

PROGRESSOS ALCANÇADOS COM AS NOVAS BIBLIOTECAS ENDF/B-VI
E JENDL-3 EM SISTEMAS TERMICOS

Adimir dos Santos
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN/CNEN
Travessa R-400, Cidade Universitária - Pinheiros

RESUMO

Nesse trabalho foram acessadas a ENDF/B-VI e a JENDL-3, bibliotecas recentemente liberadas, e analisados vários problemas padrões térmicos da CSEWG. Foi verificado que houve progressos nos dados nucleares do plutônio e U-238 quando comparados à JENDL-2 e ENDF/B-IV, mas houve um progresso modesto quando essas bibliotecas são comparadas à ENDF/B-V.

INTRODUÇÃO

Desde a liberação das bibliotecas de dados nucleares ENDF/B-VI [1] e JENDL-3 [2] por parte da IAEA tem havido grande interesse em acessar esses dados nucleares como também avaliar o impacto causado por essas novas bibliotecas na análise de problemas padrões (Benchmarks). Essas novas bibliotecas trouxeram consigo um escopo amplo de dados nucleares tais como : dados para os isótopos de Fe, Cr, Ni, novas representações na região de ressonância resolvida (Reich-Moore Formalism) e também uma extensão dessa região de energia do nêutron para os principais actinídeos, e nova representação (Double Differential Cross Sections) para a distribuição de energia-ângulo do espectro da partícula emitida na região de energia rápida (MeV) do nêutron. Entretanto, principalmente no caso da ENDF/B-VI, essas novas bibliotecas trouxeram consigo novas complicações porque na época da liberação vários dos códigos de pré-processamento não estavam adaptados para acessar essas bibliotecas. Os propósitos desse trabalho são : a) Divulgar a metodologia de cálculo da ENDF/B-VI desenvolvida no IPEN/CNEN-SP [3], b) Estender o número de problemas padrões já analisados com a JENDL-3 [4,5] para a série ORNL [6], c) Estender o número de problemas padrões já analisados com a ENDF/B-VI [3] para a série TRX e BAPL [6], e finalmente d) Enumerar os progressos alcançados dessas novas bibliotecas no que tange a sistema térmicos.

METODOLOGIA DE CÁLCULO

A metodologia de cálculo para o processamento da JENDL-3 é a comumente utilizada na Supervisão de Física de Reatores do IPEN/CNEN-SP baseada nos sistemas acoplados NJOY/AMPX-II/HAMMER-TECHNION [4,5]. A ênfase principal do processamento dos dados nucleares será colocado na metodologia de cálculo da ENDF/B-VI.

O processamento da ENDF/B-VI começa com os programas LINEAR[7], RECENT [8] e SIGMA1 [9] versão 89.0 para efetuar a linearização, reconstrução das ressonâncias e alargamento Doppler (293 K) respectivamente. Exceção

feita ao U-238, todos os nuclídeos desse trabalho foram processados com 0.5% para a linearização e 0.2% para o alargamento Doppler, U-238 foi processado com 0.5% para ambos : linearização e alargamento Doppler, devido ao tempo de processamento extremamente longo. A seguir foi utilizado programa GROUPXS [10] para efetuar o tratamento do MF6(Double Differential Cross Section) da ENDF/B-VI. O programa GROUPXS converte o MF6 da ENDF/B-VI no formalismo convencionalmente utilizado (MF4 + MF5) por vários códigos de pré-processamento no sistema de laboratório. Dessa forma tornou-se possível o uso do sistema NJOY [11] versão 10/83 para produzir as constantes de multigrupo.

Para compatibilizar o MF6 da ENDF/B-VI e o programa GROUPXS foi necessária a elaboração de um program pré-processador para a ENDF/B-VI denominado LINKOA [12]. O programa LINKOA simultaneamente transforma LEP=1 (histogram Interpolation Scheme) para LANG=1 ou LANG=2, Kalbach-Mann System (LANG=2) para Legendre Coefficients (LANG=1) com NA=6 e outras adaptações de menor relevância. O "output" do GROUPXS é a seguir transformado em parâmetros de multigrupo com o sistema NJOY e a seguir transformados na biblioteca MASTER do sistema AMPX-II [13] utilizado o programa AMPXR [14]. A análise dos Keff's e dos índices espectrais é efetuada com o módulo XSDRNPM do sistema AMPX-II ou com HAMMER-TECHNION conforme indicado nas Tabelas. A autoblindagem das ressonâncias resolvidas em todos os casos foi efetuada com o módulo ROLAIDS do sistema AMPX-II. Esquemáticamente o fluxograma da metodologia de processamento para a ENDF/B-VI é mostrada na figura 1.

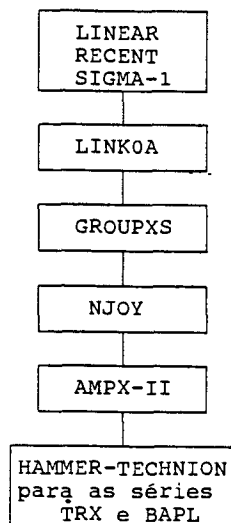


Figura 1. Fluxograma de Processamento da Biblioteca ENDF/B-VI

RESULTADOS OBTIDOS

Os resultados obtidos para os problemas padrões das séries PNL e ORNL são apresentados nas Tabelas 1 e 2 respectivamente. De interesse fundamental nesses problemas-padrão será a análise dos sistemas com solução aquosa de nitrato de plutônio (PNL) visto que os fatores de multiplicação efetivos (Keff) calculados nesses sistemas de uma maneira geral sempre apresentaram-se superestimados em relação ao valor experimental ($K_{eff} = 1.0000$). Da Tabela 1 nota-se a evolução da qualidade dos dados nucleares dos isótopos de plutônio mostrando ainda que os resultados obtidos com a JENDL-3 e ENDF/B-VI são de qualidade semelhante aos da biblioteca ENDF/B-V. A questão da superestimativa dos keff's nesses sistemas ainda persiste mas os resultados são de melhor qualidade do que os obtidos com ENDF/B-IV e JENDL-2.

Tabela 1 Resultados da série PNL

PROBLEMA	ENDF/B-IV	JENDL-2	JENDL-3	ENDF/B-VI	ENDF/B-V*
PNL-1	1.02063	1.02309	1.01299	1.01674	1.0211
PNL-2	1.01937	1.02136	1.00950	1.00850	-----
PNL-3	0.99862	1.00108	0.99409	0.99708	1.0003
PNL-4	1.00724	1.00974	1.00249	1.00510	1.0072
PNL-5	1.01423	1.01662	1.00661	1.01001	1.0110

* extraído da referência [16]

Da Tabela 2 nota-se que os keff's calculados para a série ORNL com a ENDF/B-VI encontram-se em excelente concordância com o valor experimental ($K_{eff} = 1.0000$). O mesmo não ocorre com os resultados da JENDL-3. Nesse caso, com exceção ao ORNL-10, os keff's apresentam-se sistematicamente subestimados. Esse fato ocorre devido a subestimativa da seção de choque de fissão do U-235 na região epitérmica e rápida, discutido na referência [5]. Conforme concluído na mesma referência a melhor opção para a utilização da JENDL-3 é a substituição dos dados nucleares do U-235 pelos equivalentes da ENDF/B-V (arquivo standard).

Tabela 2 Resultados da série ORNL

PROBLEMA	JENDL-3	ENDF/B-VI	ENDF/B-V*
ORNL-1	0.99839	1.00228	1.0025
ORNL-2		1.00186	1.0020
ORNL-3	0.99463	0.99897	0.9972
ORNL-4	0.99599	1.00061	1.0016
ORNL-10	1.00252	1.00480	-----

* extraído da referência [15]

Os resultados obtidos para os problemas-padrão das séries TRX e BAPL são apresentados na Tabela 3. Nota-se da Tabela 3 que excelentes resultados para o Keff são obtidos com a ENDF/B-VI e com a biblioteca denominada J3+B5; inclusive, exceto para o índice espectral δ_{25} , superiores em qualidade aos obtidos com a ENDF/B-V. O ρ_{28} calculado com essas novas bibliotecas ainda apresenta-se superestimado mas encontra-se em melhor concordância do que os resultados obtidos utilizando a ENDF/B-IV [17].

O δ_{25} apresenta-se sistematicamente subestimado ambos com a JENDL-3 e com ENDF/B-VI enquanto que o δ_{28} é subestimado na série BAPL e TRX-2 e superestimado na TRX-1. A mesma tendência é observada para o δ_{28} quando se utiliza o ENDF/B-V.

Tabela 3. Keff e Índices Espectrais das Unidades Críticas das Séries BAPL e TRX

Problemas Padrões Parâmetros Calculados ^(a)		BAPL-1	BAPL-2	BAPL-3	TRX-1	TRX-2
Keff	JENDL-3	0.99430	0.99597	0.99792	0.99318	0.99549
	J3 + B5 ^(b)	0.99953	1.00075	1.00237	0.99649	0.99889
	ENDF/B-V ^(c)	1.0028	1.0031	1.0055	0.9961	0.9984
	ENDF/B-VI	0.9989	1.00024	1.00167	0.99648	0.99874
ρ_{28}	Exp.	1.39 $\pm$ 0.01	1.12 $\pm$ 0.01	0.906 $\pm$ 0.001	1.320 $\pm$ 0.021	0.837 $\pm$ 0.016
	JENDL-3	1.02770	1.05543	1.01833	1.01815	1.00165
	J3 + B5	1.02428	1.05286	1.01663	1.01898	0.99930
	ENDF/B-V	1.01727	1.04732	1.0088	1.02954	1.01075
	ENDF/B-VI	1.00250	1.05272	1.0156	1.02083	0.99967
δ_{25}	Exp.	0.084 $\pm$ 0.02	0.068 $\pm$ 0.001	0.052 $\pm$ 0.001	0.0987 $\pm$ 0.001	0.0614 $\pm$ 0.0008
	JENDL-3	0.95274	0.95809	0.96096	0.95218	0.93795
	J3 + B5	0.97303	0.97842	0.98118	0.97372	0.95873
	ENDF/B-V	1.0000	1.0000	1.0096	1.01611	1.0000
	ENDF/B-VI	0.96104	0.96648	0.96944	0.96210	0.9478
δ_{28}	Exp.	0.078 $\pm$ 0.004	0.070 $\pm$ 0.004	0.057 $\pm$ 0.003	0.0946 $\pm$ 0.0041	0.0693 $\pm$ 0.0035
	JENDL-3	0.98462	0.94229	0.94719	1.03615	1.00188
	J3 + B5	0.97316	0.93177	0.93712	1.03131	0.99705
	ENDF/B-V	0.97692	0.93286	0.9351	1.04545	1.0086
	ENDF/B-VI	0.9549	0.91341	0.91765	1.01922	0.98268

(a) Expressos em "calculado sobre experimental (C/E)"

(b) U-235 da ENDF/B-V; demais núclídeos da JENDL-3

(c) Obtido da Literatura (Ref.16)

CONCLUSÕES

Pela análise efetuada nesse trabalho conclui-se que houve sensível progresso das bibliotecas ENDF/B-VI e JENDL-3 no que tange aos dados nucleares do U-238; isto em comparação com a ENDF/B-IV e a JENDL-2 que são de distribuição irrestrita pela IAEA. Entretanto, quando os resultados produzidos por essas novas bibliotecas são comparados aos da ENDF/B-V, nota-se um progresso modesto.

Para os países em desenvolvimento que dispunham somente da ENDF/B-IV e da JENDL-2, a ENDF/B-VI e a JENDL-3 tornaram-se uma excelente opção para melhorar a qualidade das bibliotecas de dados nucleares existente.

REFERÊNCIAS

[1] Lemmel, H.D.; "ENDF/B-VI, The U.S Evaluated Nuclear Data Library for Neutron Reaction Data", IAEA-NDS-100, June-1990

[2] K.Shibata, Et alli; "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 - JENDL-3"; JAERI 1319 (1990)

[3] A. dos Santos ; " Processing and Testing The ENDF/B-VI " , ANS/ENS Meeting , November 15-20 1992, Chicago Illinois.

[4] C.R. Ferreira e A. dos Santos ; "Solução de Problemas Padrões com os Sistemas Acopladas NJOY/AMPX-II/KENO-IV" , Anais do VIII ENFIR - Encontro Nacional de Física de Reatores e Termohidráulica , 17-20 de Setembro 1991, Atibaia - São Paulo - Brasil.

[5] A. dos Santos ; "Solução de Problemas Padrões com os Sistemas Acopladas NJOY/AMPX-II/HAMMER-TECHNION e a Biblioteca JENDL-3 " , Anais do VIII ENFIR - Encontro Nacional de Física de Reatores e Termohidráulica , 17-20 de Setembro 1991, Atibaia - São Paulo - Brasil.

[6] Cross Section Evaluation Working Group Specification; ENDF-202 (BNL-19302).

[7] Cullen, D.E., " Program LINEAR : Linearize Data in The Evaluated Nuclear Data File/Version B (ENDF/B) Format " , UCRL-50400, Lawrence Livermore Laboratory , Oct. 1979.

[8] Cullen, D.E., " Program RECENT : Reconstruction of Energy-Dependent Neutron Cross-Section from Resonance Parameters in ENDF/B Format " , UCRL-50400, Lawrence Livermore Laboratory , Oct. 1979.

[9] Cullen, D.E., " Program SIGMA1 : Doppler Broaden Evaluated Cross-Sections in The Evaluated Nuclear Data file/version B (ENDF/B) Format " , UCRL-50400, Lawrence Livermore Laboratory , Oct. 1979.

[10] Gruppelaar H. et alli; "Processing of Double Differential Cross Sections in The New ENDF/B-VI Format : GROUPXS Code Description and User's Manual "; ECN-182 or NEA-1111/01 - April 1986.

[11] MacFarlane, R. E., Muir, D. W. Boicourt, R. M., " The NJOY Nuclear Data Processing System, Vol-I : User's Manual ", Los Alamos National Laboratory Report, LA-9393-M, Vol(ENDF-324), 1982.

[12] Caldeira, A.D.; Instituto de Estudos Avançados CTA - São José dos Campos ; Comunicação Pessoal.

[13] Greene, N.M., Ford III, W.E. et alli, "AMPX-II : A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from Data in ENDF format", PSR-63, Oak Ridge National Laboratory , Tennessee.

[14] Santos, A.; AMPXR-Interface NJOY para AMPX-II; Relatório Interno-IPEN/COPESP 1988

[15] Prael, R. E.; "Homogeneous Thermal Benchmark Calculations with ENDF/B-V Data using MCNP"; Trans. Am. Nuc. Soc. Vol-39, November 1980.

[16] Hardy. J.; "ENDF/B Data Testing Results for Thermal Reactor Benchamrk"; Proc. Thermal Reactor Benchmark Calculations, Techniques, Results and Applications; 1983, BNL-NP-2855.

ABSTRACT

The recently released nuclear data libraries ENDF/B-VI and JENDL-3 have been accessed and several well-known thermal CSEWG benchmarks have been analyzed in this work. There have been found progress for plutonium and U-238 nuclear data compared to that of JENDL-2 and ENDF/B-IV, but very little progress were found when the new libraries are compared to ENDF/B-V.