

AVALIAÇÃO DOS CÁLCULOS DA UNIDADE CRÍTICA IPEN/MB-01 BASEADA NOS EXPERIMENTOS DE CRITICALIDADE

Adimir dos Santos, Mitsuo Yamaguchi, Carlos Roberto Ferreira e Hélio Yoriyaz

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares IPEN/CNEN-SP
Caixa Postal 11049
05499, São Paulo, Brasil

RESUMO

A análise dos experimentos de carregamento e pré-criticalidade do reator IPEN/MB-01 foi efetuada com várias metodologias de cálculo celular. Os resultados obtidos utilizando os sistemas acoplados NJOY/AMPX-II/HAMMER-TECHNION demonstram a boa qualidade das bibliotecas de dados nucleares e metodologias de cálculo existentes na área de Física de Reatores. O sistema HAMMER original mostrou resultados que estão aquém da qualidade desejada de um programa celular.

INTRODUÇÃO

Desde a primeira criticalização do reator IPEN/MB-01 ocorrida em novembro de 1988, tem sido uma constante na Supervisão de Física de Reatores do IPEN/CNEN-SP o contínuo aprimoramento das metodologias de cálculo e biblioteca de dados nucleares utilizados nos vários projetos de reatores e de pesquisa. A metodologia comumente utilizada era baseada nos sistemas HAMMER [1] e HAMMER-TECHNION [2] para a geração das seções de choque em 2 ou 4 grupos e CITATION [3] para o cálculo do keff e distribuição espacial do fluxo de nêutrons. Logo após a obtenção da configuração crítica e com os dados "as-built" teve início o cálculo da UCRI com várias metodologias disponíveis na Supervisão.

O propósito deste trabalho é apresentar os resultados obtidos de análise com várias metodologias de cálculo dos experimentos de determinação de massa crítica do reator IPEN/MB-01. A ênfase principal será colocada no cálculo celular onde as seções de choque de grupo serão obtidas através de vários procedimentos. O cálculo final para o keff será efetuado com o CITATION.

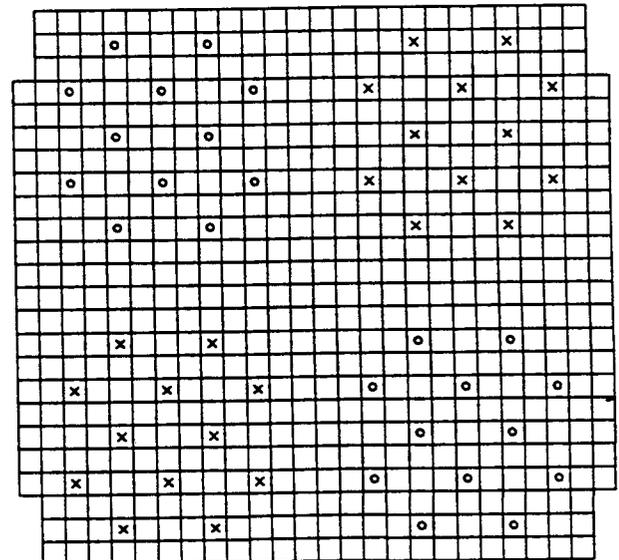
CARREGAMENTO DO NÚCLEO DO REATOR IPEN/MB-01

O núcleo do Reator IPEN/MB-01 consiste de um arranjo de varetas combustíveis levemente enriquecidas, encamisadas com aço-inox e com "pitch" de 1,5 cm. Uma descrição completa do núcleo do reator IPEN/MB-01 se encontra na Referência 4. Aqui somente será apresentado o experimento de aproximação de criticalidade.

O carregamento no núcleo do reator IPEN/MB-01 foi feito em 10 etapas para se obter a criticalidade de forma segura e controlada, evitando que esta seja inesperada. As etapas de carregamento estão descritas na Referência 5. O

experimento de aproximação de criticalidade foi baseado na técnica do inverso da multiplicação, a qual consiste em prever a criticalidade a partir das respostas dos detectores estrategicamente localizados em um arranjo subcrítico, com uma fonte de nêutrons externa. A previsão de criticalidade foi obtida ao término da 8ª etapa e o número de varetas para a obtenção da criticalidade é de 564 ± 2 varetas [6].

A configuração crítica é apresentada na Figura 1 enquanto que a secção axial do núcleo é mostrada na Figura 2.



- Posição das Barras de Controle
- Posição das Barras de Segurança

Figura 1: Configuração Crítica do Reator IPEN/MB-01.

Nº de Malhas	Dimensão (mm)		
8	240	Tubo Espaçador	
3	54		Al ₂ O ₃
36	546	UO ₂	
5	90		Al ₂ O ₃
1	22		Placa Suporte
6	180	Água	

Figura 2: Secção Axial do Núcleo.

Os dados "as-built" das pastilhas combustíveis, aço-inox e pastilhas de Al₂O₃ são mostrados nas Tabelas 1, 2 e 3, respectivamente. Em todos os cálculos desse trabalho foram utilizados esses dados.

TABELA 1. Pastilhas de UO₂ - Unidade Crítica.

Lote	ε (%)	ρ (g/cm ³)	Altura (mm)	Dish (mm ³)
1	4,35±0,003	10,33±0,03	10,67±0,21	6,65
2	4,345±0,006	10,35±0,03	10,51±0,13	6,4
3	4,332±0,003	10,31±0,03	10,55±0,14	6,48
4	4,348±0,004	10,29±0,03	10,47±0,11	5,435
5	4,36±0,004	10,29±0,02	10,43±0,12	5,57
6	4,353±0,013	10,30±0,02	10,46±0,13	6,12
7	4,359±0,001	10,31±0,02	10,46±0,14	6,82
8	4,34±0,004	10,29±0,02	10,49±0,13	6,87
Média	4,348±0,006	10,309±0,025*	10,505±0,14	6,293

* Densidade Efetiva = 10,198 g/cm³

OBS: O diâmetro de todas as pastilhas é 8,49 ± 0,01 mm.

GERAÇÃO DOS DADOS NUCLEARES PARA O REATOR IPEN/MB-01

A geração dos dados nucleares para o reator IPEN/MB-01 seguiu o procedimento desenvolvido na RTF baseado nos sistemas acoplados NJOY/AMPX-II/HAMMER-TECHNION [7]. As metodologias de cálculo para a obtenção dos dados nucleares em 2 e 4 grupos são ilustrados na Figura 3. Basicamente o procedimento segue o mesmo roteiro utilizado em vários trabalhos [8, 9] com a diferença que aqui também são gerados seções de choque em 2 e 4 grupos de energia com o módulo XSDRNPM do sistema AMPX-II [10].

TABELA 2. Composição do Aço Inox AISI 304L.

Elemento	Composição (% em peso)	Varição Permitida da Faixa Especificada (% em peso)
C max	0,030	0,005
Mn max	1,87	0,04
P max	0,045	0,01
S max	0,030	0,005
Si max	0,20	0,05
Cr	19,11	0,20
Ni	10,80	0,15
Fe	68,02	0,01

TABELA 3. Pastilhas de Al₂O₃.

Massa	1,91 ± 0,01 g
Diâmetro	8,44 ± 0,01 mm
Altura	9,03 ± 0,04 mm
Densidade	3,79 ± 0,04 g/cm ³

Em todos os cálculos utilizados na metodologia de cálculo da Figura 3 foram utilizados os núcleos descritos na Tabela 4.

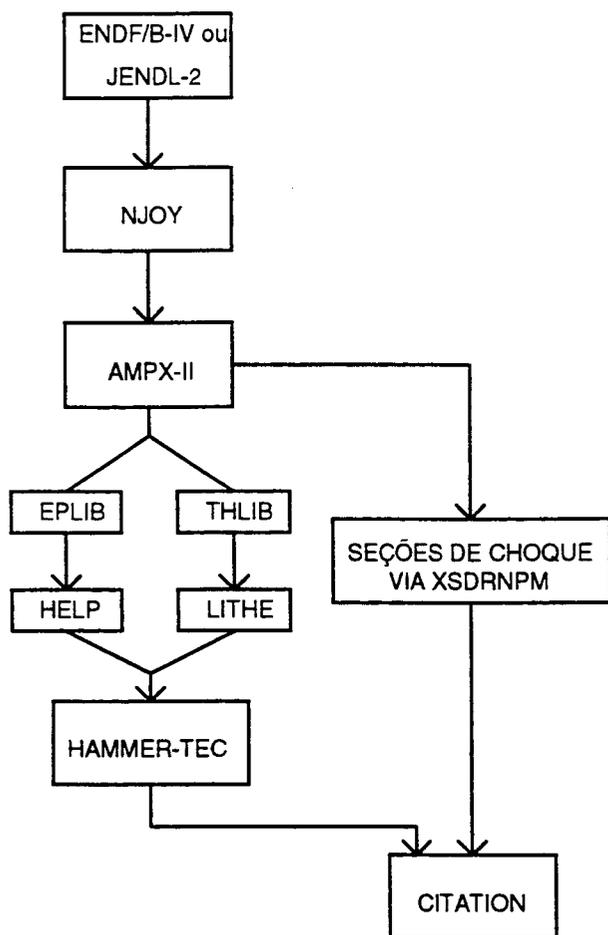


Figura 3: Metodologia de Cálculo.

TABELA 4. Nuclídeos Utilizados Nesse Trabalho.

Nuclídeo	I.D.	Biblioteca
U-238	2925	JENDL-2
U-235	1261	ENDF/B-IV
H-1	1269	ENDF/B-IV
O-16	1276	ENDF/B-IV
Fe-met	1192	ENDF/B-IV
Ni-met	1190	ENDF/B-IV
Cr-met	1191	ENDF/B-IV
Mn-55	1197	ENDF/B-IV
Si-met	1194	ENDF/B-IV

O U-238 do JENDL-2 foi utilizado nesse trabalho devido aos excelentes resultados obtidos em unidades críticas com "cladding" de alumínio e aço-inox conforme amplamente discutido nas Referências 7 e 9. Na região térmica de energia do nêutron foram utilizadas as leis de espalhamento térmico [11] ($S_{\alpha, \beta}$) para o Hidrogênio ligado na água e para os demais nuclídeos foi utilizado o modelo de gás livre [12].

Todos os dados nucleares foram gerados com o sistema NJOY [13]. Convém salientar que a metodologia de cálculo ilustrada na Figura 3 é aplicável somente à célula combustível. As seções de choque para as demais regiões da modelagem do reator IPEN/MB-01 foram obtidas utilizando a versão normal do HAMMER-TECHNION com a biblioteca de Michigan. No caso específico da utilização do modelo XSDRNPM, as regiões de refletores laterais, alumina, placa matriz, etc, foram obtidas com esse programa efetuando cálculos unidimensionais homogêneos nas direções radial e transversal de modelagem do reator IPEN/MB-01.

Em todos os cálculos efetuados pelas metodologias da Figura 3, a autoblindagem das ressonâncias resolvidas dos nuclídeos actínídeos foi calculada com o módulo ROLAIDS do sistema AMPX-II. A equação integral de transporte foi resolvida num "mesh" de energia de 25899 pontos compreendendo o intervalo de energia entre 5,53 keV e 0,625 eV. No caso da utilização do HAMMER-TECHNION foram utilizadas três regiões distintas (Pellet, Cladding e Moderador) para descrever a célula unitária do combustível. Esse procedimento foi adotado no HAMMER-TECHNION para utilizar os fatores de desvantagem/vantagem conforme sugerido por MacFarlane [14]. Uma vez obtida seções de choque auto-blindadas, estas são substituídas na biblioteca epitérmica MASTER do sistema AMPX-II. A formatação para os programas HELP [2] e LITHE [2] é efetuada pela versão modificada do módulo NITAWL (veja Referência 7). O cálculo final das seções de choque em 2 e 4 grupos é executada pelo HAMMER-TECHNION.

O segundo procedimento utilizado nesse trabalho consistiu em obter as seções de choque de grupo através do uso do módulo XSDRNPM do sistema AMPX-II. No cálculo de autoblindagem das ressonâncias dos actínídeos com o ROLAIDS, dividiu-se o "pellet" em 10 regiões distintas. Dessa forma o efeito de autoblindagem espacial é levado em consideração porque cada uma dessas 10 regiões é interpretado pelo XSDRNPM como uma região de propriedades diferentes.

O procedimento para a obtenção das seções de choque de grupo com o XSDRNPM seguiu as etapas:

- Cálculo das seções de choque auto-blindadas com o ROLAIDS.
- Cálculo do transporte de nêutrons num sistema celular infinito com o XSDRNPM.
- Homogeneização da célula unitária com o módulo XSDRNPM. Nesse caso o colapsamento foi efetuado de 85 para 85 grupos.
- Utilizando a biblioteca de dados nucleares homogêneos no passo (c), o módulo XSDRNPM foi reexecutado performando o transporte de nêutrons e subsequente colapso em 2 grupos num sistema cilíndrico infinito cujo raio foi obtido através do "Buckling" crítico. As razões desse procedimento se baseia na validade da teoria do reator assintótico. As constantes de grupo do combustível foram ponderadas utilizando o espectro assintótico.
- Para as demais regiões (Al_2O_3 , refletores, etc.) foram executados dois XSDRNPM homogêneos: uma

execução em geometria plana no sentido axial com as várias regiões descrevendo o núcleo homogeneizado, a região de alumina, o tubo espaçador, etc; o outro XSDRNPM foi executado para calcular as constantes de grupo do refletor lateral (também em geometria plana).

Um aspecto peculiar ao módulo XSDRNPM é a maneira pela qual a seção de choque de transporte, e consequentemente o coeficiente de difusão, é obtida. Existem duas maneiras de definir a seção de choque de transporte no XSDRNPM:

a. Outscatter approximation:

$$\sigma_{tr} = \sigma_a + (1 - \bar{\mu}) \sigma_s, \quad (1)$$

onde:

$$\sigma_a \text{ é } MT = 27 e$$

$$\sigma_s \text{ é } MT = 2$$

Identificação (MT) dessa "reação": 1000.

b. Inscatter approximation:

$$\sigma_{tr}(E) = \sigma_t(E) - \frac{\int_0^{\infty} \sigma_1(E \rightarrow E') j(E') dE'}{3j(E)} \quad (2)$$

onde:

σ_r = seção de choque de transporte denominada por $MT = 1001$.

σ_t = seção de choque total ($MT + 1$).

$\sigma_1(E \rightarrow E')$ = primeiro momento de matriz de espalhamento.

$j(E)$ = corrente de nêutrons.

No contexto do módulo XSDRNPM, essas grandezas são especificadas a nível de multigrupo. As implicações do uso dessas definições serão discutidas nos resultados obtidos.

RESULTADOS

Os resultados do keff obtidos com o CITATION são apresentados na Tabela 5. Além dos resultados obtidos com a metodologia de cálculo apresentado na Figura 2, a Tabela 5 também mostra os resultados obtidos quando são utilizadas as constantes de grupo do HAMMER-TECHNION original (biblioteca de dados nucleares de Michigan), do sistema HAMMER original e do HAMMER-TECHNION utilizado no IPEN. A versão do HAMMER-TEC do IPEN, utiliza os dados nucleares do U-238 do HAMMER original, Fe, Ni, Cr, Mn-35, Si e Mo gerados com o ETOG-3 e Flange-II e os dados nucleares dos demais núclídeos da biblioteca do HAMMER-TEC de Michigan.

TABELA 5. K_{eff} Calculados com o CITATION em 2 Grupos de Energia.

NJOY/AMPX-II XSDRNPM $\Sigma_{tr} 1001$	0,99958
NJOY/AMPX-II XSDRNPM $\Sigma_{tr} 1000$	0,99531
NJOY/AMPX-II/H-TEC HAMMER-TEC	1,00185
HAMMER-TEC Original (Michigan)	0,98983
HAMMER Original	1,01281
HAMMER-TEC IPEN	0,99642

Considere inicialmente os fatores efetivos de multiplicação calculados com o CITATION utilizando as constantes de grupo desse trabalho (os três primeiros casos da Tabela 5). Com exceção do keff do CITATION obtido com as constantes de grupo do XSDRNPM com a utilização de "outscatter approximation" ($\Sigma_{tr} = 1000$), os dois casos restantes são de excelente qualidade. Esse fato vem confirmar a excelente qualidade dos dados nucleares do U-238 de JENDL-2 e da metodologia de cálculo de autoblindagem conforme já verificados nas Ref. 7 e 9. O keff do CITATION quando calculado com as constantes de grupo do XSDRNPM com a utilização de "outscatter approximation" é o menor de todos. Em grande parte, esse aspecto pode ser creditado ao coeficiente de difusão nas regiões de importância de modelagem serem maiores do que os obtidos nos demais procedimentos. O keff quando calculado com as constantes de grupo do HAMMER-TECHNION original (biblioteca de Michigan) encontra-se subestimado. Isso é devido basicamente a duas razões:

- A biblioteca de dados nucleares é totalmente baseada no ENDF/B-IV. É bem conhecido da área de Física de Reatores que o U-238 dessa biblioteca possui os dados nucleares na região de ressonância resolvida superestimados, o que acarreta uma subestimativa no keff.
- Os dados nucleares do Ni e Cr na região de ressonância encontram-se superestimados em relação aos obtidos via NJOY e provavelmente encontram-se com erros de processamento.

O keff quando calculado com as constantes de grupo do sistema HAMMER original encontra-se superestimado (~ 1300 pcm) e dos programas utilizados, este apresenta os resultados de mais baixa qualidade. A razão básica desse resultado é a utilização do elemento 304 (aço-inox) dessa biblioteca. Os dados nucleares desse elemento não correspondem aos do aço-inox, mas sim aos do Fe-nat com uma pequena variação na seção de choque térmica.

Os resultados obtidos com a versão do HAMMER-TEC utilizada no IPEN/CNEN-SP são de muito boa qualidade. Foram realizados testes nessa versão utilizando os dados nucleares nas regiões térmica e epitérmica gerados com o sistema NJOY, obtendo-se o $k_{eff} = 0.99918$ que pode ser considerado de excelente qualidade.

O efeito de aumentar o número de grupos diminuir o fator de multiplicação efetivo. De 2 para 4 grupos o efeito se situa na faixa de 120 pcm.

CONCLUSÕES

A análise de experimentos críticos como o do carregamento do reator IPEN/MB-01 sempre foi considerado de grande importância para a validação de metodologias de cálculo e biblioteca de dados nucleares. O conhecimento atual na área de dados nucleares e metodologias aplicadas em códigos celulares dispensa o procedimento de ajuste de biblioteca de dados nucleares para melhorar a concordância teoria-experimento, o qual nem sempre produz os melhores resultados. Exemplo típico é o caso do sistema HAMMER original o qual mascara os dados nucleares do aço-inox com os do Fe-nat. Os resultados obtidos nesse trabalho ilustram esse aspecto mostrando os excelentes resultados que podem ser obtidos utilizando o conhecimento atual na área de Física de Reatores. Finalmente, deve-se ter em mente a verificação dos códigos de pré-processamento conforme recomendado pela IAEA [15]. Os problemas do Ni e Cr do HAMMER-TECHNION (Michigan) constituem erros típicos de pré-processamento.

REFERÊNCIAS

- [1] SWICH, J.E. and HONECK, H.C. "The HAMMER System" DP-1064, Savannah River Laboratory (1964).
- [2] BARHEN, J. et alli "The HAMMER Code System" EPRI-NP 565 (1978).
- [3] FOWLER, T.B.; VONDI, D.R. "Nuclear Core Analysis Code: CITATION" ORNL-TM-2496 (July, 1969).
- [4] SANTOS, A., MENEZES, A. "Tema Especial de Física de Reatores do IX ENFIR" 25-29 Caxambú, (Outubro, 1993).
- [5] COELHO, P.R.P. et alli "Carregamento e Pré-Criticalidade do Reator IPEN/MB-01" R410380035, (Dezembro, 1988).
- [6] COELHO, P.R.P. "Determinação da Massa Crítica Aproximação da Criticalidade do Reator IPEN/MB-01" Anais do VII ENFIR, Recife, Volume 1, p 387-398.
- [7] SANTOS, A.; FERREIRA, C.R.; LOPEZ, E.M. "Elaboração de Uma Interface AMPX-II/HAMMER-

TECHNION" Anais do III Congresso Geral de Energia Nuclear, Caderno 1, p. 39-46, Rio de Janeiro (Julho, 1990).

[8] SANTOS, A. "Progressos Alcançados com as Novas Bibliotecas ENDF/B-VI e JENDL-3 em Sistemas Técnicos" Anais do IX ENFIR, Caxambú, p. 245-248, (Outubro, 1993).

[9] FERREIRA, C.R.; SANTOS, A. "Metodologia de Análise de Problemas Padrões com o XSDRNPM" Anais do IX ENFIR, Caxambú, p. 169-173, (Outubro, 1993).

[10] GREENE, N. M. et alli "AMPX-II: A Modelar Code System For Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma Libraries from Data in ENDF Format" PSR-63, Oak Ridge, Tennessee (1978).

[11] KOPPEL, J.M.; HOUSTEN, D.H. "Reference Manual for ENDF Thermal Neutron Setting Data" General Atomic Report GA-8774 (December, 1968). updated and revised as ENDF-269 by National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory (1978).

[12] WILLIAMS, M.R. "Slowing-Down Theory" John Wiley and Sons, Inc. (1966).

[13] MacFARLANE, R.E. et alli "The NJOY Nuclear Data Processing System, Volume I: User's Manual" LA-9303-M, (May, 1982).

[14] MacFARLANE, R.E. "ENDF/B-IV and V Cross Sections for Thermal Power Reactor Analysis" National Bureau of Standards Special Publication 594 (September 1980).

[15] CULLEN, D.E. "The IAEA Cross Section Processing Code Verification Project" INDC (INDS) 170/NL.

ABSTRACT

The analysis of the critical loading of the IPEN/MB-01 was performed by using several reactor cell methodologies. The results obtained by using the coupled NJOY/AMPX-II/HAMMER-TECHNION shows the good quality of the available nuclear data files as well as the methodologies in the Reactor Physics area. The original HAMMER system shows results that are well outside of the desired quality for a cell code.