

TEFR - RESULTADOS DO GRUPO DO IPEN

Carlos Roberto Ferreira
Mitsuo Yamaguchi

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN/CNEN-SP

RESUMO

Este trabalho apresenta a solução do problema proposto para o Tema Especial em Física de Reatores que consiste na determinação do coeficiente isotérmico de reatividade do reator IPEN/MB-01. A metodologia se baseia nos programas NJOY/AMPX-II/HAMMER-TECHNION/CITATION. O núcleo foi modelado em geometria tridimensional em 2 e 4 grupos de energia.

INTRODUÇÃO

O problema proposto para o Tema Especial em Física de Reatores do IX ENFIR consiste no cálculo do coeficiente isotérmico de reatividade médio entre os intervalos de temperatura de 20 °C a 40 °C e de 40 °C a 80 °C do reator IPEN/MB-01. Foram determinadas também as posições críticas das barras de controle nas temperaturas 20, 40 e 80 °C. São apresentados a seguir a metodologia de cálculo, as modelagens celular e do núcleo e os resultados obtidos.

METODOLOGIA DE CÁLCULO

A metodologia de cálculo é mostrada no diagrama da Figura 1. O processamento de dados começa com as bibliotecas básicas de dados nucleares avaliados ENDF/B-IV e JENDL-2, sendo utilizado um acoplamento [1] dos sistemas NJOY [2] e AMPX-II [3], para produzir as bibliotecas térmica (30 grupos, $0.00001 \text{ eV} \leq E \leq 0.625 \text{ eV}$) e epitérmica (54 grupos, $0.625 \text{ eV} \leq E \leq 10 \text{ MeV}$) para o programa celular HAMMER-TECHNION [4]. Este programa gera seções de choque homogeneizadas em 2 e 4 grupos de energia para o código de difusão de neutrons CITATION [5], no qual são efetuados os cálculos dos fatores de multiplicação efetivos e reatividades das unidades críticas em estudo. A modelagem geométrica do reator IPEN/MB-01 no CITATION é tridimensional.

Nesta metodologia, o HAMMER-TECHNION foi modificado tal que, o tratamento da auto-blindagem das ressonâncias resolvidas dos núclídeos actinídeos é feito no módulo ROLAIDS do sistema AMPX-II, o qual resolve a equação integral de transporte, considerando espalhamento isotrópico, em milhares de pontos de energia no intervalo considerado de 0.625 eV a 5530 eV (cerca de 40 mil pontos de energia). Na metodologia usual, o tratamento é feito pelo método de Nordheim no próprio HAMMER-TECHNION.

Nesta metodologia foram utilizadas as seguintes opções de cálculo no HAMMER-TECHNION: "STANDARD THERMOS" para as células combustível e demais células representativas do reator, exceto a célula de controle onde utilizou-se a opção "CARLVIK"; em todos os casos usou-se a aproximação B1 nos cálculos

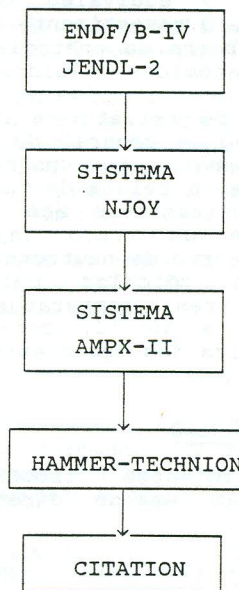


Figura 1 Metodologia de cálculo: NJOY/AMPX-II/HAMMER-TECHNION/CITATION

de transporte.

Com referência à procedência dos dados nucleares, nota-se que os dados provieram da biblioteca ENDF/B-IV, menos os do U-238 que provieram da JENDL-2 e os dos isótopos Ag-107, Ag-109, In-113 e In-115, os quais provieram da biblioteca de produtos de fissão da ENDF/B-V.

MODELAGEM CELULAR

A modelagem celular para cada uma das regiões representativas do reator IPEN/MB-01 está descrita a seguir.

A célula combustível é constituída de 3 regiões cilíndricas que são: a região do UO₂ na parte central, a região do "gap" mais revestimento (aço inox SS-304L) e a região do moderador (H₂O). A equivalência celular é obtida, como usualmente, igualando-se os volumes da célula cilíndrica equivalente com

a célula quadrada real do combustível. Este procedimento é válido para as demais células consideradas a seguir.

A célula de alumina (Al₂O₃) é semelhante à de combustível substituindo-se a região de UO₂ por Al₂O₃ e acrescentando-se uma região anular externa fina contendo urânio.

A supercélula da barra de controle é constituída de 10 regiões, correspondentes à vareta absorvedora de Ag-In-Cd na parte central, envolta por 8 células de combustível. A supercélula de água do controle é obtida desta, substituindo-se a vareta absorvedora e o seu encamisamento por água. As 10 regiões da supercélula de controle são as seguintes: 1) absorvedor (Ag-In-Cd), 2) aço inox (encamisamento) + vazio, 3) H₂O, 4) aço inox (tubo guia), 5) H₂O, 6) H₂O, 7) aço inox + vazio, 8) combustível: UO₂, 9) aço inox + vazio, 10) H₂O. As 5 primeiras regiões correspondem à célula de controle. As 5 últimas correspondem às 8 células de combustível que envolvem a célula de controle. As regiões 6 e 7 equivalem a 3/8 do volume de H₂O e do aço inox do encamisamento, respectivamente. As regiões 10 e 9 equivalem ao complemento desses volumes. O revestimento das varetas de combustível e barra de controle tiveram suas concentrações atômicas diluídas na região do "gap".

A célula de refletor é constituída de uma pequena região central de UO₂ com baixa concentração, envolta por uma região de água.

Finalmente, a célula do tubo espaçador é obtida homogeneizando-se aço inox + H₂O e considerando-se um traço de urânio para obter-se o espectro de neutrons.

Todos os cálculos celulares foram efetuados nas três temperaturas seguintes: 20 °C, 40 °C e 80 °C, considerando-se a dilatação térmica dos componentes do reator.

MODELAGEM DO NÚCLEO

Os coeficientes isotérmicos foram calculados pelo método direto, ou seja,

$$\alpha_{iso} = \frac{k_2 - k_1}{k_1 k_2} / (T_2 - T_1) \times 10^5 \quad (\text{pcm}/^\circ\text{C}) \quad (1)$$

onde k₁ e k₂ são os fatores de multiplicação efetivos calculados nas temperaturas T₁ e T₂ respectivamente. Os fatores de multiplicação efetivos foram calculados com o programa CITATION em geometria tridimensional pino a pino (as barras de controle e os tubos-guia foram explicitados) e em 2 e 4 grupos de energia.

Na modelagem do núcleo do reator, considerou-se uma malha por pino na direção radial. Na direção axial, procurou-se dividir o núcleo em malhas com dimensões semelhantes às radiais. Com isso, o processamento chegou à capacidade máxima do computador. Em todos os cálculos, o núcleo foi dividido em 32 malhas axiais, cujas dimensões dependem da posição das barras de controle. Considerou-se também refletor de 30 cm, sempre com a mesma malhagem. A utilização da capacidade máxima do computador não permitiu testes de sensibilidade quanto ao número de malhas.

RESULTADOS OBTIDOS

Para o cálculo dos coeficientes isotérmicos, determinou-se a posição crítica da barra de controle BC2 a 20 °C (a barra BC1

está 58,7 % retirada). Essa posição foi obtida através da interpolação linear dos fatores de multiplicação efetivos calculados em 2 posições distintas da barra BC2. Em seguida, calculou-se os fatores de multiplicação efetivos a 40 °C e a 80 °C com a barra BC2 na posição crítica a 20 °C. Os critérios de convergência utilizados nos cálculos com o programa CITATION foi de 0,0001 para os fluxos de neutrons e 0,000001 para o fator de multiplicação efetivo. A dilatação térmica dos materiais foi considerada em todos os cálculos. A Tabela 1 mostra os valores dos coeficientes isotérmicos obtidos segundo a Eq. (1) para 2 e 4 grupos de energia.

A Tabela 2 mostra as posições críticas da barra BC2 (inseridas) para as temperaturas de 20 °C, 40 °C e 80 °C. Para a obtenção dos 2 últimos valores, o procedimento foi o mesmo a 20 °C descrito acima.

Tabela 1 Coeficientes isotérmicos

T (°C)	α_{iso} (pcm/°C)	
	2 grupos	4 grupos
20-40	-8,72	-8,08
40-80	-15,49	-14,66

Tabela 2 Posição Crítica de BC2 (Inserida)

T (°C)	Posição Crítica de BC2 (cm)	
	2 grupos	4 grupos
20	26,13	24,29
40	24,05	22,55
80	16,50	15,10

REFERÊNCIAS

- [1] Santos, A.; Ferreira, C. R.; Lopez, E. M. Elaboração de Uma Interface AMPX-II/HAMMER-TECHNION. In: Anais do III Congresso Geral de Energia Nuclear. (Rio de Janeiro, RJ, Brasil, Julho de 1990). Rio de Janeiro, CNEN/RJ, 1990, Caderno 1, p. 39-46.
- [2] MacFarlane, R. E.; Muir, D. W.; Boicourt, R. M. The NJOY Nuclear Data Processing System, Vol. I: User's Manual. Los Alamos, Los Alamos National Laboratory, 1982. (LA-9393-M).
- [3] Greene, N. M.; Ford III, W. E. et alii. AMPX-II: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma-ray Cross-Sections Libraries from Data in ENDF Format. Oak Ridge, Oak Ridge National Laboratory, 1976. (ORNL-TM-3706).
- [4] Barhen, J.; Rothenstein, W.; Taviv, E. The Hammer Code System. Palo, Electric Power Research Institute, 1978. (NP-565).
- [5] Fowler T. B.; Vondy, D. R.; Cunningham, G. W. Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION. Oak Ridge, Oak Ridge National Laboratory, 1971. (ORNL-TM-2496, Rev. 2).