

ANÁLISE TEÓRICA DO PONTO DE INVERSÃO DO COEFICIENTE DE REATIVIDADE ISOTÉRMICO DO REATOR IPEN/MB-01

Adimir dos Santos¹, Graciete S. de Andrade e Silva¹,
Arlindo Gilson Mendonça², Rinaldo Fuga² e Alfredo Y. Abe²

¹ Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN-SP)
Av. Professor Lineu Prestes 2242
05508-000 São Paulo, SP
asantos@ipen.br, gsasilva@ipen.br

² Centro Tecnológico da Marinha de São Paulo (CTMSP)
Av. Professor Lineu Prestes 2468
05508-000 São Paulo, SP
amendon@ipen.br, rfuga@ipen.br, 221@ctmsp.mar.mil.br

RESUMO

No presente trabalho apresenta-se todas as etapas envolvidas na análise teórica do ponto de inversão do coeficiente de reatividade isotérmico do reator IPEN/MB-01 utilizando-se a metodologia de cálculo baseada no sistema acoplado NJOY/AMPX-II/TORT. A partir das bibliotecas de dados nucleares avaliados, ENDF/B-VI.8, JENDL-3.3 e JEFF-3.0, gerou-se seções de choque microscópicas para o reator IPEN/MB-01 com os sistemas NJOY e AMPX-II. As seções de choque da biblioteca básica foram acessadas e pré-processadas no formato de 85, 187 e 620 grupos de energia para os núclídeos constituintes do reator. Posteriormente estes conjuntos foram utilizados para o tratamento de autoblindagem e o cálculo celular colapsando-se para uma estrutura de poucos grupos de energia (16, 15, 14, 10, 4 e 2). Finalmente os arquivos resultantes do sistema AMPX-II são formatados com o programa GIP para utilização pelo código TORT. Toda esta metodologia de geração de seções de choque com subsequente cálculo de K_{eff} com o TORT foi efetuada para temperaturas variando de 20°C a 4°C, com intervalos de 2°C; isto é: 20°C, 18°C, 16°C, e assim por diante até 4°C. Tendo em vista que o resultado final é a variação da reatividade em função da temperatura, o procedimento adotado foi de manter a posição da barra de controle a 20°C para todas as temperaturas e calcular a variação da reatividade com a mudança da temperatura em relação a 20°C.

1. INTRODUÇÃO

Os coeficientes de reatividade têm importância fundamental na segurança e estabilidade inerente de reatores nucleares. No projeto do núcleo de reatores estes parâmetros sempre devem ser considerados a fim de garantir a operação segura do reator. Os avanços nos dados nucleares para o ²³⁵U [1-3] têm propiciado considerável concordância entre a teoria e o experimento [4-6] para sistemas de combustível de urânio com baixo enriquecimento.

Recentemente o experimento ponto de inversão do coeficiente de reatividade isotérmico do reator IPEN/MB-01 [7], tem sido sugerido como “benchmark” para avaliar a adequação das seções de choque térmica e subtérmica do ²³⁵U. Por definição, o ponto de inversão do coeficiente de reatividade isotérmico é a temperatura onde esta resposta do reator torna-se positiva.

O objetivo deste trabalho é descrever todas as etapas envolvidas na análise teórica do ponto de inversão do coeficiente de reatividade isotérmico do reator IPEN/MB-01 utilizando-se a metodologia de cálculo baseada no sistema acoplado NJOY/AMPX-II/TORT [8] e verificar a adequação das atuais bibliotecas de dados nucleares avaliados ENDF/B-VI.8 [9], JENDL-3.3 [10] e JEFF-3.0 [11] na determinação dos coeficientes de reatividade para reatores térmicos com combustível de urânio de baixo enriquecimento.

Uma descrição completa do experimento do ponto de inversão do coeficiente de reatividade isotérmico do reator IPEN/MB-01 pode ser encontrada na Ref. [7]. Serão considerados aqui apenas alguns detalhes para ilustrar a modelagem teórica do reator. Inicialmente encheu-se o tanque moderador com água a 8,5°C. O banco de controle BC2 foi mantido na posição 58,5% retirado e o ajuste fino da posição de criticalidade foi continuamente efetuado pelo sistema automático do banco de controle BC1. A água moderadora foi lentamente aquecida até 25°C por um sistema de aquecimento/resfriamento de modo que a variação de temperatura entre aquisições sucessivas de dados não ultrapassasse ~0,5°C.

2. METODOLOGIA DE CÁLCULO

A metodologia de cálculo aplicada para a análise do ponto de inversão do coeficiente de reatividade isotérmico do reator IPEN/MB-01 é apresentada na Fig. 1. Basicamente, começando-se da biblioteca de dados nucleares avaliados, tal como a “Evaluated Nuclear Data File” (ENDF/B), a “Joint Evaluated Nuclear Data Library” (JEFF) ou a “Japanese Evaluated Nuclear Data Library” (JENDL), utiliza-se o sistema NJOY [12] para acessar e processar os arquivos de dados nucleares em uma estrutura de grupos de energia fina. A lei de espalhamento térmico para o Hidrogênio ligado na água foi obtida com o módulo LEAPR do NJOY.

Os módulos RECONR, BROADR, UNRESR, THERMR e GROUPT são utilizados para reconstruir as seções de choque, efetuar o alargamento Doppler, calcular o efeito de autoblindagem na região de ressonância não resolvida, construir as matrizes de espalhamento na região térmica e transformar esses dados em parâmetros de multigrupo; respectivamente. Dois programas de interface são utilizados para efetuar a compatibilização de formato entre os códigos NJOY e AMPX-II [13]: o BRDROL (compatibilização de dados pontuais) [14] e o AMPXR (compatibilização de dados nucleares de multigrupo) [14]. O passo seguinte é produzir um conjunto de bibliotecas com uma estrutura de grupo colapsada por intermédio do código AMPX-II. A parte relativa ao sistema AMPX-II inicia-se com o módulo ROLAIDS para o tratamento de autoblindagem das ressonâncias resolvidas dos núclídeos actínídeos, na região de 0,600eV a 5,50 keV, produzindo uma biblioteca em estrutura de multigrupo com as seções de choque efetivas que serão substituídas na biblioteca MASTER do sistema AMPX-II por intermédio do módulo CLAROL. A biblioteca MASTER é escrita num formato compatível com a biblioteca WORKING do módulo XSDRNPM utilizando-se o módulo NITAWL. Ao final, o módulo XSDRNPM resolve a equação de transporte de nêutrons unidimensional utilizando o método S_N e além disso produz bibliotecas de seções de choque colapsadas na estrutura de grupo desejada.

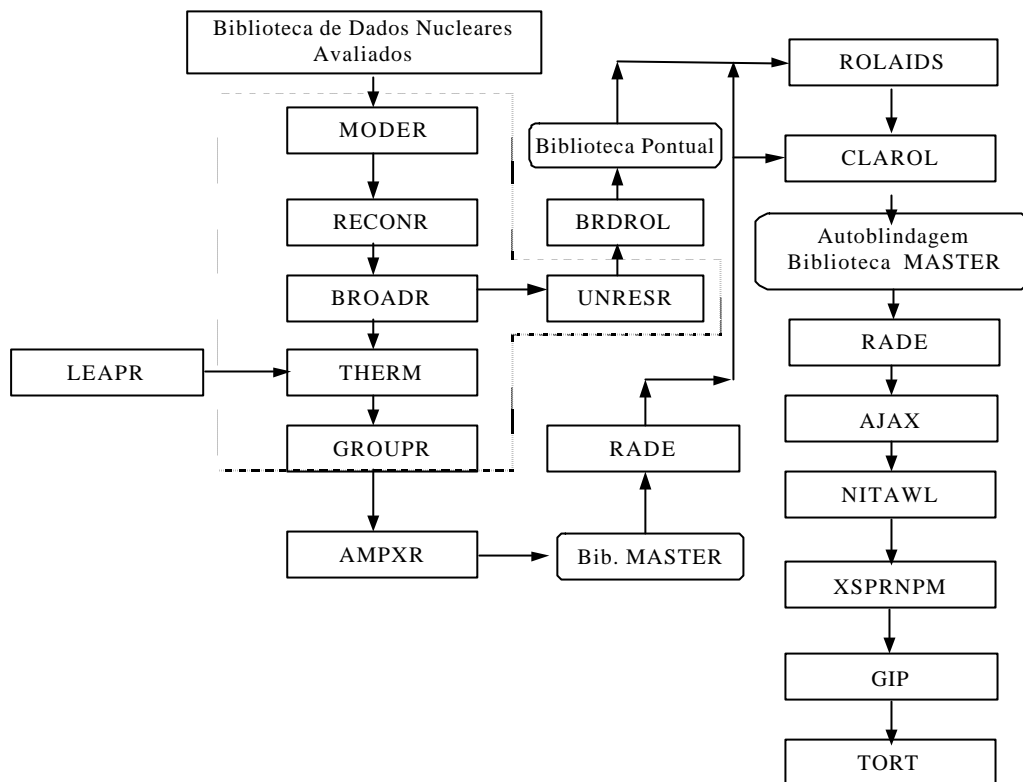


Figura 1. Metodologia de cálculo.

Todos os cálculos foram efetuados com ordem de espalhamento P_3 . Finalmente, a biblioteca colapsada é convenientemente formatada para o TORT [15] usando o programa GIP [16]. Com o processamento do programa GIP gera-se a biblioteca de seções de choque macroscópicas em uma estrutura de grupos de energia colapsada, com matriz espalhamento em P_3 , para os vários materiais constituintes do reator IPEN/MB-01: núcleo ativo, refletor radial (água), tampão da barra de controle, barra de controle, tubo guia, refletor axial inferior (água), alumina inferior, alumina superior, tubo espaçador e placa matriz.. Posteriormente, o TORT efetua os cálculos de K_{eff} considerando a modelagem geométrica tridimensional do núcleo do reator IPE/MB-01.

2.1. Modelagem Tridimensional do Reator IPEN/MB-01 com o Programa TORT

O reator IPEN/MB-01 é constituído por 680 varetas combustíveis em um arranjo retangular de 28 x 26 posições, 48 destas posições são ocupadas por absorvedoras de nêutrons (liga Ag-In-Cd) e utilizadas para controle e segurança e as 680 restantes são varetas de combustível típicas de PWR. O enriquecimento das pastilhas de UO_2 é de 4,3%, o revestimento das varetas é de aço inoxidável e o núcleo do reator é refletido e moderado por água leve. Na Ref. [7] tem-se uma descrição completa do reator IPEN/MB-01.

O espaçamento entre varetas, centro a centro, é de 1,5 cm. As várias regiões axiais que compõem o núcleo com suas respectivas dimensões são: refletor inferior (15 cm de água), placa matriz (2,2 cm de aço-inox), alumina inferior (9cm de água e alumínio), núcleo ativo

(54,6 cm de combustível, alumina superior (5,4 cm de água e alumínio) e tubo espaçador (38,6 cm de água e tubos); conforme mostrado na Fig. 2.

Com as informações acima fez-se uma modelagem tridimensional do reator IPEN/MB-01 com o programa TORT, em uma estrutura de 16 grupos de energia com 5 grupos de “upscattering”, discretização angular S_{16} e seções de choque com anisotropia P_3 . Esta modelagem consistiu em geometria retangular X-Y-Z, com uma discretização espacial total de 52 “meshes” na direção X, 50 “meshes” na direção Y e 81 “meshes” na direção Z.

O **núcleo ativo** do reator foi modelado pino a pino (28 x 26 varetas) com uma distância entre centros de varetas de 1,5 cm, ou seja, com uma discretização de 28 “meshes” na direção X e 26 “meshes” na direção Y. A altura ativa do reator (54,6 cm) foi discretizada em 55 “meshes” correspondentes à direção Z. O **refletor radial** do núcleo do reator foi representado por 30,0 cm de água com discretização radial de 12 “meshes”. O **refletor inferior** consiste em uma camada de água de 15,0 cm situada abaixo da placa matriz do núcleo do reator e foi discretizada axialmente em 8 “meshes”. A **placa matriz** é constituída por uma placa de aço inox (SS-304) com espessura de 2,2 cm, onde são assentadas as varetas combustíveis, de controle e de segurança e foi discretizada em um único “mesh” na direção Z. A **alumina inferior** consiste em uma camada de alumínio e água com 9,0 cm de espessura correspondente à parte inferior das varetas combustíveis, tendo sido discretizada axialmente em 4 “meshes”. O **núcleo ativo** foi discretizado em três camadas: i) região sem inserção de barras de controle e de segurança, que corresponde a uma camada ativa do núcleo de 29,71 cm e foi discretizada axialmente em 29 “meshes”, ou seja, envolvendo os “meshes” axiais 14 a 42; ii) região dos tampões das barras de controle, a qual foi discretizada em 4 “meshes” axiais, corresponde ao aço inox situado na base das barras de controle; iii) região com inserção das barras de controle e parte superior do núcleo ativo (posição crítica) a qual possui uma espessura de 22,39 cm com discretização de 22 “meshes” na direção Z. A **alumina superior** consiste em uma mistura de alumínio e água com 5,4 cm de espessura e corresponde a parte superior das varetas combustíveis (acima da parte ativa); esta foi discretizada em 3 “meshes” axiais. O **tubo espaçador** consiste na região acima da alumina superior das varetas combustíveis, sendo constituída por água e aço inox (tubos), a qual foi discretizada em 10 “meshes” axiais.

2.2. Detalhes das Simulações Computacionais

Durante as simulações computacionais do experimento do ponto de inversão do coeficiente de reatividade térmico do reator IPEN/MB-01 com o código TORT, vários detalhes foram adotados na metodologia de cálculo. Inicialmente, como as variações de reatividade, temperatura e seções de choque são muito pequenas, todos os cálculos foram feitos em “Dupla Precisão” a partir do sistema AMPX-II. Os módulos RECONR, BROADR e THERMR do NJOY foram executados com os critérios de interpolação 0,2%, 01% e 0,1%, respectivamente, para todos os nuclídeos. No módulo THERMR utilizou-se quadratura angular S_8 para todos os nuclídeos, com exceção do Hidrogênio que no caso foi S_{16} . Além do mais, como o espalhamento térmico do Hidrogênio ligado na molécula de água foi crucial para este trabalho, o número de energias para os nêutrons secundários emergentes no processo de espalhamento na região térmica, no módulo THERMR, foi aumentado para 948 (valor anteriormente fixado em 59, independente do nuclídeo e do processo nuclear); as energias consideradas foram as mesmas obtidas da linearização das seções de choque do

Hidrogênio a energias térmicas. Após várias simulações computacionais com diferentes funções de espalhamento $S(\alpha,\beta)$, utilizadas pelo módulo LEAPR, adotou-se a estrutura de 97 pontos para a variável α e 95 para a variável β . O critério de convergência para execução do módulo XSDRNPM do sistema AMPX-II foi de $1,0 \times 10^{-06}$ e a ordem de quadratura fixada em $S_n = 64$ após vários cálculos. Os critérios de convergência para o cálculo de criticalidade com o TORT foram fixados em $1,0 \times 10^{-5}$ para o fluxo de nêutrons e fonte de fissão e em $1,0 \times 10^{-6}$ para o autovalor (K_{eff}), a ordem de quadratura foi mantida em $S_n = 16$ e a estrutura de grupos de energia em 620 para a estrutura fina e 16 para a de colapsoação, isto é, (620/16).

Cabe salientar que durante as simulações computacionais percebeu-se que o programa TORT era muito sensível ao número de dígitos fornecidos na seção de choque final proveniente do módulo XSDRNPM, levando-nos a aumentar de 5 dígitos (valor “default” no programa fonte do XSDRNPM) para 7. Maiores detalhes deste efeito pode ser encontrado na Ref. [17].

Outro problema encontrado durante a execução deste trabalho foi a definição adequada da estrutura de grupos de energias, tanto para a estrutura fina como para a de colapsoação. Para tal, efetuou-se um estudo de sensibilidade do TORT segundo estes dois parâmetros por intermédio de um cálculo de criticalidade considerando-se a configuração crítica do reator IPEN/MB-01. Para a estrutura fina considerou-se três conjuntos de grupos de energia: 85 grupos (estrutura MUFT [18] até a energia de corte de 1,855 eV e a estrutura de 36 grupos do EPRI-CELL [19] na região térmica); 187 grupos (estrutura LANL do próprio NJOY com energia de corte de 4.0 eV) e 620 grupos (estrutura SAND-II do NJOY com energia térmica de corte de 4,0 eV). As estruturas de grupo de colapsoamento variaram de 2 a 16 grupos de energia. Nas Tabelas 1 e 2 tem-se os valores de K_{eff} para as várias estruturas de grupos de energia consideradas, tanto fina como de colapsoamento, bem como para as várias quadraturas utilizadas no cálculo com o TORT (estrutura de grupos de energia = 620/16); respectivamente.

Tabela 1. Efeito da estrutura de grupos de energia no K_{eff}

Número de Grupos Colapsados	k_{eff} (Posição Crítica – 20°C)			
	TORT (85 grupos)	TORT (187 grupos)	TORT (620 grupos)	MCNP-4B
2	1.06313	-	1.05823	-
4	1.01974	-	1.01428	-
10	1.01123	-	1.00603	-
14	1.00973	-	1.00451	-
15	1.00887	-	1.00346	-
16	1.00976	1.00690	1.00403	-
-	-	-	-	1.00421±0.00003

Tabela 2. k_{eff} em função da ordem de quadratura do TORT

Ordem de Quadratura (S_n)	k_{eff} (Posição Crítica – 20 °C)	
	TORT (620/16 grupos)	MCNP-4C
2	0.988273	-
4	1.00314	-
6	1.00420	-
8	1.00413	-
10	1.00466	-
12	1.00384	-
14	1.00490	-
16	1.00403	-
-	-	1.00421±0.00003

Da Tabela 1 podemos notar que os cálculos com o TORT não devem ser realizados com uma estrutura de colapsamento muito pequena, tendo em vista os altos valores do K_{eff} quando comparados com o valor referência calculado com o código MCNP-4C [20] (1,004195 ±0,00003 - este cálculo foi realizado com o MCNP e é tido como referência devido a riqueza de detalhes quando da descrição geométrica do problema, bem como do ponto de vista matemático e de tratamento das seções de choque). Comparando-se os casos 85/10 e 85/14 tem-se uma diferença de cerca de 150 pcm simplesmente aumentando-se o número de grupos térmicos e consequentemente o número de “up-scattering”. Entretanto, observa-se um pequeno efeito entre os casos 85/14 e 85/15 onde teve-se um aumento de apenas um grupo no número de grupos térmicos. Um melhor resultado pode ser observado quando aumentou-se a estrutura de grupos de energia fina de 85 grupos para 620 (estrutura SAND-II). Neste caso, o valor do K_{eff} calculado com o TORT tem uma maior concordância com o calculado com o MCNP-4C.

Os valores do K_{eff} em função da ordem de quadratura para o TORT (vide Tabela 2) são oscilatórios, cálculo este realizado apenas para a estrutura 620/16 e não está bem entendida até o presente momento.

Os resultados das Tabelas 1 e 2. nos levou a efetuar a análise teórica do ponto de inversão do coeficiente de reatividade isotérmico do reator IPEN/MB-01 com a estrutura de energia fina de 620 grupos e a de colapsamento com 16 grupos de energia. Para a ordem de quadratura do TORT, optou-se pela $S_n = 16$ por se ter uma melhor discretização angular, bem como concordância com o valor referência obtido com o MCNP-4C.

3. RESULTADOS E DISCUSSÕES

Os resultados finais da reatividade em função da temperatura são apresentados na Fig. 3. Esta figura mostra a variação de reatividade calculada para o caso de 20°C, para as três bibliotecas de dados avaliados consideradas neste trabalho, bem como a posição crítica relativa da barra de controle BC1 (valores experimentais); ambas em função da temperatura,.

O ponto de inversão em ambas as curvas é obtido na temperatura onde a curva mostra um máximo para a reatividade (modelo teórico) e um mínimo para a posição crítica da barra de controle BC1 (valor experimental). O valor teórico é $10,53^{\circ}\text{C}$ para os cálculos efetuados com a biblioteca ENDF/B-VI.8, $10,51^{\circ}\text{C}$ para a JENDL-3.3 e $10,56^{\circ}\text{C}$ para a JEFF-3.0, enquanto o valor experimental para o ponto de inversão é $14,99 \pm 0,15^{\circ}\text{C}$.

A primeira vista esta diferença de cerca de $4,5^{\circ}\text{C}$ parece ser considerável. Entretanto da curva experimental do coeficiente de reatividade isotérmico do reator IPEN/MB-01 [21] pode-se notar que para cada variação de 1°C na temperatura existe uma variação em torno de $0,2 \pm 0,01 \text{ pcm}/^{\circ}\text{C}$ no coeficiente de reatividade. Portanto para uma variação de aproximadamente $4,5^{\circ}\text{C}$ corresponde uma variação de $-0,9 \pm 0,05 \text{ pcm}/^{\circ}\text{C}$ no coeficiente de reatividade o que mostra que este desvio está dentro da incerteza desejada¹⁵ ($-1,0 \text{ pcm}/^{\circ}\text{C}$) para o cálculo do coeficiente de reatividade. Neste aspecto, a metodologia adotada, bem como as três bibliotecas de dados avaliados utilizadas (ENDF/B-VI.8, JEFF-3.0 e JENDL-3.3) atendem a precisão desejada para o cálculo proposto.

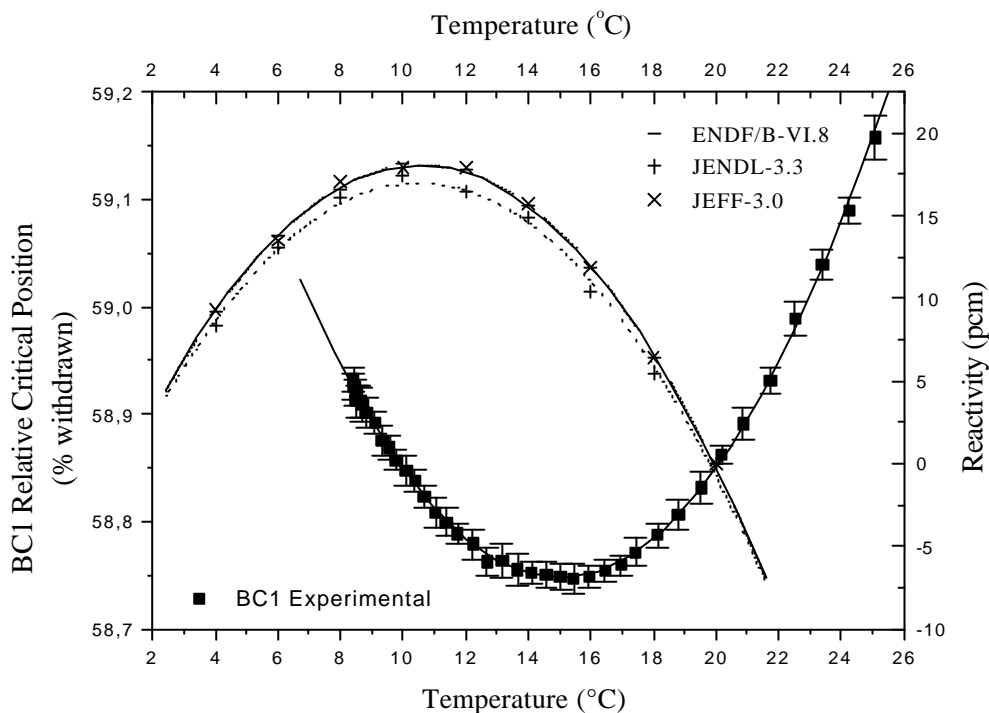


Figura 3. Variação de reatividade calculada e posição crítica experimental da barra de controle BC1 em função da temperatura.

5. CONCLUSÕES

A análise teórica do ponto de inversão do coeficiente de reatividade isotérmico do reator IPEN/MB-01 revela que, para este problema em particular, o programa TORT é muito sensível à estrutura de grupos de energia, fina ou colapsada, bem como ao número de dígitos utilizados na biblioteca ANISN fornecida pelo XSDRNPM. Particularmente, a estrutura de 2 e 4 grupos de energia, amplamente utilizada na teoria de difusão, não pode ser adotada pelo

TORT. As análises teóricas descritas neste trabalho podem ser consideradas um desafio no campo da física de reatores devido às peculiaridades do ponto de inversão do coeficiente de reatividade isotérmico do reator IPEN/MB-01; o próprio experimento, detalhadamente descrito na Ref. 2 foi também considerado um desafio e seu completo sucesso pode ser creditado em grande parte às características precisas do sistema de controle do reator IPEN/MB-01. Convém ressaltar que com os novos dados nucleares incorporados às bibliotecas ENDF/B-VI, JEFF-3.0 e JENDL3.3, implica numa considerável concordância teoria-experimento no caso do coeficiente de reatividade isotérmico.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem a Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de São Paulo (FAPESP) pelos recursos computacionais fornecidos através do projeto de pesquisa No. 2001/14450-0.

REFERÊNCIAS

1. L. C. Leal, G. de Saussure, and R. B. Perez, “An **R** Matrix Analysis of the ^{235}U Neutron-Induced Cross Sections up to 500 eV,” *Nucl. Sci. Eng.*, **109**, 1 (1991).
2. L. C. Leal, H. Derrien, N. M. Larson, and R. Q. Wright, “R-Matrix Analysis of ^{235}U Neutron Transmission and Cross Section in the Energy Range 0 to 2.25 keV,” ORNL/TM-13156, Oak Ridge National Laboratory (Nov. 1997).
3. H. Weigmann et al., “Measurements of η of ^{235}U for Subthermal Neutron Energies,” *Proc. Conf. Physics of Reactors: Operation, Design, and Computation, PHYSOR-90*, Marseille, France, April 23-26, 1990, v.3, p. PI 33 (1990).
4. A. dos Santos, R. Fuga, R. Jerez, A. Y. Abe, and E. A. Filho, “A Proposal for Benchmarking ^{235}U Nuclear Data,” *Nucl. Sci. Eng.*, **137**, 52 (2001).
5. A. dos Santos, “Some ENDF/B-VI Benchmark Results,” *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **76**, 332 (1997).
6. C. Mounier, “Contribution a l’Etude du Coefficient de Temperature des Reacteurs a Eau Legere,” CEA-N- 2761, Commissariat à l’Energie Atomique (1994).
7. A. dos Santos, H. Pasqualetto, L. C. C. B. Fanaro, R. Fuga, and R. Jerez, “The Inversion Point of the Isothermal Reactivity Coefficient of the IPEN/MB-01 Reactor—1: Experimental Procedure,” *Nucl. Sci. Eng.*, **133**, 314 (1999).
8. A. dos Santos, A. Y. Abe, A. G. Mendonça, L. C. C. B. Fanaro, and G. S. Andrade e Silva, “Criticality Analysis Based on the Coupled NJOY/AMPX-II/TORT Systems,” *Proc. Int. Conf. Physics of Nuclear Science and Technology*, Pittsburgh, Pennsylvania, May 7-12, 2000, American Nuclear Society (2000).
9. “ENDF/B-VI Summary Documentation,” BNL-NCS-17541 (ENDF-201), 4th ed. (ENDF/B-VI), P. F. Rose, Ed., National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory (Release-8 2002).
10. K. Shibata, et al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL3.3,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**, 1125, (2002).
11. UEVAL home page, <http://www.nea.fr/lists/ueval>

12. R. E. Macfarlane, D. W. Muir, R. M. Bouicort, "NJOY – Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Cross Sections from ENDF Data," LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory (October 1994).
13. N. M. Greene, et al., "AMPX-II: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B," ORNL-TM-3706, (1976).
14. Ferreira, C. R.; Santos, A; "Análise de Criticalidade Utilizando-se os Sistemas NJOY, AMPX-II e KENO-IV," Anais do VII ENFIR, Encontro Nacional de Física de Reatores e Termohidráulica, Vol. 1, pp. 215-225, Recife-PE, Brasil, (1989).
15. W. A. Rhoades, D. B. Simpson, "The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code (TORT Version 3)," ORNL/TM-13221, (1991).
16. W. A. Rhoades, "The GIP Program for Preparation of Group-Organized Cross Section Libraries," ORNL, (1975).
17. A. dos Santos, G. S. Andrade e Silva, A. G. Mendonça "Theoretical Analysis of the Inversion Point of the Isothermal Reactivity Coefficient of the IPEN/MB-01 Reactor," *Nuclear Mathematical and Computational Sciences: A Century in Review, A Century Anew*, Gatlinburg, Tennessee, April 6-11, 2003, on CD-ROM, ANS (2003).
18. J. Barhen, W. Rhotenstein, and E. Taviv, "The HAMMER Code System Technion," NP-565, Israel Institute of Technology, Haifa, Israel, (1978).
19. "ARMP: Advanced Recycle Methodology Program," Chap. 5, Part II, "EPRI-CELL Code Description," Proprietary Electric Power Research Institute Report CCM-3 (Sept. 1977).
20. Briesmeister, J. F.; "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version-4C," Technical Report LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory, USA (2000).
21. A. dos Santos, H. Yoriyaz, R. Fuga, and R. Jerez, "Reactivity Coefficients of IPEN/MB-01 Reactor," *Proc. Int. Conf. Physics of Reactors, PHYSOR-96*, Mito, Ibaraki, Japan, September 16-20, 1996, v. 2, p. E-141, Japan Atomic Energy Research Institute (1996).