

CÁLCULO DA CURVA DE BORO E DA DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA
PARA UM REATOR PWR, UTILIZANDO-SE OS
PROGRAMAS LEOPARD E CITATION

JOSÉ LUIZ BATISTA

E

FRANCISCO CORRÊA

CENTRO DE ENGENHARIA NUCLEAR
ÁREA DE FÍSICA DE REATORES
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SÃO PAULO - SP

RESUMO

Inicialmente, este trabalho apresenta uma análise numérica de alguns parâmetros neutrônicos calculados pelo programa LEOPARD comparando-os com dados da literatura.

Como parte integrante deste trabalho, desenvolveu-se o programa ... LEOCIT^(*) que é uma versão modificada do programa LEOPARD existente no IPEN, com subrotinas que preparam bibliotecas de seções de choque em 1, 2 ou 4 grupos de energia, gravando-as em disco ou em fita, em formato próprio para serem diretamente utilizadas pelo programa CITATION.

Finalmente, é feita a simulação do primeiro ciclo de queima do reator Angra Unidade I, através do programa CITATION, modelando-se 1/4 do núcleo em geometria XY, calculando-se a curva de boro solúvel e a distribuição de potência pino a pino, em dois grupos de energia.

Os resultados mais relevantes são comparados com os valores fornecidos pela Westinghouse, CNEN e FURNAS e são feitas algumas recomendações para o aprimoramento do sistema desenvolvido. (autor).

(*) Devesse ressaltar que FURNAS desenvolveu anteriormente ao IPEN um programa, a partir do LEOPARD, de características semelhantes e com mesmo nome: LEOCIT/b/.

INTRODUÇÃO

Em 1980, a Área de Física de Reatores (AFR) do Centro de Engenharia Nuclear (CEN) do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) iniciou o desenvolvimento de um sistema de cálculo neutrônico a partir de programas de computação disponíveis no IPEN. Dentro dessa filosofia, tomou-se por objetivo básico o cálculo da curva de boro e distribuição de potência para um reator do tipo PWR, tendo sido adotado como modelo o reator nuclear Angra Unidade I, devido à grande facilidade na obtenção de dados e na comparação de parâmetros.

Dentre os vários códigos nucleares existentes no Centro de Processamento de Dados (CPD) do IPEN, foram utilizados apenas os programas LEOPARD e CITATION.

O LEOPARD /2/ é um programa que calcula o fator de multiplicação de nêutrons e seções de choque em 2 ou 4 grupos de energia para reatores moderados a água usando apenas características básicas de geometria e de temperatura da célula, podendo efetuar cálculo de depleção adimensional, recalculando o espectro neutrônico antes de cada passo discreto de queima.

Devido à versão do programa LEOPARD disponível no IPEN possuir dados de seções de choque baseados na biblioteca ENDF/B-II, compararam-se os fatores efetivos de multiplicação (k-efetivo) obtidos com o uso dos programas LEOPARD e EPRILEOPARD /4/, no cálculo de várias células. Essa última versão do programa LEOPARD dispõe de seções de choque baseadas na biblioteca ENDF/B-IV que é mais atualizada que a ENDF/B-II.

As características das várias células calculadas e os valores de k-efetivo obtidos através do programa LEOPARD são dados na Figura 1 e Tabela 1. Nota-se que o programa LEOPARD subestima, consistentemente, o fator de multiplicação em cerca de 2% devido às diferenças assinaladas acima, entre as bibliotecas de seções de choque dos dois programas.

O CITATION /5/ é um programa que resolve problemas, envolvendo a representação por diferenças finitas do tratamento por teoria de difusão em até três dimensões, com um número arbitrário de espalhamento grupo para grupo.

O programa LEOCIT /3/, desenvolvido como parte integrante deste trabalho, é uma versão modificada do programa LEOPARD, com subrotinas que preparam bibliotecas de seções de choque em 1,2 ou 4 grupos de energia, gravando-as em disco ou fita, em formato próprio para serem diretamente utilizadas pelo programa CITATION. Essas bibliotecas podem também ser gravadas para cada etapa de queima do combustível. As cadeias de depleção utili-

assim, a vantagem de utilização das próprias cadeias padrões de núclídeos existentes no programa CITATION. O LEOCIT permite, ainda, a opção de criação de bibliotecas de seções de choque para dois tipos distintos de boro: queimável e não queimável.

CÁLCULO NEUTRÔNICO DO REATOR ANGRA UNIDADE I

Para efeito de cálculo pelo programa CITATION, o núcleo do reator Unidade I de Angra dos Reis foi modelado em geometria plana XY. Apesar do grande espaço de memória requerido, calculou-se a distribuição de potência pino a pino, em dois grupos de energia.

Existem 17 tipos diferentes de células nesse problema cada uma representando uma determinada zona do reator. Utilizou-se o programa ... LEOCIT para a geração de seções de choque microscópicas e macroscópicas, em dois grupos de energia, para cada uma das 17 células. Essas seções de choque serviram como dados de entrada para o programa CITATION. Na geração das mesmas, foram feitas as duas seguintes considerações:

- as células de instrumentação, fonte e de controle foram consideradas preenchidas por água em suas regiões centrais; e
- a concentração de boro natural na água refrigerante foi fixada em 615 ppm que é o valor médio da curva fornecida pela Westinghouse, Figura 2.

Obtivemos, através do programa CITATION, a distribuição de potência para o primeiro ciclo de queima (intervalo de tempo de recarga) do reator. Este ciclo foi dividido em 16 passos de queima sendo que, no início de cada passo, a concentração de Boro-10 é ajustada de tal modo que o valor do fator de multiplicação efetivo de nêutrons K_{ef} do reator seja unitário. Para todos os passos de queima, as seções de choque foram consideradas constantes e iguais aquelas calculadas para o meio da curva de queima.

Deve-se ressaltar que foi utilizada no programa CITATION, a opção de gravação em arquivo da densidade de potência para cada ponto espacial e elaborado um programa especial para a normalização desses dados.

RESULTADOS E CONCLUSÕES

As Figuras 2,3 e 4 apresentam os resultados obtidos neste trabalho comparando-os aos dados fornecidos pela Westinghouse /6/.

A Figura 2 mostra, através da curva de boro natural, a reatividade

de do reator ao longo do primeiro ciclo. Verifica-se, através da mesma, que o valor calculado da concentração crítica de boro natural para o reator em seu início de vida é de 1350 ppm, enquanto a Westinghouse apresenta um valor de 1290 ppm. Cálculos realizados pelo Grupo de Análise do Núcleo (GAN) da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CEN) na análise de segurança do reator Angra Unidade I, apresentam um valor de 1364 ppm /1/. Nota-se que a concentração de boro natural (Figura 2) é superestimada; consistente, em cerca de 150 ppm de Boro, o que é inaceitável do ponto de vista neutrônico e requer um aperfeiçoamento do modelo de cálculo utilizado.

As Figuras 3 e 4 mostram os resultados da distribuição normalizada da densidade de potência para os passos 0,0 e 12200 MWd/MT, respectivamente, comparados aos dados fornecidos pela Westinghouse /6/. Nota-se que os desvios máximos alcançados são menores que 11%. Cálculos realizados pela CEN, apresentam desvios menores que 5% /1/ e cálculos realizados por Furnas Centrais Elétricas S.A., apresentam desvios menores que 2,6% /7/. Deve-se também ressaltar que esses grupos utilizaram os mesmos programas LEOPARD e CITATION mas com várias implementações introduzidas nos mesmos.

Com o exposto acima, podemos dizer que os resultados obtidos são pouco satisfatórios, exigindo o aperfeiçoamento do método de cálculo :

- a biblioteca de seções de choque do LEOPARD disponível no IPEN baseada no ENDF/B-II deve ser trocada por outra baseada no ENDF/B-IV;
- as seções de choque devem ser ajustados após cada passo de queima para cada bloco de depleção. Isso não foi possível pois o programa CITATION não permite mais que 11 trocas de conjuntos de seções de choque as quais são insuficientes, para o presente cálculo. Por isso, foram utilizadas as seções de choque médias dos nuclídeos correspondentes ao 9º passo de queima (6200,0 MWd/MT) quando a concentração de boro natural na água refrigerante é cerca de 615 ppm;
- a geração direta de seções de choque para as células de veneno queimável pelo LEOCIT necessita ser implementada /1,7/;
- é necessário o aumento do número máximo de zonas para permitir um detalhamento melhor do caroço;
- a geometria do reator. O programa CITATION comporta a análise do reator em geometria X-Y-Z, ao invés da geometria X-Y somente, o que permitiria a obtenção de resultados mais precisos já que consideramos o buckling geométrico axial constante com a queima. Entretanto essa opção é inviável devido aos grandes

tempo de computação e memória requeridos. Outra possibilidade seria determinar a variação de B_z^2 com cálculos de queima axiais em uma dimensão.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 . ALMEIDA, C.U.C. O sistema de cálculo neutrônico da CNEN. In: Coordenação dos Programas de Pós-Graduação de Engenharia, Universidade Federal do Rio de Janeiro. Métodos de Física de Reatores : Anais do 1º Encontro sobre ... realizado em Itaipava, 29-31 de Agosto de 1979. Rio de Janeiro, 1979. p: 149-59.
- 2 . BARRY, R.F. LEOPARD - a spectrum dependent non spatial depletion code for the IBM-7094. Pittsburg, Pa., Westinghouse Electric Corporation, Sep. 1963. (WCAP-3269-26).
- 3 . BATISTA, J. L. Cálculo de consumo de combustível e distribuição de potência para um PWR, utilizando-se os programas LEOPARD e CITATION. São Paulo, 1982. (Dissertação de mestrado, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares).
- 4 . CORRÊA, F.; DRISCOLL, M.J.; LANNING, D.D. An evaluation of tight pitch PWR cores. Cambridge, Mass., Massachusetts Institute of Technology, 1979. (COO-4570-10; MITNE-227; MIT-EL-79-022).
- 5 . FOWLER, T.B.; VONDY, D.R.; CUNNINGHAM, G.W. Nuclear reactor core analysis code : CITATION. Oak Ridge, Tenn., Oak Ridge National Laboratory, Jul. 1971. (ORNL-TM-2496, Rev. 2).
- 6 . FURNAS CENTRAIS ELÉTRICAS S.A. Final safety analysis report. Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto. Unit. 1. Rio de Janeiro, sem data.
- 7 . SACCO, W. Desenvolvimento em Furnas de um sistema de cálculo físico de núcleo de reatores. In: Coordenação dos Programas de Pós-Graduação de Engenharia, Universidade Federal do Rio de Janeiro. Métodos de física de reatores : Anais do 1º Encontro sobre ... realizado em Itaipava, 29-31 de Agosto 1979. Rio de Janeiro, 1979.

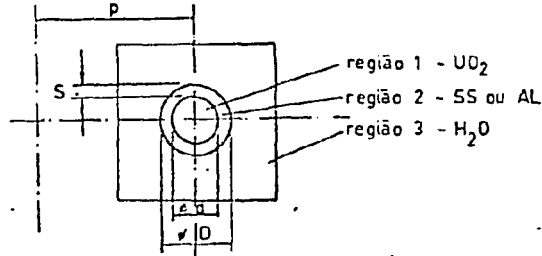


Figura 1 - Célula U235/UO₂

Tabela 1 - características e resultados calculados para células de U235/UO₂.

CASO	REFERÊNCIA	RELAÇÃO COMBUSTÍVEL/MODERADOR	ENRIQUECIMENTO U-235 EM U (wt%)	DENSIDADE DO COMBUSTÍVEL (g/cm ³)	DIÂMETRO DA PASTILHA (cm)	DIÂMETRO E TEMPO DO ENCAMISAMENTO (cm)	ESPESSURA DO ENCAMISAMENTO (cm)	MATERIAL DO ENCAMISAMENTO	PITCH DO ESPAÇAMENTO P (cm)	ENRIQUECIMENTO CRÍTICO (wt%)	K EFETIVO BRILLOPAC	K EFETIVO LEGRAF
1	7	0,55	3,0424	10,17	0,935	1,057	0,0495	SS	1,4318	74,27 ± 0,25	1,0028	0,9787
2	7	0,73	3,0424	10,17	0,935	1,058	0,0480	AL	1,3490	91,81 ± 0,80	1,0005	0,9818
3	7	0,78	3,0424	10,17	0,935	1,057	0,0495	SS	1,3256	61,99 ± 0,39	1,0025	0,9818
4	7	1,04	3,0424	10,17	0,935	1,058	0,0480	AL	1,2400	70,76 ± 0,71	1,0005	0,9818
5	74	0,28	3,0424	10,17	1,126	1,270	0,072	SS	2,196	69	0,9555	0,9237

Relação combustível/moderador = $\frac{(w^2/3)}{\rho \cdot (w^2/3)}$

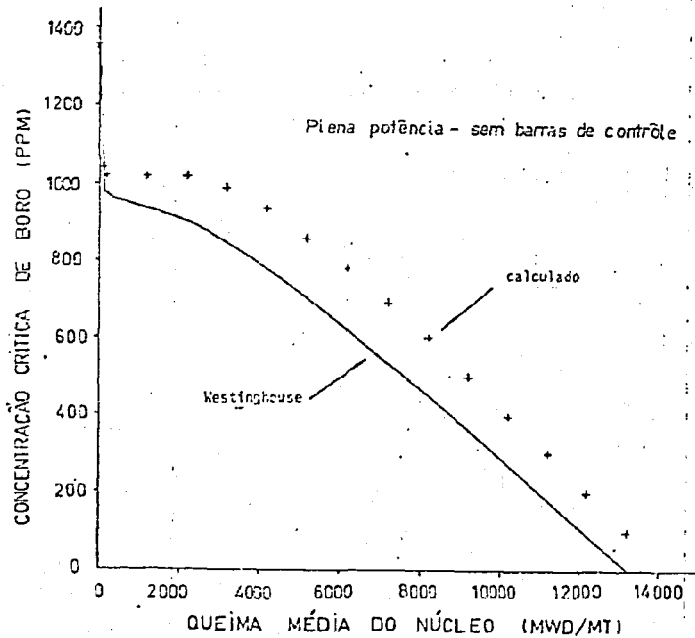


Figura 2 - Concentração de Boro Solúvel durante o 1º ciclo.

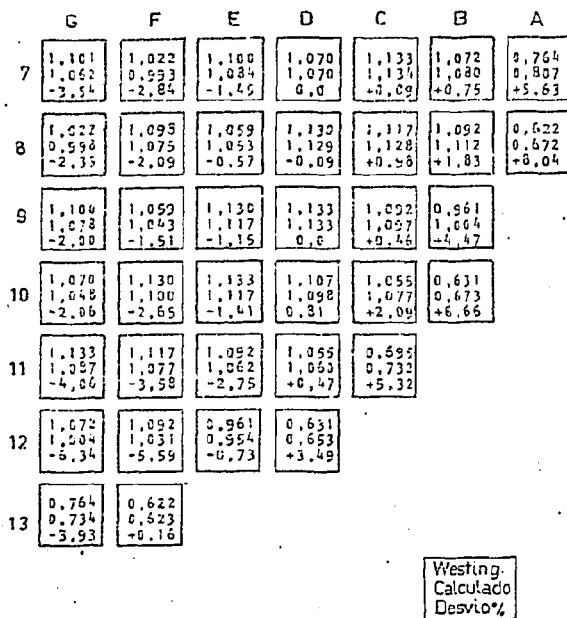


Figura 3 - Distribuição de potência normalizada; início de vida do reator, sem barras de controle, plena potência, sem xenônio, 0,0 MW/HT.

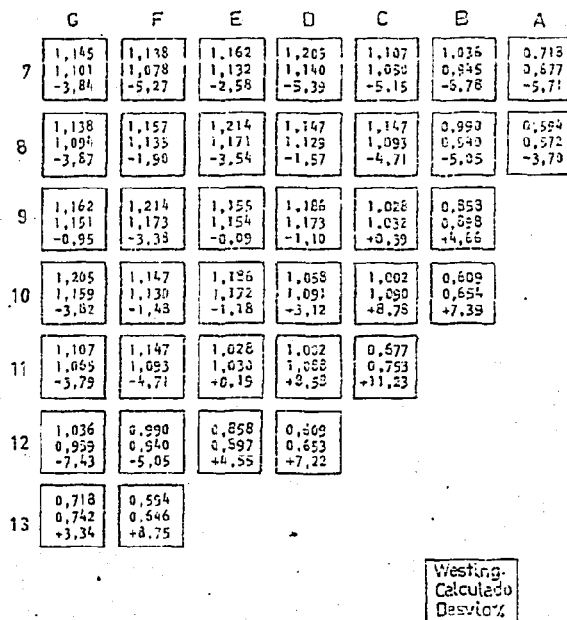


Figura 4 - Distribuição de potência normalizada perto do fim do 13º ciclo do reator; sem barras de controle, plena potência, equilíbrio de xenônio, 12203 MW/HT.