modelo e o controle efetu
ado por uma pesquisa de "buckling" na região extra tipo A. A introdução da região extra tipo B tem por objetivo atenuar as mudanças bruscas verifica
das na densidade de neutrons provocadas (a cada intervalo de tempo) pelo con
trole efetuado na região A. Estas duas regiões permitem um nivelamento da distribuição de potência nas regiões do modelo analítico e que são do inte
resse da presente investigação.

Cada região foi dividida em sub-zonas de acordo com a descriçã
o prévia (interna ou externa) permitindo-nos especificar diferentes conjuntos de seções de choque de acordo com a queima prévia do combustível e da água as
sociada com cada elemento combustível.

A figura 4 e a Tabela II espelham a configuração do modelo analítico. A indicação numérica referente ao conjunto de seções de choque existentes na Tabela II indica que cada conjunto é associado à uma determinada zona. No
vas designações são assumidas no final de cada intervalo de tempo ao longo do ciclo.

IV.2- "Buckling"

Na determinação do fator de multiplicação efetivo correspondente ao modelo proposto usou-se os valores experimentais determinados pela C.E. ,

Eich e Williams⁽⁹⁾, após certos procedimentos computacionais, estabeleceram que nas aproximações B_1 e P_3 os autovalores associados aos grupos rápidos mostravam equivalência quando um único "buckling" era especificado para todos os grupos na faixa rápida além do que a sensibilidade do cálculo era pequena ou mesmo mostrava certa independência no que tange ao valor do

Distância (cm)	Sub-zona externa												Coordenadas																		
	1,4756	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754		0,1524	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754	1,4754							
Pontos de Malha	1	1	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	2	1	1	2	2	1	1	2	2	1	1	1	1						
3	3	Região extra										(9)	3	3	(9)	(8)	4	(5)	(6)	(11)	(11)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(7)	(7)	1	
3	3	Tipo B										(9)	3	3	(9)	(8)	4	(5)	(6)	(11)	(11)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(7)	(7)	2
(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	3		
(9)	(9)	(9)	(2)	(2)	(2)	(2)	Região extra					(1)	4	(5)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	4	
(9)	(9)	(9)	(2)	(10)	(10)	(2)	Tipo A					(2)	(1)	4	(5)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	5
(9)	(9)	(9)	(2)	(10)	(10)	2	2	2	2	2	2	2	2	1	4	5	6	6	6	6	6	6	6	7	7	(6)	(6)	(6)	(6)	6	
(9)	(9)	(9)	(2)	(2)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	1	4	5	6	6	6	6	6	6	6	6	6	(6)	(6)	(6)	(6)	7	
(9)	(9)	(9)	(2)	(2)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	1	4	5	6	6	6	6	6	6	6	6	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	8	
3	3	(9)	(2)	(2)	2	2	2	2	3	3	2	2	1	4	5	6	7	7	6	6	6	6	(6)	(6)	(6)	(11)	(11)	9			
3	3	(9)	(2)	(2)	2	2	2	2	3	3	2	2	1	4	5	6	7	7	6	6	6	6	(6)	(6)	(6)	(11)	(11)	10			
(9)	(9)	(9)	(2)	(2)	2	2	2	2	2	2	2	2	1	4	5	6	6	6	6	6	6	6	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	11			
(5)	(5)	(1)	(1)	(1)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	4	5	5	5	5	5	5	5	5	(5)	(5)	(5)	(5)	(5)	12			
4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	Espaçamento de H ₂ O				4	4	4	4	4	4	13			
(5)	(5)	(5)	(5)	(5)	5	5	5	5	5	5	5	4	4	4	6	6	8	8	8	8	8	8	6	(6)	(6)	(2)	(2)	(2)	14		
(5)	(6)	(6)	(6)	(6)	6	6	6	6	6	6	6	5	4	4	8	9	9	9	9	9	9	9	(9)	(9)	(2)	(2)	(2)	15			
(11)	(11)	(6)	(6)	(6)	6	6	6	6	7	7	6	5	4	4	8	9	9	9	9	9	9	9	(9)	(9)	(2)	9	9	16			
(11)	(11)	(6)	(6)	(6)	6	6	6	6	7	7	6	5	4	4	8	9	9	9	9	9	9	9	(9)	(9)	(2)	9	9	17			
(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	6	6	6	6	6	6	6	5	4	4	8	9	9	9	9	9	9	9	(9)	(9)	(2)	(2)	(2)	18			
(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	6	6	6	6	6	6	6	5	4	4	8	9	9	9	9	9	9	9	(9)	(9)	(2)	(2)	(2)	19			
(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	6	6	6	6	6	6	6	5	4	4	8	9	9	9	9	9	9	9	(9)	(9)	(2)	(2)	(2)	20			
(5)	(6)	(6)	(6)	(6)	6	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(5)	4	4	8	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	3	3	(9)	(2)	(2)	(2)	21			
(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(5)	4	4	8	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(9)	(5)	(2)	(2)	(2)	22				
(6)	(6)	(6)	6	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(5)	4	4	(1)	(2)	(2)	(2)	(2)	(2)	(2)	(2)	(2)	(2)	(2)	(2)	(2)	23			
7	7	(6)	6	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(11)	(11)	(6)	(5)	4	4	(1)	(2)	3	3	Região extra				(2)	3	3	24					
7	7	(6)	6	(6)	(6)	(6)	(6)	(6)	(11)	(11)	(6)	(5)	4	4	(1)	(2)	3	3	Tipo B				(2)	3	3	25					
Coordenadas	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25						

Figura 4: Diagrama do Modelo Analítico e das Regiões Extras Associadas.

TABELA II
Descrição das Zonas que Compõem o Modelo Analítico

Zona (Primeira)	Zona (Última)	S-Z	Seções de Choque (Conjunto)	DPL	Classe	Nome
1	2	1	14-1	00	1	Combustível - Barelada III
3	3	1	13	-01	2	Tubo-guia
4	4	1	13	-01	3	Espaçamento de água
5	6	1	19-6	00	4	Combustível - Barelada II
7	7	1	13	-01	5	Células destinadas a barras de controle
8	9	1	23-10	00	6	Combustível - Barelada I
10	10	1	13	-01	7	Células destinadas a instrumentação
11	11	1	13	-01	8	EXTRA - (Especificação posterior)

DPL é uma indicação particular requerida por CITATION indicando as zonas onde se efetuam a queima do combustível ao longo do ciclo e a coluna CLASSE da Tabela II especifica as zonas onde serão calculados os autovalores do modelo adotado.

"duckling" tomado como base de cálculo.

A principal divergência, utilizando-se cálculos mais elaborados (tipo P₃), situa-se nos valores preditos para a fuga de neutrons rápidos. Os cálculos de Eich previam uma fuga maior de neutrons rápidos do que os dados experimentais indicavam.

Terney⁽¹⁰⁾ investigou os resultados descritos por Eich por métodos de transporte e de difusão de neutrons a 4 grupos e em geometria cilíndrica. Face aos resultados de Terney observa-se que a teoria da difusão subestima o valor do albedo na interface dos refletores, conseqüentemente dando uma baixa distribuição de densidade de potência na periferia do núcleo e, conseqüentemente, superestimando esta distribuição nas zonas centrais do núcleo.

O coeficiente de difusão dependente do grupo de energia de neutrons, como fornecido e calculado pelo código LASER, não permite qualquer posterior modificação, visto que o procedimento adotado é aplicável a todos os pontos da grade espacial - em outras palavras este coeficiente é dependente das seções de choque que, por sua vez, são modificadas para aplicação no código CITATION

Terney recomendou, na interface (ou superfície livre), o seguinte procedimento corretivo:

$$D_g = \frac{1}{\frac{12}{3} \left(\frac{1+\beta_g}{1-\beta_g} \right)^2 G^2 (\Sigma_{a,g} - \Sigma_{r,g})} \quad (1)$$

onde G é o fator de geometria dependendo do tamanho e das propriedades do refletor em estudo.

β é o albedo para a água e Σ_a e Σ_r sendo as seções de choque microscópicas de absorção e remoção.

Um código auxiliar (GAUSS)⁽⁷⁾ foi utilizado na presente investigação usando a distribuição de neutrons térmicos fornecidos pelo código CITATION. Com convenientes alterações na fuga de neutrons rápidos (decréscimo de 0.4%) observou-se que K efetivo variava cerca de 0.001% permitindo, por outro lado, uma melhor representação da distribuição de potência nas zonas centrais do reator e, conseqüentemente, junto às interfaces. Os valores encontrados nestes ajustes sucessivos compuzeram parte dos dados de entrada nos cálculos apresentados a posteriori.

IV.3 Escala de Tempo e Seleção do Conjunto de Seções de Choque

Usou-se seis pontos na grade da escala de tempo para descrever a queima do combustível sendo que os dois primeiros de 100 a 500 MWD/TON permitiram ao Xe-135 atingir as suas condições de equilíbrio. Os quatro pontos discretos sucessivos foram considerados constantes e com 2375 MWD/TON. Desta maneira a queima "média" imposta ao combustível permite elevar o grau de queima em cada zona do modelo analítico de 10.000 MWD/TON e num ponto discreto posterior esta queima é extrapolada definindo-se um final de ciclo (este é um procedimento adotado no código CITATION).

A seleção do conjunto de Seções de Choque basearam-se nas descrições fornecidas pela Combustion Engineering e realizados segundo cálculos prévios para a queima em batelada.

O conjunto de seções de choque associados à células unitárias acham-se descritos na Tabela III onde as sub-zonas internas e externas especificam o procedimento adotado.

IV.4 Concentração de Boro

Gavin et al.⁽¹¹⁾, determinaram a concentração do boro para o primeiro ciclo do núcleo do reator Maine Yankee expondo seus valores em função da queima do combustível.

Apesar do código CITATION já incluir uma aceleração no processo de convergência para obtenção da concentração crítica de rádio nuclídeos, procurou-se minimizar os recursos envolvidos e considerou-se a concentração do boro natural constante na presente investigação ou uma média de 611 PPM, representando um valor médio face os valores preconizados por Gavin.

IV.5 Especificação da Cadeia de Nuclídeos e Sua Obtenção a Partir das Fissões

Embora CITATION possua uma cadeia de nuclídeos padrão a ser utilizada quando o usuário não especifica a sua trajetória de cálculos, este recurso não foi utilizado.

As seções de choque geradas a partir dos resultados fornecidos pelo código LASER englobam os produtos de fissão em um pseudo produto de fissão à exceção do Xe-135 e Sm-149, conseqüentemente, a cadeia de nuclídeos especificada opcionalmente por CITATION não foi utilizada na investigação em curso.

TABELA III

Seleção do Conjunto de Seções de Choque Dependentes da Geometria e Grau de Queima

Grade da escala de tempo (pontos)	sub-zona interna	sub-zona externa	grau de queima MWD/TON	Exposição prévia
1-2	1	14	0 - 609	Combustível Fresco
3	2	15	609 - 3240	
4	3	16	3240 - 5871	
5	4	17	5871 - 8502	
6	5	18	8502 - 11133	
7	6	19	11133 - 13764	Combustível C/1 exposição
8	7	20	13764 - 16395	
9	8	21	16395 - 19026	
10	9	22	19026 - 21658	
11	10	23	21658 - 24289	Combustível C/2 exposição
12	11	24	24289 - 26920	
13	12	25	26920 - 29551	

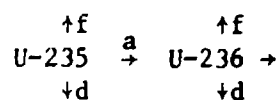
As reações consideradas existentes em todos os elementos combustíveis foram limitadas a 14 possibilidades devido aos elementos existentes na biblioteca de seções de choque fornecidas pelo código LASER.

Esta simplificação torna-se severa diante do fato de que mais de 200 núclídeos acham-se presentes sendo que muitos são criados por captura e por fissão. Na presente investigação esta simplificação torna-se conveniente quer considerando-se a escala do tempo ou mesmo os objetivos propostos.

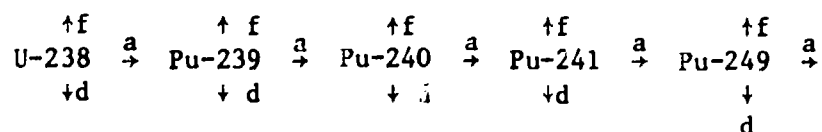
Os tópicos a seguir especificam os produtos de fissão e as cadeias de núclídeos atribuídos a cada região.

Os índices usados, ou seja, a, f e d especificam elementos absorvedores, fissionáveis e produtos de decaimento ou possibilidades de cada elemento durante a trajetória de cálculos.

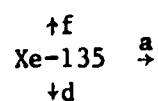
1 - Cadeia envolvendo o urânio - 235



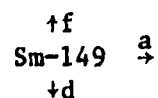
2 - Cadeia envolvendo o urânio - 238



3 - Cadeia envolvendo o Xe-135



4 - Cadeia envolvendo o Sm-149



5 - Cadeia envolvendo os produtos de fissão (exceto Xe-135 e Sm-149)



A obtenção do Xe-135 e do Sm-149 a partir das fissões foram especificados segundo os dados fornecidos pelo código LASER. A obtenção do pseudo produto de fissão não envolveu outras considerações além de se assumir a geração de um produto de fissão por fissão produzida, ou seja, uma obtenção igual a unidade.

IV.5 - Descrição das Condições Imposta na Determinação do Fluxo

Condições de reflexões foram assumidas nos 4 lados do modelo analítico (2D). O critério de convergência selecionado foi menor do que o utilizado no código CITATION, permitindo uma convergência rápida (cerca de 30% menor do que a obtida pelo critério original).

Esta economia no que tange a esforço computacional não reduziu a precisão dos resultados apreciavelmente, visto que para as 2 últimas iterações o valor do K efetivo não divergiu mais do que 0.0003%.

IV.6 - Classificação dos Nuclídeos

O código CITATION requer a classificação dos nuclídeos para os cálculos da taxa de reação e para a determinação da razão de conversão.

A Tabela IV mostra a classificação selecionada.

Devido à classificação padronizada e existente no código CITATION, considerou-se o nuclídeo 23 como 0-16 e o nuclídeo 90 como o pseudo produto de fissão como descrito anteriormente.

IV.7 - Concentração dos Radionuclídeos

As concentrações iniciais dos nuclídeos foram aquelas preconizadas pelo código LASER que, por sua vez, foram corrigidas pelos efeitos induzidos pela temperatura através do código LEOPARD.

Observe-se o procedimento utilizado neste trabalho sumarizado em III - Métodos e Procedimentos.

A Tabela V ilustra as concentrações utilizadas por zona e no início do ciclo.

V - Desempenho do Modelo Analítico

A análise do modelo proposto, ou a sua precisão, requer a sua aplicação a problemas previamente calculados por modelos mais sofisticados ou mesmo

TABELA IV
Classificação dos Nuclídeos

CLASSIFICAÇÃO	NUCLÍDEO
Físsel	U-235; Pu-239; Pu-241
Fértil	U-238; Pu-240
Intermediário	U-236, Pu-242
Outros	Não especificados
Estrutural	Zr
Especial	H-1, O-16; B-10
Produto de Fissão	Xe-135, Sm-143; Pseudo PF

TABELA V
Concentração de Nuclídeos

Nuclídeo - nº código		Zonas					
		1 - 2	5 - 6	8 - 9	3 - 7 - 10	11	4
H	(1)	3.1489×10^{-12}	3.1489×10^{-12}	3.1489×10^{-2}	3.1489×10^{-2}	5.1589×10^{-2}	3.1489×10^{-2}
U-235	(10)	2.4936×10^{-4}	1.8250×10^{-4}	1.3531×10^{-4}			
U-236	(11)		1.2238×10^{-5}	2.0512×10^{-5}			
U-238	(12)	7.4479×10^{-3}	7.4057×10^{-3}	7.3633×10^{-3}			
Pu 239	(14)		2.3760×10^{-5}	3.3909×10^{-5}			
Pu 240	(15)		3.4901×10^{-6}	8.247×10^{-6}			
Pu 241	(16)		1.2195×10^{-6}	4.1557×10^{-6}			
Pu 242	(17)		7.1843×10^{-8}	5.5854×10^{-7}			
O	(23)	3.1231×10^{-2}	3.1231×10^{-2}	3.1251×10^{-2}	1.5741×10^{-2}	1.6745×10^{-2}	1.5745×10^{-2}
Zr	(37)	4.5204×10^{-4}	4.5204×10^{-4}	4.5204×10^{-4}	9.0404×10^{-4}	4.3204×10^{-4}	
Xe 135	(58)						
Sm 149	(67)						
B-10	(78)	2.2219×10^{-6}	2.2219×10^{-6}	2.2219×10^{-6}	2.2219×10^{-6}	2.2219×10^{-6}	2.2214×10^{-6}
PF	(90)		6.8054×10^{-5}	1.3084×10^{-4}			

uma comparação dos resultados obtidos com os resultados experimentais.

Tendo em vista que os elementos combustíveis selecionados apresentam células com veneno queimável, seria conveniente comparar os resultados obtidos com aqueles previstos pela C.E. (3-D, PDQ-7)⁽¹²⁾ tomando-se por base o seu reator típico e aqueles executados para o núcleo do M.Y. - ciclo II⁽¹³⁾. A Tabela VI configura os parâmetros considerados.

A figura 5 compara o desempenho do modelo no que tange ao cálculo da concentração do boro ao longo do ciclo de queima.

O cálculo executado segundo o modelo proposto (2-D), também executado por Solan⁽¹³⁾, negligencia a importância dos efeitos axiais, ou seja, o seu peso no cálculo das taxas de reação isotópicas e, conseqüentemente, superestimando a reatividade do sistema.

Alguns erros inerentes ao modelo adotado mostraram certa compensação ao longo da queima do combustível.

À proporção que as células de veneno queimável são consumidas, principalmente na região central do núcleo do reator, a importância do seu valor ponderado a 3-D se torna menor que o simples valor ponderado a 2-D.

Na fase inicial a reatividade axial introduzida pelo veneno queimável cancela a reatividade introduzida pelo combustível permitindo que a ponderação apenas seja considerada em termos dos produtos de fissão gerados no núcleo o que não permite uma divergência acentuada entre os dois modelos; posteriormente a ponderação do combustível, considerando-se a direção axial, se torna importante fazendo com que os modelos diverjam.

V.1 Cálculo do Valor do Boro

O valor do boro foi executado considerando-se as condições de operação (quente), barras de controle fora de posição, a instalação operando com um fator de utilização igual a 0.8 e considerando-se em condições de equilíbrio o Xenônio e o Samário existentes. Após a determinação inicial do valor de K efetivo, o boro existente foi aumentado de 100 ppm e uma nova avaliação foi executada.

O valor de $\Delta\rho = \frac{K_A - K_B}{K_A \cdot K_B}$, onde A e B representam a concentração inicial e final, permitiu calcular o valor do inverso em termos de PPM/% $\Delta\rho$.

A Tabela VII compara o desempenho do modelo proposto no que concerne

TABELA VI
Parâmetros Típicos para Reatores do Tipo LWR
(Recarregamento em termos de 1/3 da carga existente)

Parâmetros		C.E. - Típico	M.Y. Core - II ⁽¹³⁾	Modelo Proposto
Temp. do moderador ^(OF)		525	562.5	549.2
Fator de utilização		0.85	1.0	0.8
Enriquecimento médio (%)		N.D.	2.4	2.5
Potência específica média (MWD/TON)		32	N.D.	30.3
Boro crítico (Ppm) - início do ciclo		988	710	1070
Xe e Sm de equilíbrio		N.D.	482	638
Exposição (grau de queima) na descarga		36.000	29.200	34618
Veneno queimável B ₄ C, %	Tipo E	N.D.	3.23	3.30
	F	N.D.	1.71	1.75

N.D. = Não disponível.

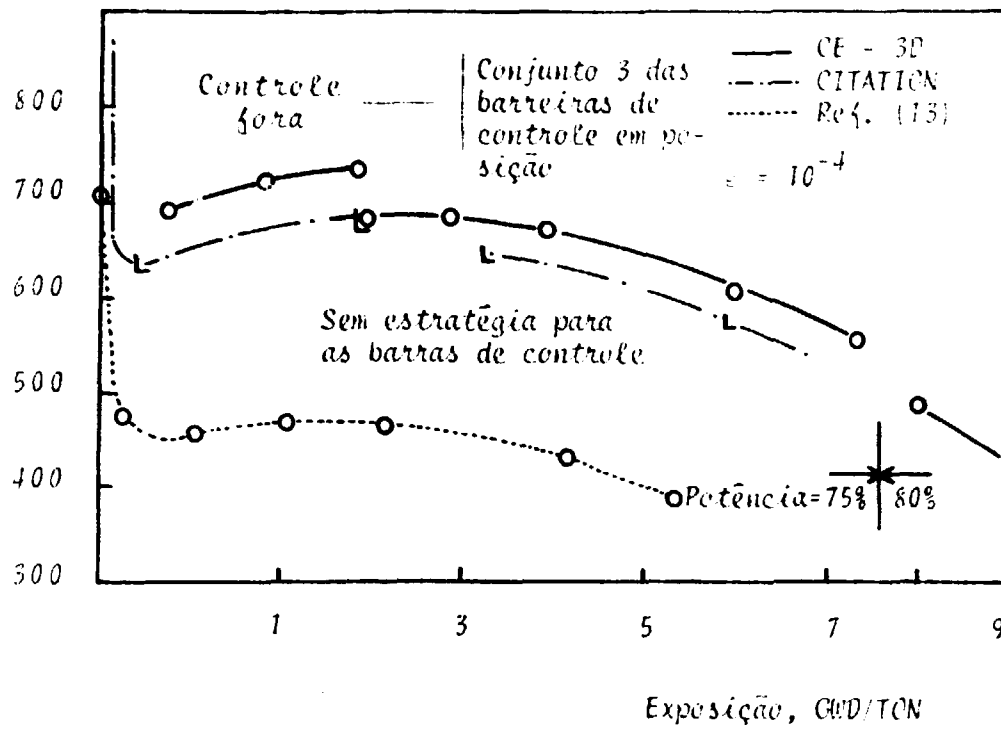


Figura 5: Concentração Crítica do Boro Solúvel.

TABELA VII
Parâmetros Típicos para Reatores do Tipo LWR

Parâmetros	Millston ⁽¹⁴⁾ Ciclo I	M.Y. Ciclo II	Modelo Proposto	Conn. Y. ⁽¹⁵⁾ Ciclo V
Temperatura do moderador (°F)	586.6	562.5	549.2	567.7
Enriquecimento médio (%)	2.38	2.4	2.5	N.D.
Boro crítico (ppm) - início do ciclo	820	710	1070	110
Boro crítico (ppm) Xe e Sm no equilíbrio	590	482	638	N.D.
Valor do boro I.D.C. (ppm/% $\Delta\rho$)	8.2	N.D.	N.C.	154.5
Valor do boro (ppm/% $\Delta\rho$) Xe - Sm no equilíbrio	N.D.	79.26	86.3	N.D.
Valor do boro a 11.539 MWD/TON (ppm/% $\Delta\rho$)	N.D.	80.203	80.92	142.3

N.D. = Não disponível.

N.C. = Não calculado.

ao cálculo do inverso do valor do boro.

A precisão do modelo analítico, especificamente na determinação do inverso do valor do boro, é feita pela comparação com modelos mais sofisticados e/ou fatos experimentais disponíveis na literatura.

Esta comparação todavia traz problemas devido às condicionantes ligadas ao estado inicial ou às circunstâncias consideradas nos cálculos ou às medidas iniciadas que diferem entre cálculos e medidas selecionados.

Visto que os reatores, em geral, apresentam diferentes graus de queima (exposição), diferentes concentrações de boro, etc., selecionamos valores na literatura que possam ser comparados em bases iguais. Este critério permitiu-nos avaliar os resultados obtidos face aos existentes e espelhados na Tabela VII.

Observe-se que o valor do boro à uma exposição de 11539 MWD/TON, como calculado pelo modelo presente, assemelha-se ao valor calculado para o M.Y. ciclo II.

V.2 Coeficiente de Temperatura do Moderador

A previsão correta do valor do coeficiente de temperatura do moderador é um dos objetivos importantes associados a projeto de reatores nucleares devido à sua implicação na análise de segurança.

O presente modelo foi usado para avaliar o coeficiente de temperatura do moderador, ou seja, considerando-se um reator nas condições de operação (quente), barras de controle fora, fator de utilização igual a 0.8 e com Xenônio e Samário nas condições de equilíbrio (exposição a 500 MWD/TON). Com as condicionantes acima permitiu-se, após os cálculos iniciais, uma elevação da temperatura do moderador igual a 10°F.

A variação da densidade do moderador foi calculada pelas tabelas usuais de vapor saturado, corrigindo-se, antes do cálculo, a concentração do boro solúvel. Na avaliação deste coeficiente empregou-se $\Delta\rho = \frac{K_{549} - K_{539}}{K_{549} \cdot K_{539}}$ onde K_t significa o fator de multiplicação efetivo a temperatura t . O coeficiente de temperatura do moderador é dado por $C.T.M. = \Delta\rho/\Delta T$.

A figura 6 mostra os resultados calculados e os experimentais, tomando-se por base os dados fornecidos pela C.E. para o reator Maine Yankee ciclos 1 e 2.

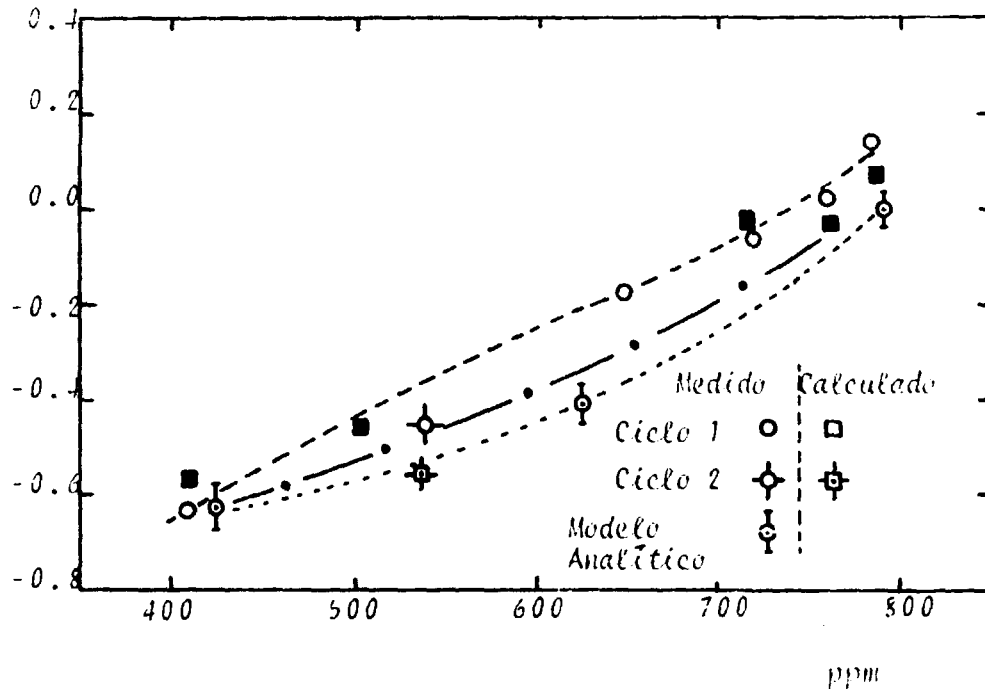


Figura 6: Modelo Analítico e o Coeficiente de temperatura do moderador (M.V. com 75-85% de potência, Modelo analítico a 80%).

Uma comparação entre os resultados obtidos e aqueles fornecidos para os carregamentos 1 e 2 do reator Maine Yankee permitiu avaliar o desempenho do modelo proposto.

Sendo que os efeitos espaciais são importantes na obtenção de valores precisos no que diz respeito ao cálculo do coeficiente de temperatura do moderador, resultados deste nível só serão obtidos (livres de fatores corretivos) através de cálculos a 3-D.

Em modelos a 2-D⁽¹⁵⁾ onde efeitos axiais são pequenos poder-se-á obter uma precisão razoável exigindo, por sua vez, um tratamento detalhado ou a utilização de malhas finas para representar a geometria em estudo.

Os efeitos radiais tornam-se importantes nos cálculos a 2-D, visto que o gradiente de temperatura afeta a fuga de neutrons e, conseqüentemente, os valores da distribuição de neutrons.

O modelo analítico não é afetado pela fuga radial, visto que as condicionantes impostas à superfície eliminaram o problema, isto é, admitiu-se uma reflexão nas 4 superfícies do modelo (contorno). Por outro lado, a fuga axial é dependente do valor do fluxo determinado exclusivamente a 2-D o que seria obviamente diferente se tivéssemos um cálculo a 3-D.

Sendo as zonas distribuídas simetricamente (diferentes enriquecimentos) o valor da fuga de neutrons e, conseqüentemente a distribuição de temperatura no núcleo, seria aproximadamente aquela fornecida pela batelada II. Como utilizamos um valor médio de temperatura no modelo aplicável a todas as bateladas, os efeitos introduzidos pela distribuição real de temperatura ficam minimizados.

A figura 6 mostra que os cálculos realizados com o código CITATION, segundo o modelo proposto, fornecem bons resultados na avaliação do coeficiente de temperatura do moderador.

Observe-se que a distribuição axial do fluxo se torna importante a exposições (queima) elevadas. CITATION, a 2-D, fornece valores próximos, aqueles calculados por métodos mais elaborados e mostrados na Figura 6 para o núcleo do reator Maine Yankee-1.

Existem evidências indicando que um cálculo a 2-D não é capaz de refletir o valor do coeficiente de temperatura do moderador quando o combustível tem sido exposto a um grau de queima elevado⁽¹⁶⁾. Observe-se que no início do ciclo o valor deste coeficiente foi de $+4.02 \times 10^{-4} / ^\circ\text{F}$ o qual tor

na-se aceitável face os valores encontrados para o M.Y. - ciclo 2 e que apresenta parâmetros de projeto similares às investigações desenvolvidas. O desvio entre os valores calculados e experimentais encontrados na Figura 6, a altas taxas de queima, esclarecem a presente discussão.

V.3 - Distribuição de Densidade de Potência

Inquestionável é o fato que CITATION ou PDQ-7 não representa corretamente a distribuição da potência nos elementos combustíveis situados na região externa do núcleo do reator. A teoria da difusão de neutrons não permite uma avaliação correta da gradiente de potência existentes nos elementos periféricos.

Este modelo, por outro lado, torna-se útil na avaliação dos efeitos secundários produzidos pela queima do combustível, na distribuição da densidade de potência relativa e dos fatores de potência relativo ("power peaking factors" e outros).

Tendo em vista a necessidade de se conhecer detalhadamente a distribuição da densidade de potência procurou-se posicionar, pelo menos, um ponto do gradeamento em espaço por célula unitária e, reservando-se outros em maior número para o espaçamento de água e células especiais como a de instrumentação, a de controle e de veneno queimável.

O estudo a seguir enfatiza certos resultados típicos necessários ao esclarecimento de pontos de interesse, em vez de apresentar uma exaustiva lista de todos os resultados analisados.

As Figuras 7 e 8 representam a distribuição da densidade de potência em W/cm^3 , localizando pontos de densidade de potência máxima ou mínimas, densidade de potência média por elemento combustível além de outras informações complementares.

É fato conhecido que a temperatura local tem grande efeito na distribuição espacial da densidade de potência e, conseqüentemente, tem que ser levada em consideração num cálculo mais elaborado. No momento, minimizando esforços, este efeito foi considerado de forma simples, isto é, considerando-se apenas um nível de potência global associado a uma temperatura efetiva (valor médio) aplicável em todo o modelo.

Certos parâmetros adotados foram obtidos em paralelo, através da metodologia LEOPARD-LASER. Por outro lado, num tratamento mais detalhado, empre-

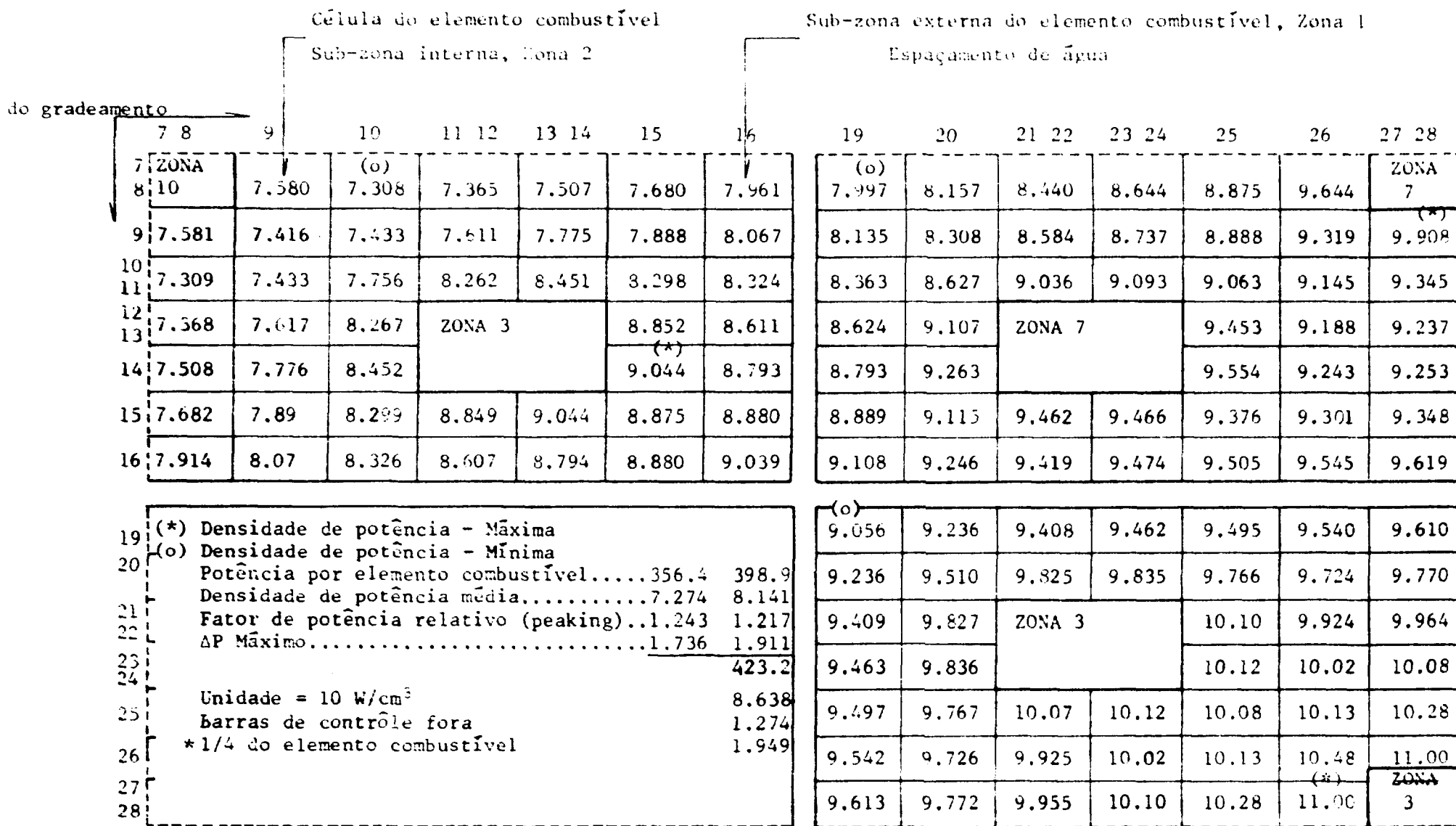


Figura 7: Distribuição da Densidade de Potência - Queima 0 MWD/TON.

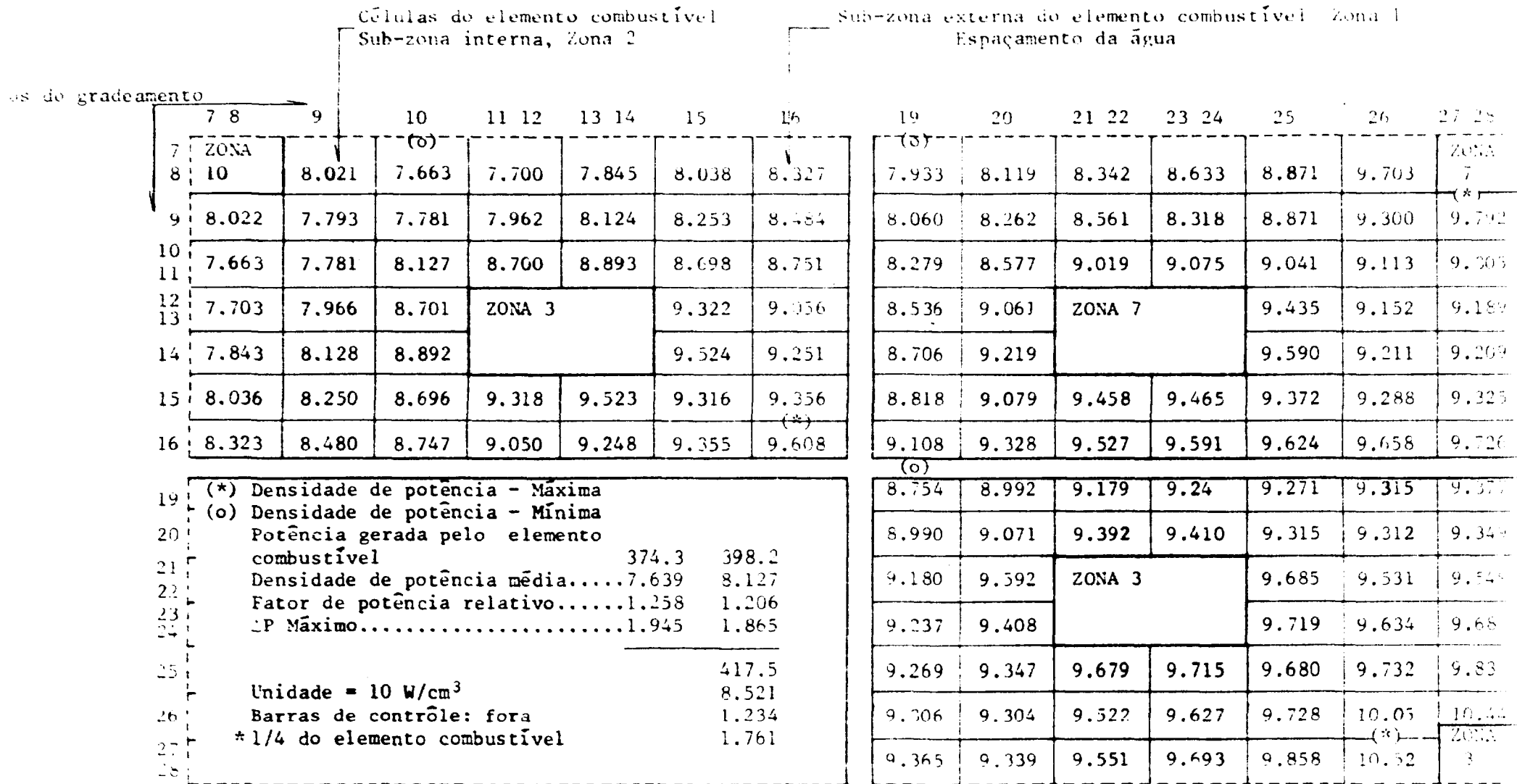


Figura 8: Distribuição da Densidade de Potência.- Queima 11,539 MWD/TON.

garíamos seções de choque efetivas que incluíssem o efeito Doppler causado pelas variações locais no nível de potência (retro-alimentação), consequentemente, obtendo-se resultados mais compatíveis com as medidas experimentais.

O tratamento a dois grupos de energia de neutrons como o desenvolvido, reflete condições médias e, somente diante desta condicionante a presente distribuição de densidade de potência deve ser considerada.

A distribuição da densidade de potência dos reatores de referência (típico C.E.), é também encontrada no modelo proposto. Observe-se que na Figura 7 (início do ciclo) a distribuição da densidade de potência da batelada III mostra um valor mais alto do que nas outras bateladas existentes e, a seguir decrescendo de acordo com a queima do combustível. Este comportamento se posiciona em contrário ao da batelada I (combustível fresco). A batelada II mostra um comportamento estável no que tange à distribuição de potência, permitindo localizar uma retro-alimentação entre as bateladas I e III.

Uma comparação entre Figuras 7 e 8 indica-nos que um arranjo conveniente entre os elementos combustíveis, que dê uma distribuição de densidade de potência favorável no início da exposição, manterá esta característica ao longo da queima, visto que o valor das diferenças de k_{∞} e Σ_f entre os elementos combustíveis mantem-se razoavelmente constante ao longo da exposição.

O reator típico, preconizado pela C.E., em condições de operação e tendo um remanejamento de combustível em condições de equilíbrio, mostra um fator de potência relativo ("peaking factor") no encontro de 1.36, sendo um pouco mais elevado do que os valores indicados nas Figuras 7 e 8.

É esperado que o cálculo da distribuição da densidade de potência numa representação mais ampla (1/4 do núcleo) reproduza parcialmente os valores descritos.

O uso de seções de choque compatíveis e o conhecimento prévio de certos parâmetros experimentais permitiram definir o presente modelo e os procedimentos adotados. Este modelo é capaz de prever, com razoável aproximação, o comportamento de um reator (valores integrais) diminuindo o esforço computacional solicitado por modelos mais elaborados.

V.4 - O Ciclo do Combustível

Cálculos prévios permitiram o conhecimento a cada ponto discreto do ciclo do combustível de parâmetros integrais de interesse e estes, por sua

vez, levaram a uma subsequente análise comparativa.

No momento alguns aspectos neutrônicos e nucleares serão tratados tendo em vista investigações prévias encontradas na literatura.

A Figura 9 mostra em cada ponto selecionado do ciclo do combustível, as taxas de reação de fissão e de absorção para certos isótopos de interesse.

O comportamento das taxas de reação divergem do simples cálculo em batelada. Observe-se que o modelo analítico não mostra um ponto típico onde a partir do qual mais fissões acontecem no isótopo físsil do plutônio de que no U-235.

Este fato reflete apenas o comportamento de um sistema constituído de 3 regiões distintas (enriquecimentos) de tal forma que a taxa de fissão indicada pelo modelo adotado reflete o comportamento de um conjunto equivalente e de enriquecimento médio.

A Tabela VIII mostra a concentração de alguns isótopos de interesse existentes ao longo do ciclo do combustível, segundo o modelo analítico adotado.

A Tabela IX sumariza, em diferentes pontos da exposição do combustível, a perda de neutrons a potência gerada e o valor médio da razão de conversão por zonas.

A Tabela X sumariza o inventário dos isótopos físséis contabilizando-os por zonas e pelo modelo como um todo como função da exposição a que foram submetidos.

Uma análise comparativa permitirá identificar as diferentes interações entre as zonas do modelo analítico. Sendo a potência constante sobre o sistema e, com a queima do combustível acentuada nas zonas 8 e 9, um contínuo de crescimento de potência (local) é observado. Por outro lado, observamos um aumento contínuo da densidade de potência nas zonas 1 e 2. A Tabela IX indica que na exposição do combustível, próximo do início do ciclo, há perda de neutrons para o isótopo físsel.

O modelo analítico, como exposto anteriormente, permite o conhecimento de vários parâmetros em estudo porém, enfatizamos que a razão de conversão é sensível ao valor da densidade de neutrons calculada através do modelo e esta avaliação é dependente dos critérios utilizados para controlar o excesso de reatividade existente.

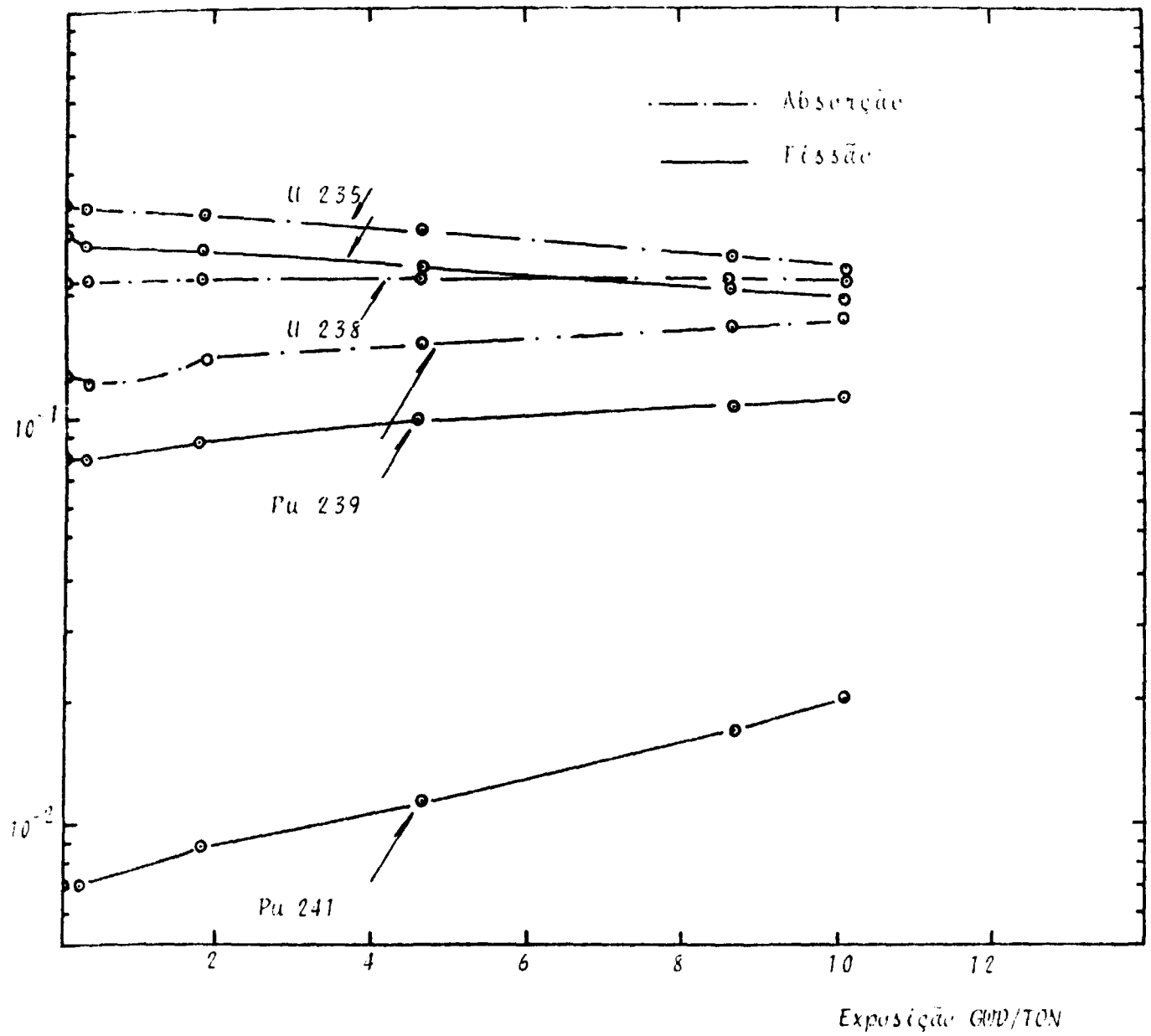


Figura 9: Taxas de reação normalizadas em função da queima do combustível

TABELA VIII
Concentração dos Isótopos de Interesse ao Longo do Ciclo
(Unidade 10^{-2} Kg)

Isótopos Exposição (1)	U-235	Pu-239	Pu-241	U-238
0.0	6.49	0.68	5.53×10^{-2}	257.0
126.2	6.46	0.69	5.61×10^{-2}	256.9
504.9	6.34	0.71	5.94×10^{-2}	256.8
3358.3	5.73	0.83	8.24×10^{-2}	256.4
6085.4	5.16	0.92	1.12×10^{-1}	256.0
8812.5	4.64	0.98	1.46×10^{-1}	255.5
11539.6	4.15	1.03	1.83×10^{-1}	255.1

(1) MWD/TON.

TABELA IX
Sumário da Perda de Neutrons, Razão de Conversão e
Potência Gerada por Zonas

Exposição (MWD/TON)	Zona	Físsil	Fértil	Soma	Razão de Conversão	Potência (10 ⁻² MW)
0.0	1.2	0.102	0.046	0.614	0.405	1.79
	5.6	0.245	0.120	0.415	0.438	4.06
	8.9	0.129	0.067	0.229	0.467	2.08
60.0	1.2	0.102	0.046	0.168	0.404	1.79
	5.6	0.245	0.120	0.425	0.438	4.06
	8.9	0.129	0.068	0.235	0.469	2.08
363.6	1.2	0.100	0.045	0.165	0.411	1.80
	5.6	0.237	0.120	0.416	0.450	4.05
	8.9	0.125	0.062	0.229	0.482	2.08
1969.5	1.2	0.102	0.046	0.169	0.409	2.82
	5.6	0.236	0.123	0.421	0.467	4.04
	8.9	0.122	0.069	0.230	0.507	1.04
4696.0	1.2	0.101	0.048	0.172	0.422	1.86
	5.6	0.228	0.127	0.420	0.497	4.03
	8.9	0.116	0.071	0.227	0.544	2.01
8787.0	1.2	0.100	0.049	0.173	0.442	1.88
	5.6	0.221	0.130	0.420	0.527	4.03
	8.9	0.111	0.072	0.225	0.578	1.99
10150.0	1.2	0.098	0.051	0.124	0.465	1.89
	5.6	0.214	0.133	0.420	0.555	4.03
	8.9	0.107	0.073	0.224	0.609	1.99

TABELA X

Inventário dos Isótopos Físseis, por Zona e Total

Exposição MWD/TON	Zona	Inventário 10 ⁻² Kg	Soma	Exposição MWD/TON	Zona	Inventário 10 ⁻² Kg	Soma
0.0	1.2	2.287	7.614	6085.4	1.2	2.100	6.821
	5.6	3.773			5.6	3.366	
	8.9	1.553			8.9	1.355	
126.2	1.2	2.284	7.596	8812.5	1.2	2.013	6.493
	5.6	3.764			5.6	3.200	
	8.9	1.548			8.9	1.280	
504.9	1.2	2.269	7.528	11539.5	1.2	1.905	6.187
	5.6	3.728			5.6	3.058	
	8.9	1.530			8.9	1.224	
3358.3	1.2	2.186	7.167				
	5.6	3.542					
	8.9	1.438					

Devido aos efeitos colaterais impostos quando da seleção no meio de controle adotado e devido a variações na concentração do boro solúvel no final de cada ponto discreto tomado ao longo da exposição, existe uma forte evidência que os resultados apresentados não se compactuem com os resultados obtidos por meios mais elaborados.

Noticie-se que em termos de valores médios tomados sobre o modelo como um todo existe um consenso entre os resultados apresentados e os habituais encontrados na literatura.

VI - Ciclo do Combustível e modificações de Projeto

Com o ciclo de referência anteriormente detalhado e com os resultados armazenados em "tape" magnético, um novo cálculo foi efetuado a partir de um ponto selecionado entre os pontos discretos do ciclo de referência. O novo cálculo considerou as concentrações tomadas no final do quinto ponto discreto do ciclo anterior ("time step"). Os pontos da nova malha consistiram de 80 dias para o primeiro e 8 dias a cada ponto subsequente.

Manteve-se o mesmo critério de convergência ($\epsilon = 10^{-5}$) e o controle da criticalidade foi efetuado através do veneno solúvel.

As condições que caracterizariam o final do ciclo foram mantidas nos novos cálculos, ou seja, mantendo-se a mesma perda fracional de neutron para o veneno solúvel existente como fornecido no final do 6º ponto da malha de tempo do ciclo original. Este ciclo foi estendido por mais dois pontos de grade fornecendo condicionantes para análise comparativa.

Este segundo cálculo considerou a remoção de dois elementos da sub-zona interna para a sub-zona externa do elemento combustível, pertencendo a b_g telada III para a que corresponderia a uma modificação no projeto original ou um aumento da razão H₂O/UO₂ por volume.

A Figura 10 mostra a variação de k_{∞} com a exposição do combustível para o ciclo de referência e para o ciclo do combustível modificado (usou-se uma potência específica de 30.3 KW/KG).

Como observado e a uma exposição de 11,271 MWD/TON (~ 372 dias de operação) k_{∞} do ciclo modificado mostrou um aumento de 0,25% em relação ao caso de referência e por definição otimizando-se a queima do combustível (mais neutrons são produzidos por neutrons absorvidos no modelo analítico).

Não existe uma interpretação simples dos aspectos neutrônicos e nuclea

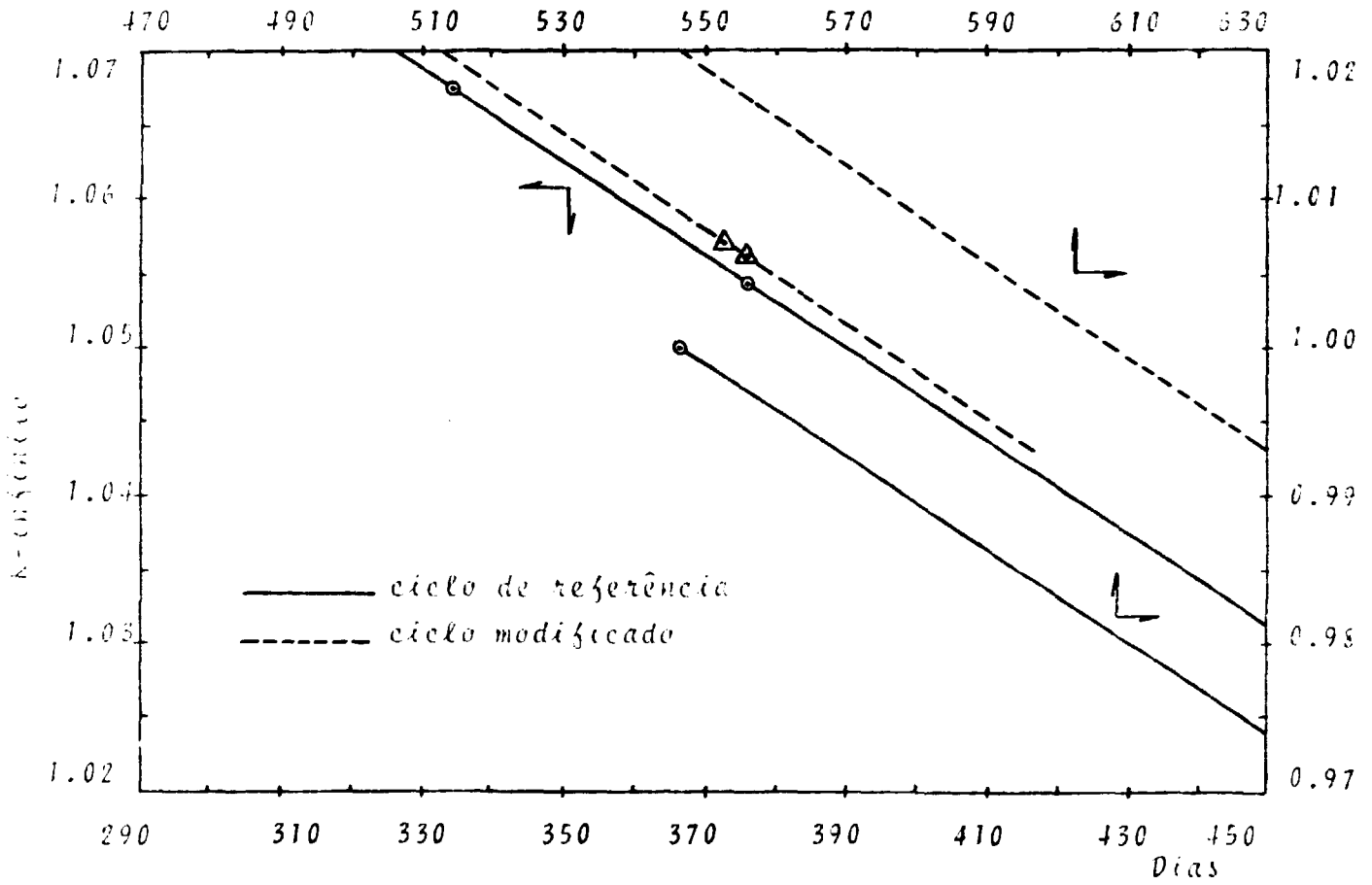


Figura 10: Valores de K_{∞} da queima do combustível

res envolvidos, somente uma interrelação entre os parâmetros fornecidos pelo programa CITATION permite uma interpretação dos fatos.

Observando-se os valores indicados na Tabela XI e a 380 dias de operação, verificamos uma depleção acentuada nos inventários das zonas 1, 2, 5 e 6. Uma análise colateral indica que após os deslocamentos dos elementos combustíveis da sub-zona interna da batelada III para a sub-zona externa da mesma batelada, observa-se uma depleção intensa nesta batelada e após uma progressiva queda no valor da densidade de potência local (Figura 7 e 8).

A diminuição de potência anterior, sobre a condicionante de constante potência global fornecida, impõem um aumento no nível de potência nas zonas 1 e 2. A extensão indicada na Tabela XI, para o ciclo modificado, foi realizada graças a queima dos isótopos existentes, permitindo definir um final de ciclo de tal forma que a batelada III a ser removida do núcleo mostra uma concentração isotópica menor (físsil) do que a do ciclo de referência.

Observe-se que sobre a mesma condicionante de final de ciclo, o ciclo modificado mostra uma redução de 0.23 ao inventário de isótopos físséis existentes na sub-zonas 8 e 9, o que implica numa queima total de 1.3 kg extras aproveitados na batelada em descarga.

O aumento da taxa de queima verificado na sub-zona 1 e 2 (principalmente o U-235) reflete o aumento da potência ali extraída devido a queda de potência nas sub-zonas 8 e 9. Estas zonas tiveram uma queima acentuada devido a presença de neutrons térmicos oriundos da moderação causada pela variação da razão H_2O/UO_2 por volume ali localizada.

A Tabela XII mostra a taxa de absorção normalizada em função da exposição.

Observe-se que a variação da razão de H_2O/UO_2 inserida na sub-zona 9 estende-se por todo o modelo aumentando a taxa de absorção destacando-se o aumento progressivo na região da batelada I justificando, conseqüentemente, o aumento de potência previamente discutido.

A sub-zona 9 apresenta um decréscimo no inventário dos isótopos físséis existentes devido ao aumento da disponibilidade em neutrons térmicos face à forte moderação pela abundância de moderador e por outro lado, diminuição da taxa de conversão devido a captura de neutrons nas faixas de ressonância intermediárias do U-238.

Duas razões justificam a alta absorção das isótopos físséis das sub-

TABELA XI

Densidade Isotópica Total e por Zona Dependente do
Nível de Exposição (Unidade = 10^{-2} Kg)

Zona	Ciclo de Referência Tempo (dias)		Ciclo Modificado Tempo (dias)		
	372	380	372	380	385
1-2	1.91381	1.90459	1.91381	1.90425	1.89831
5-6	3.06994	3.05749	3.06994	3.05765	3.05086
8-9	1.22980	1.22494	1.22980	1.22506	1.22215
Soma	6.21355	6.18702	6.21355	6.18696	6.17132

TABELA XII

Taxa de Absorção Normalizada em Função da Exposição do Combustível

Dias		372	376	384	Percentual
Ciclo de Ref.	U-235		2.44774×10^{-1}	2.41076×10^{-1}	
	U-238		2.42661×10^{-1}	2.42530×10^{-1}	
	Pu-239		1.89058×10^{-1}	1.89944×10^{-1}	
	Pu-241		2.01849×10^{-2}	2.97485×10^{-2}	
Ciclo Modificado	U-235	2.54217×10^{-1}	2.53159×10^{-1}	2.50346×10^{-1}	+3.4%
	U-238	2.47322×10^{-1}	2.47573×10^{-1}	2.47487×10^{-1}	+2.0%
	Pu-239	1.92976×10^{-1}	1.93711×10^{-1}	1.94683×10^{-1}	+2.5%
	Pu-241	2.93065×10^{-2}	2.96255×10^{-2}	3.02064×10^{-2}	+1.5%

TABELA XIII

Taxa de Conversão em Função da Exposição

Ciclo de Ref.	Zonas	372 (dias)	376 (dias)	384 (dias)	Percentual ^(*)
Ciclo de Ref.	1-2		0.50806	0.51095	
	5-6		0.57271	0.57499	
	8-9		0.61460	0.61681	
Ciclo Modificado	1-2	0.50659	0.50794	0.51093	-0.04
	5-6	0.57222	0.57335	0.57559	+0.1090
	8-9	0.61234	0.61356	0.61564	-0.1790

Potência Específica 30.3 KW/KG.

Percentual tomado a 376 D.

TABELA XIV
Valores de K_w em Função da Exposição

Exposição	Ciclo Referência	Ciclo Modificado	Percentual
MWD/TON			
11234	1.0571	1.059	+0.189%
11392	1.0538	1.0542	+0.152%
11635	1.0534	1.05	+0.124

regiões 1, 2, 8 e 9, ou seja: a maior disponibilidade de neutrons térmicos e seções de choque de absorção elevadas dos isótopos físséis presentes (a exemplo do Pu-239 e Pu-241).

VII - Conclusões

Uma análise comparativa permitiu destacar os seguintes tópicos:

- O valor de K_{∞} definido pela metodologia adotada variou de 0,25% quando deslocou-se 2 elementos da zona interna para a periferia do elemento combustível representando a batelada III.
- Com a nova razão H_2O/UO_2 por volume introduzido e sob a mesma condicionante para a caracterização do final de ciclo, o ciclo de referência foi estendido por 5.5 dias aproximadamente.
- A batelada de descarga (recarregamento em bases de 1/3 dos elementos existentes no núcleo do reator) apresenta uma queda de cerca de 1,3 kg no inventário dos isótopos físséis existentes originalmente.

Uma otimização no ciclo de combustível do reator nuclear em consideração (modelo C.E.) será obtida sem afetar consideravelmente a distribuição da densidade de potência através do remanejamento proposto pelo modelo.

Aspectos termo-hidráulicos não foram consideradas sendo objeto de futuras investigações.

R E F E R E N C I A S

- 01 - T.R. Dietrich, "Operating Considerations in Fueling of the Pressurized Water Reactor", NUCLEX 69, Industrial Colloquium Basle, Switzerland, October 6-11, 1969, C.E.
- 02 - F. Bevilacqua, E.S. Yuke, "Application of Digital Computer System in Nuclear Power Plan", 15th Annual IEEE/GNS Symposium, Montreal, Canada, October 23-25, 1968
- 03 - R.K. Haling, "Operating Strategy for Maintaining an Optimum Power Distribution Throughout Life"
- 04 - T. B. Fowler, et al, "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION", ORNL - TM - 2496, Rev. 2 (1971).
- 05 - R.F. Barry, LEOPARD - "A Spectrum Dependent Nonspatial Depletion Code for IBM - 7094", Westinghouse Electric Corporation Report, WCAP - 3264.26 (1963)
- 06 - C.G. Poncelet, LASER - "A Depletion Program for Lattice Calculations Based on MUFT and THERMOS", WCAP - 6073 (1966)
- 07 - E.A. Schall, GAUSS - "A One Group Eigenvalue Calculations for Lattice Analysis", (Draft Report), Department of Nuclear engineering, R.P.I. (1976)
- 08 - J.E. SUICH and H.C. Honeck", The HAMMER System - Heterogeneous Analyses by multigroup Methods of Exponentials and Reactors", Savannah River Laboratory - Contract AT(07-2) - I - USAEC - 1967
- 09 - W.J. Eich, et al, "Evaluation of Computational System Applicable to the Nuclear Analyses of Critical Experiments and Power Reactors", WCAP 3269-52 (1965)

- 10 - W.B. Terxey, "Albedo - Adjusted Reflector Fast Diffusion Coefficients, "Trans. Am. Nucl. Soc., 18,319, 1974
- 11 - P.H. Gavin, "Performance of Combustion Engineering PWR Physics Design System", Kerntech Gesellschaft Meeting, Stuttgart , West Germany, February 25-26, 1975
- 12 - I.T. Paulsel, "PDA Depletion Model-Connecticut Yankee 2 "YAEC Memo (Y22) Yankee Atomic Electric Company November, 1970
- 13 - S.M. Solan, "Maine Yankee Cycle ZPDQ Depletion", YAEC REP 68/76, Yankee Atomic Electric Company, February, 1976
- 14 - Millstone, Nuclear Power Station Unit - 2, Final Safety Analysis Report, The Millstone Point Company
- 15 - I.T. Paulse, et al , "Performance Analyses of Connecticut Yankee Reactor Core Cycle III", YAEC - 144/71, Yankee Atomic Electric Company, March, 1971.

