

ANÁLISE DE CRITICALIDADE UTILIZANDO-SE OS SISTEMAS NJOY, AMPX-II E KENO-IV

CARLOS ROBERTO FERREIRA
ADIMIR DOS SANTOS

DIVISÃO DE FÍSICA DE REATORES IPEN/CNEN-SP

RESUMO

Através de um acoplamento entre os sistemas de processamento de dados nucleares NJOY e AMPX-II, elaborado na Divisão de Física de Reatores-IPEN, foram efetuadas análises de criticalidade com o KENO-IV em dois sistemas rápidos: JEZEBEL e GODIVA. Foram utilizados os arquivos básicos de dados nucleares ENDF/B-IV e JENDL-2. Pela análise feita observou-se que o acoplamento dos sistemas NJOY e AMPX-II é promissor para definir um sistema de padronização de geração de seções de choque, e que o KENO-IV, por tratar anisotropia de espalhamento até primeira ordem, não é adequado para tratar sistemas onde o grau de anisotropia é alto. Os k-efetivos calculados com o XSDRNP, a partir da biblioteca ENDF/B-IV, resultaram melhores do que os correspondentes baseados na JENDL-2, para os problemas analisados.

ABSTRACT

Through a linking between the nuclear data code systems NJOY and AMPX-II, performed at Divisão de Física de Reatores-IPEN, it was made criticality analysis with the KENO-IV in two fast multiplying systems: JEZEBEL and GODIVA. The ENDF/B-IV and JENDL-2 was used throughout the analysis. It was found that the linking between NJOY and AMPX-II systems can be suitable for a benchmark calculation of neutron cross sections. The KENO-IV code cannot be applied in systems where the degree of anisotropic scattering is too high because this computer code treats scattering up to first order. The XSDRNP results show that the results obtained with ENDF/B-IV are of better quality than those obtained with JENDL-2.

1. Introdução

A análise de segurança quanto à acidentes de criticalidade nuclear é de suma importância em várias atividades que envolvem suficientes quantidades de materiais fisséis, como por exemplo, o processamento, o transporte e a estocagem de combustíveis nucleares.

No IPEN/CNEN, têm-se efetuado com frequência cálculos de criticalidade usando-se o programa de Monte Carlo KENO-IV [1], ora utilizando-se a sua própria biblioteca de dados nucleares (mais adequada para sistemas epitérmicos e rápidos), ora produzindo os dados a partir da biblioteca de dados nucleares do programa GAMTEC-II [2] (mais adequada para sistemas térmicos).

Todavia, ambas as bibliotecas de dados nucleares mencionadas, além de antigas (foram elaboradas no começo da década de 60), são adequadas a certa classe de problemas, não sendo aplicáveis em geral a quaisquer sistemas.

O objetivo deste trabalho é efetuar cálculos de criticalidade com o programa KENO-IV, sendo os dados nucleares produzidos com os sistemas acoplados NJOY [3] e AMPX-II [4] (este acoplamento é realizado com uma interface elaborada na Divisão de Física de Reatores - IPEN/CNEN, a qual será publicada futuramente) a partir das bibliotecas básicas de dados nucleares ENDF/B-IV e JENDL-2.

No esquema proposto todos os dados nucleares serão calculados com o sistema NJOY e a seguir formatados na biblioteca master do sistema AMPX-II. Além disso, todos os cálculos da auto-blindagem das ressonâncias resolvidas dos núcleos actíneos serão calculados com o módulo ROLAIDS do sistema AMPX-II. Para este objetivo, também foi elaborada uma interface entre os dados nucleares linearizados do sistema NJOY e a biblioteca de dados nucleares pontuais requerida pelo ROLAIDS. O acoplamento das seções de choque a serem utilizadas pelo sistema KENO-IV será efetuado pelo módulo XSDRNPM do sistema AMPX-II. Desta forma os dados nucleares colapsados são produzidos especificamente para a composição e geometria de cada sistema fissil em estudo, sendo os resultados obtidos mais realistas.

Dois sistemas rápidos (GODIVA [5] e JEZEBEL [6]) serão analisados neste trabalho. Resultados para o fator de multiplicação efetivo serão analisados em função da biblioteca básica utilizada (ENDF/B-IV OU JENDL-2), das várias opções do módulo XSDRNPM e também do número de histórias utilizadas no KENO-IV.

2. Metodologia de Cálculo

Em todos os problemas padrões analisados neste trabalho, foi utilizada a metodologia de cálculo cujo fluxograma é exposto na Figura 1.

O processamento de dados nucleares começa com os dados nucleares básicos dos arquivos ENDF/B-IV ou JENDL-2. Procede-se aqui apenas uma descrição resumida de cada módulo do sistema NJOY e do sistema AMPX-II. O leitor interessado numa descrição mais detalhada de cada módulo deve dirigir-se a referência [3] para o sistema NJOY e a referência [4] para o sistema AMPX-II.

- MODER tem a incumbência de transformar um arquivo ENDF formatado num arquivo binário e vice-versa.

- RECONR reconstrói as seções de choque numa forma pontual a partir dos parâmetros de ressonância e das leis de interpolação da ENDF/B e escreve o arquivo final

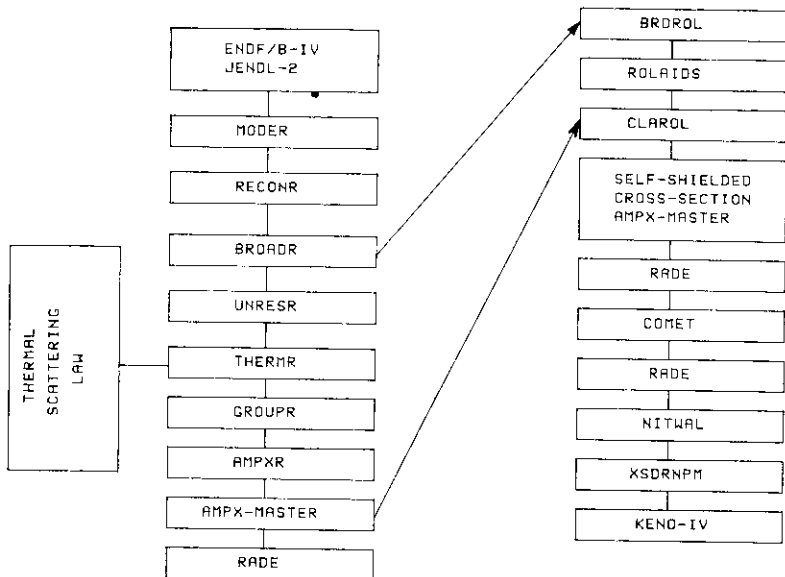


Figura 1. Metodologia de cálculo

denominado de PENDF (Pointwise Evaluated Nuclear Data File) de tal forma que as seções de choque sejam linearmente interpoláveis dentro de uma precisão pré-fixada. O "grid" final de energia, para um dado nuclide, é único para todas as reações.

- BROADR lê o arquivo PENDF gerado pelo módulo RECONR e elabora o alargamento Doppler de todas as reações do nuclide desejado deste arquivo, na temperatura desejada. O arquivo final é escrito num único "grid" de energia, numa forma linearmente interpolável dentro de uma precisão pré-fixada.

- UNRESR produz seções de choque efetivas na região de ressonâncias não resolvidas. Os dados finais são escritos numa forma tabular: seções de choque versus temperatura e "background cross-sections".

- THERMR produz as seções de choque e as matrizes de espalhamento na região térmica de energia do nêutron. Este módulo do sistema NJOY utiliza as leis de espalhamento térmico $S(\alpha, \beta)$ [7], para os materiais que possuem estes dados. Exemplos destes materiais é o Hidrogénio ligado a molécula de água ou o carbono na grafita. Os dados finais, também numa forma linearmente interpolável, para uma precisão pré-fixada são adicionadas no arquivo PENDF

Até o módulo THERMR, os dados nucleares produzidos são independentes da aplicação. O único parâmetro que restringe o uso destes dados nucleares é a temperatura utilizada no alargamento Doppler e a temperatura utilizada na matriz de espalhamento térmico.

- GROUPT processa as seções de choque pontuais em parâmetros de multigrupo utilizando o método de Bondarenko [8]. Neste ponto o elo de ligação entre os dados nucleares independentes da aplicação e os dados nucleares para a aplicação específica é introduzido através da estrutura de multigrupo e do espectro de ponderação. Neste ponto da metodologia de cálculo serão produzidos seções de choque de multigrupo para aplicação nos problemas padrões discutidos neste trabalho.

- AMPXR foi especialmente escrito por ADIMIR DOS SANTOS e EDNA MARIA LOPEZ do IPEN/CNEN-SP como módulo do sistema NJOY para transformar os dados nucleares de multigrupo calculados com o módulo GROUPT num formato compatível com a biblioteca MASTER do sistema AMPX-II. O módulo AMPXR do sistema NJOY tem sido submetido a vários testes e será objeto de publicação futura no IPEN/CNEN-SP.

- RADE verifica a consistência da formatação efetuada pelo módulo AMPXR. De importância neste módulo do sistema é a verificação da formatação na biblioteca MASTER do sistema AMPX-II propriamente dito, a verificação de que seção de choque total é igual a soma das partes e se as matrizes de espalhamento são convenientemente normalizadas nos processos nucleares unidimensionais correspondentes.

- BRDROL também escrito por ADIMIR DOS SANTOS e EDNA MARIA LOPEZ do IPEN/CNEN-SP e transformado num módulo do sistema NJOY, tem a finalidade de transformar os dados nucleares pontuais (PENDF) do sistema NJOY num formato compatível com o módulo ROLAIDS do sistema AMPX-II. Este módulo também será objeto de uma publicação no IPEN/CNEN-SP.

Em termos de processamento de dados nucleares com o sistema NJOY e posterior formatação para o sistema AMPX-II e verificação da consistência dos dados nucleares, este ramo da metodologia de cálculo preenche todos os requisitos necessários.

- ROLAIDS. Dada uma biblioteca de seções de choque pontuais e uma biblioteca MASTER do sistema AMPX-II, o ROLAIDS resolve a equação integral de transporte de

nêutrons numa forma pontual assumindo espalhamento isotrópico. Este módulo do sistema AMPX-II é aplicável somente a região de ressonâncias resolvidas e produz como resultado final seções de choque efetivas (auto-blindadas) entre os multigrupos da biblioteca MASTER compreendidos entre a energia mínima e a energia máxima de aplicabilidade.

-- CLAROL tem a incumbência de substituir as seções de choque auto-blindadas calculadas pelo ROLAIDS na biblioteca MASTER do sistema AMPX-II.

-- RADE-COMET-RADE. O módulo RADE é executado a seguir para verificar a consistência da biblioteca produzida pelo CLAROL. O módulo COMET é executado para corrigir possíveis erros nas seções de choque totais e nas matrizes de espalhamento. O módulo RADE é executado novamente para verificar se a tarefa do COMET foi executada com êxito.

-- NITWAL transforma a biblioteca MASTER num formato compatível com a biblioteca WORKING para utilização no módulo XSDRNPM.

-- XSDRNPM resolve a equação de transporte de nêutrons unidimensional utilizando o método Sn [9]. O objetivo da utilização deste módulo é obter as seções de choque colapsadas numa estrutura de grupos conveniente para aplicação de interesse.

-- KENO-IV elabora o cálculo de transporte de nêutrons via método de Monte Carlo na aplicação de interesse e produz o fator de multiplicação efetivo do sistema em questão.

A metodologia de cálculo, conforme descrita, foi aplicada aos problemas padrões analisados neste trabalho.

3. Detalhes do Processamento dos Dados Nucleares

Devido ao grande volume de dados nucleares gerados neste trabalho, esta seção foi reservada para ilustrar vários detalhes do processamento dos dados nucleares. Em geral o processamento dos dados nucleares é dividido em duas partes distintas: o pré-processamento e o processamento propriamente dito. Chama-se pré-processamento o tratamento feito aos dados nucleares até o módulo THERMR do sistema NJOY. Isto porque, com exceção do parâmetro temperatura utilizado no alargamento Doppler e nas matrizes de espalhamento térmico, todos os dados nucleares são independentes da aplicação. Nesta fase são executados os módulos RECONR, BROADR, UNRESR e THERMR.

O módulo RECONR foi utilizado para reconstruir as seções de choque num "grid" de energia único para todas as reações numa precisão numérica de 0.2% para interpolação linear. As únicas exceções foram o U-238 da ENDF/B-IV e da JENDL-2, onde foi utilizada uma precisão numérica de 0.5% devido ao grande número de pontos obtidos quando os dados nucleares deste nuclídeo são linearizados. Quando o módulo BROADR é executado, as seções de choque tornam-se "suaves" devido ao alargamento Doppler. Nesse caso a precisão numérica para a interpolação linear tem de ser ainda menor para não se perder precisão nos resultados finais. Com exceção do U-238 da ENDF/B-IV e da JENDL-2 para todos os nuclídeos processados por este módulo, foi efetuado o alargamento Doppler com uma precisão numérica de 0.1%. No caso U-238 a precisão numérica foi de 0.2%. Em todos os casos o alargamento Doppler foi efetuado para a temperatura de 300K.

O módulo UNRESR do sistema NJOY foi executado para calcular as seções de choque efetivas na região de ressonâncias não resolvidas. Para todos os nuclídeos considerados neste trabalho, estes dados foram calculados em diluição infinita e à temperatura de 300K. Na fase atual de desenvolvimento do módulo BRDROL nenhuma

tentativa foi feita para escolher os dados nucleares linearizados calculados numa seção de choque de "background" que mais se apropria a aplicação de interesse. Um exemplo de utilização de dados nucleares calculados pelo módulo UNRESR na qual é escolhida a seção de choque de "background" é o módulo ACER do sistema NJOY, o qual elabora a biblioteca de dados nucleares pontuais para o programa MCNP [10]. Dessa forma todos os dados nucleares na região de ressonâncias não resolvidas serão em diluição infinita.

Como os sistemas analisados neste trabalho são sistemas rápidos não há necessidade de executar o módulo THERMR do sistema NJOY devido a irrelevância da região térmica de energia dos nêutrons para estes tipos de sistemas.

Pela utilização dos módulos expostos a fase do processamento dos dados nucleares fica plenamente estabelecida.

A segunda fase do processamento dos dados nucleares corresponde a transformação dos dados nucleares pontuais em parâmetros de multigrupo. Nesta fase o elo de ligação entre os dados nucleares independentes da aplicação e os dependentes da aplicação é introduzido através da estrutura de multigrupo e da função de ponderação utilizada para calcular as seções de choque de multigrupo. A transformação dos dados nucleares pontuais em parâmetros de multigrupo, foi efetuado pelo módulo GROUPT do sistema NJOY.

Nos sistemas rápidos (JEZEBEL e GODIVA) não há necessidade de nenhum tratamento detalhado na região térmica. Desta forma a estrutura de multigrupo escolhida para a análise dos dois sistemas rápidos foi a estrutura de dados nucleares VITAMIN-C [11], a qual contém 171 grupos. Com esta estrutura de multigrupo o módulo GROUPT do sistema NJOY foi executado para vários núclídeos que compõem os problemas padrões.

Todos os cálculos foram realizados à diluição infinita visto que a auto-blindagem das ressonâncias resolvidas será calculada pelo módulo ROLAIDS do sistema AMPX-II e não será efetuado nenhum cálculo na região de ressonâncias não resolvidas, pelas razões descritas anteriormente. A função de ponderação escolhida foi uma Maxwelliana a temperatura de 0,025eV na região de energia do nêutron entre 1,0E-05 eV à 1,855 eV, 1/E entre 1,855 eV à 0,82 MeV e espectro de fissão à temperatura 1,4 MeV entre 0,82 MeV à 20 MeV.

4. Problemas Padrões Analisados

Foram calculados os problemas padrões seguintes:

a) LADY GODIVA [5] : esfera crítica , não refletida, de urânio metálico enriquecido a 93,9% em U-235.

Raio crítico: $r = 8,71\text{cm}$

Concentrações atômicas: $\text{NU-235} = 4,544700\text{E-}02 \text{ at/b.cm}$

$\text{NU-238} = 2,560000\text{E-}03 \text{ at/b.cm}$

b) JEZEBEL [6] : esfera crítica, não refletida, de plutônio metálico (95,5% de Pu-239).

Raio crítico: $r = 6,284316 \text{ cm}$

Concentrações atômicas: $\text{NPu-239} = 3,766026\text{E-}02 \text{ at/b.cm}$

$\text{NPu-240} = 1,782004\text{E-}03 \text{ at/b.cm}$

5. Preparação das Seções de Choque para o KENO-IV

A preparação das seções de choque para utilização no KENO-IV consistiu de duas etapas distintas. A primeira etapa foi o cálculo da auto-blindagem das ressonâncias dos núcleos actínides utilizando o módulo ROLAIDS do sistema AMPX-II. Em todos os problemas padrões analisados o módulo ROLAIDS do sistema AMPX-II foi executado assumindo meio infinito e a auto-blindagem foi calculada, entre as energias 0.625 eV e 5.530E+03 eV. As seções de choque efetivas obtidas seguem o fluxograma exposto na Figura 1, para a posterior execução do módulo XSDRNPM. A segunda etapa consistiu da execução do módulo XSDRNPM e a subsequente colapso das seções de choque para a utilização no KENO-IV. A colapso foi efetuada em 16 grupos de energia seguindo aproximadamente a estrutura de grupos da biblioteca HANSEN & ROACH [11]. No cálculo efetuado para os problemas padrões GODIVA e JEZEBEL, o transporte de nêutrons foi efetuado em geometria esférica com o raio real da esfera. Dessa forma o fator de multiplicação efetivo obtido via XSDRNPM constitui uma excelente indicação da qualidade dos dados nucleares utilizados neste trabalho, como também da metodologia proposta. Os resultados obtidos com o XSDRNPM serão discutidos no decorrer do texto.

6. Resultados Obtidos

Inicialmente serão discutidos os resultados para os fatores de multiplicação efetivos obtidos nos sistemas rápidos GODIVA E JEZEBEL. Considere os fatores de multiplicação efetivos obtidos com a utilização do módulo XSDRNPM. Os resultados são mostrados nas Tabelas 1,2 e 3.

Tabela 1. Fatores efetivos de multiplicação calculados com o XSDRNPM utilizando a ENDF/B-IV.

P_1S_n	GODIVA		JEZEBEL	
	blind*	n.blind	blind*	n.blind
P_3S_8	1,00581	1,00580	0,99616	0,99616
P_1S_8	1,00030	—	0,99009	—

Tabela 2. Fatores efetivos de multiplicação calculados com o XSDRNPM utilizando a JENDL-2.

PIs_n	GODIVA s/auto-blindagem	JEZEBEL s/auto-blindagem
P_3S_8	1,00704	1,01698
P_3S_{16}	1,00530	1,01424
P_3S_{32}	1,00481	1,01349

Tabela 3. Fatores efetivos de multiplicação calculados com o XSDRNPM utilizando a ENDF/B-IV.

no de malhas espaciais	P_1S_n	JEZEBEL
30	P_3S_8	0,99619
60	P_3S_8	0,99616
10 - 50(**)	P_3S_8	0,99618
20 - 40(**)	P_3S_8	0,99616
20 - 80(**)	P_3S_8	0,99614

Obs. (*) efeito de auto-blindagem considerado; (**) o sistema foi dividido em duas zonas espaciais (zona 1 de 0.0 cm a 3.0 cm e zona 2 de 3.0 cm a 6.284 cm) com malhagens espaciais independentes.

Na Tabela 1 são mostrados os fatores de multiplicação efetivos calculados com XSDRNPM utilizando a biblioteca de dados nucleares ENDF/B-IV onde os cálculos foram realizados com auto-blindagem das ressonâncias resolvidas dos núcleos actíneos com o ROLAIDS e sem auto-blindagem (diluição infinita). Observa-se da Tabela 1 que o efeito da auto-blindagem nesses dois sistemas rápidos é de uma importância secundária visto que tratam-se de sistemas extremamente rápidos. Além disso, é mostrado o efeito da ordem de anisotropia no fator de multiplicação efetivo. Observa-se que diminuindo a ordem da anisotropia, o fator de multiplicação efetivo tende a diminuir. Foi mostrada a aproximação P1S8 devido a que o programa KENO-IV utiliza somente espalhamento linearmente anisotrópico. O comportamento do fator de multiplicação efetivo com a ordem de anisotropia será de extrema importância para interpretar os resultados produzidos pelo KENO-IV.

Na Tabela 2 são mostrados os fatores de multiplicação efetivos calculados com XSDRNPM utilizando a biblioteca de dados nucleares JENDL-2. Os cálculos nesse caso foram feitos com diluição infinita visto que o efeito da auto-blindagem é desprezível. Além disso é mostrado na Tabela 2 o efeito de ordem de quadratura no fator de multiplicação efetivo. Observa-se que o fator de multiplicação efetivo diminui conforme aumenta-se a ordem de quadratura. O efeito do número de "meshs" no k_{eff} é mostrado na Tabela 3. Nota-se que o k_{eff} não é sensível ao número de "meshs"

Pela comparação entre os resultados da Tabela 1 (ENDF/B-IV) e Tabela 2 (JENDL-2) na metodologia de cálculo desse trabalho, os resultados obtidos para o fator de multiplicação efetivo com a ENDF/B-IV mostraram-se superiores aos da JENDL-2.

Os resultados obtidos com a utilização do programa KENO-IV são mostrados nas Tabelas 4 e 5, abaixo. Os cálculos foram elaborados a partir da própria biblioteca de KENO-IV (k_{eff2}) e, também, usando-se as bibliotecas geradas com os sistemas NJOY/AMPX-II (k_{eff1}) a partir das bibliotecas básicas ENDF/B-IV e JENDL-2.

Uma análise das Tabelas 4 e 5 mostra os seguintes aspectos:

a) os valores calculados para os k -efetivos aumentam suavemente com o aumento do

Tabela 4 : Fatores de multiplicação efetivos calculados com o KENO-IV para o sistema GGDVA.

nº de histórias	P ₁ S _n	malhas espaciais	biblioteca	k _{eff1} ± σ	k _{eff2} ± σ
10000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,98518 ± 0,00799	0,98631 ± 0,00777
30000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,99300 ± 0,00473	0,98352 ± 0,00454
50000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,99643 ± 0,00347	0,99251 ± 0,00407
100000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,99322 ± 0,00236	0,98633 ± 0,00274
300000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,99617 ± 0,00132	0,99651 ± 0,00152
500000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,99500 ± 0,00101	0,99691 ± 0,00113
1000000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,99601 ± 0,00072	0,99731 ± 0,00080
100000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,99732 ± 0,00227	
100000	F ₃ S ₈	60	JENDL-2	1,00183 ± 0,00214	
500000	F ₃ S ₈	60	JENDL-2	0,99746 ± 0,00099	
100000	P ₃ S ₁₆	60	JENDL-2	0,99988 ± 0,00241	
100000	P ₃ S ₃₂	60	JENDL-2	0,99938 ± 0,00235	

Tabela 5 : Fatores de multiplicação efetivos calculados com o KENO-IV para o sistema JENEDL.

nº de histórias	P ₁ S _n	malhas espaciais	biblioteca	k _{eff1} ± σ	k _{eff2} ± σ
10000	F ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,98165 ± 0,01008	0,98695 ± 0,00881
30000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,97320 ± 0,00542	0,99601 ± 0,00575
50000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,97363 ± 0,00400	0,99177 ± 0,00454
100000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,97598 ± 0,00273	0,99583 ± 0,00334
300000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,98030 ± 0,00163	0,99629 ± 0,00180
500000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,98224 ± 0,00123	0,99694 ± 0,00149
1000000	P ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,98310 ± 0,00087	0,99467 ± 0,00103
100000	F ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV	0,97891 ± 0,00260	
100000	F ₃ S ₈	30	ENDF/B-IV	0,97882 ± 0,00285	
100000	F ₃ S ₈	60	ENDF/B-IV*	0,98255 ± 0,00275	
100000	P ₃ S ₈	80	JENDL-2*	1,00258 ± 0,00270	
500000	P ₃ S ₈	60	JENDL-2*	1,00345 ± 0,00125	
100000	P ₃ S ₁₆	60	JENDL-2*	0,99662 ± 0,00239	
100000	P ₃ S ₃₂	60	JENDL-2*	1,00072 ± 0,00277	

Obs.: a) Os valores de k_{eff1} são calculados a partir de bibliotecas de dados nucleares geradas pelos sistemas acoplados NJOY/ANPI-II; b) Os valores de k_{eff2} são calculados a partir da própria biblioteca de dados nucleares do KENO-IV; c) Os asteriscos na Tabela 5 indicam que não foi considerado o efeito de auto-blindagem das ressonâncias resolvidas nos cálculos ex post; d) Nas Tabelas 4 e 5 os termos "P₁S_n e malhas espaciais" referem-se aos cálculos feitos com o KSDRPM.

número de histórias (no KENO-IV) a partir de 50.000 histórias, sofrendo, eventualmente, pequenas flutuações (talvez de natureza estatística);

b) utilizando a aproximação de primeira ordem de anisotropia no XSDRNPM, acarreta um aumento no k-efetivo calculado pelo KENO-IV;

c) o aumento da ordem de quadratura no XSDRNPM implica numa pequena redução dos k-efetivos calculados com o KENO-IV para o sistema GODIVA. Por outro lado, para o JEZEBEL acarreta pequena oscilação;

d) variando-se o número de malhas espaciais no cálculo do XSDRNPM, o k-efetivo produzido pelo KENO-IV é pouco influenciado (vide linhas 4 e 9 da Tabela 5);

e) uma comparação dos valores das Tabelas 4 e 5 com os correspondentes das Tabelas 1 e 2 mostra que os k-efetivos produzidos pelo KENO-IV estão em maior concordância com aqueles calculados com o XSDRNPM usando a aproximação de primeira ordem de anisotropia. Este resultado é esperado porque o KENO-IV também inclui anisotropia de primeira ordem. Nota-se ainda que os k-efetivos produzidos pelo KENO-IV são inferiores aos correspondentes calculados com a aproximação P_3S_3 no XSDRNPM;

f) a consideração da auto-blindagem das ressonâncias resolvidas (módulo ROLAIDS), acarretou uma pequena redução no k-efetivo produzido pelo KENO-IV, em relação ao caso em que não se considerou a auto-blindagem (vide linhas 4 e 10 da Tabela 5);

g) os melhores resultados produzidos pelo KENO-IV para os k-efetivos (isto é, os k-efetivos cujos valores médios calculados com o KENO-IV estão mais próximos de $k_{eff} = 1,00$), referem-se aos cálculos baseados na biblioteca JENDL-2;

h) os k-efetivos calculados com o KENO-IV a partir de sua própria biblioteca estão em boa concordância com os valores correspondentes calculados a partir das bibliotecas geradas com os sistemas NJOY/AMPX-II, a partir das bibliotecas básicas ENDF/B-IV ou JENDL-2.

7. Conclusões

A metodologia de cálculo baseada nos sistemas acoplados NJOY e AMPX-II para a geração de bibliotecas de dados nucleares alcançou pleno sucesso na elaboração desse trabalho e é promissora para definir um sistema de padronização visto que é independente da aplicação. Os resultados obtidos demonstram que partindo das bibliotecas básicas de dados nucleares e utilizando os métodos matemáticos disponíveis atualmente para o tratamento das seções de choque pode-se chegar a resultados de boa qualidade. Não há necessidade atualmente em se apoiar em aproximações e ajustes de dados nucleares efetuados em décadas passadas, visto que em boa parte desses ajustes, o que é feito é corrigir as deficiências em métodos de cálculo com os dados nucleares básicos. A aproximação de espalhamento linearmente anisotrópico utilizado no KENO-IV é um caso típico.

Com relação aos problemas padrões analisados nota-se que:

a) o módulo XSDRNPM produz resultados confiáveis para sistemas unidimensionais (JEZEBEL e GODIVA) visto que possui um tratamento adequado da equação de transporte;

b) o KENO-IV por tratar a anisotropia de espalhamento até a primeira ordem

produz resultados inferiores aos do XSDRNPM em sistemas unidimensionais e onde a anisotropia de espalhamento é importante; e

c) nos problemas padrões GODIVA e JEZEBEL, os resultados obtidos com o programa XSDRNPM via ENDF/B-IV está em melhor concordância em relação aos valores experimentais do que os obtidos via JENDL-2. Entretanto esta constatação merece uma análise mais detalhada visto que não foi dada nenhuma menção a auto-blindagem na região de ressonâncias não resolvidas. Além disso deve-se dar um tratamento melhor ao espectro de fissão visto que o procedimento utilizado foi tratá-lo como vetor. O NJOY pode produzir o espectro de fissão dependente da energia do nêutron incidente e esse tratamento seria em princípio mais adequado para a região rápida.

Como trabalho futuro sugere-se a análise de problemas padrões térmicos e sistemas fisséis com moderação intermediária.

Agradecimentos

Ao Instituto de Estudos Avançados (IEAv) do Centro Técnico Aeroespacial (CTA), pela permissão de utilizar o sistema NJOY.

Referências

- [1] L.M. Petrie, KENO-IV : An Improved Monte Carlo Criticality Program , ORNL-4938, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (1975)
- [2] L.L. Carter, C.R. Richey & C.E. Hughey, GAMTEC-II: A Code for Generating Consistent Multigroup Constant Utilized in Diffusion and Transport Theory Calculations, BNWL-35, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington (1965).
- [3] R.E. MacFarlane, D.W. Muir and R.M. Boicourt, The NJOY Nuclear Data Processing System , Vol-I: User's Manual, Los Alamos National Laboratory report, LA-9303-M, Vol-I(ENDF-324), (1982).
- [4] N.M.Greene, W.E. Ford III, et ali , AMPX-II : A Modular code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from Data in ENDF format , PSR-63, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee.
- [5] Argonne Code Center ,ANL-7416 : Benchmark Problem Book, Argonne National Laboratory, Illinois (1972).
- [6] G.A. Jarvis, G.A. Linenberger, J.D. Orndoff, and H.C. Paxton, Two Plutonium-Metal Critical Assemblies, Nuclear Science Engineering 8,525-531 (1960).
- [7] J.U. Koppel and D.H. Houston, Reference Manual for ENDF Thermal Neutron Scattering Data, General Atomic report GA-8774 (1968).
- [8] I.I. Bondarenko, et ali, Group Constants for Nuclear Reactor Calculations, Consultant Bureau , New York (1964).
- [9] B.G. Carlson, Solutions of the Transport Equation by Sn Approximations, Los Alamos Scientific Laboratory report LA-1599 (1953).
- [10] MCNP , A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport, Los Alamos National Laboratory, LA-7396-M (rev.2), Los Alamos, New Mexico (1978).
- [11] R.W. Roussin, C.R. Weisbein, et all, VITAMIN-C : 171 neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross-Sections In AMPX and CCCO Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics, ORNL/RSIC-37,(ENDF), Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (1980).
- [12] G.E. Hansen, and W.H. Roach, Six and Sixteen group Cross Sections for Fast and Intermediate Critical Assemblies, Los Alamos Scientific Laboratory, LAMS-2543, Los Alamos, New Mexico (1961).