

ANÁLISE DE EXPERIMENTO CRÍTICO CONTENDO ÓXIDO MISTO
(PuO₂-UO₂) UTILIZANDO A BIBLIOTECA DE DADOS NUCLEARES JENDL-3

ALFREDO Y. ABE,* CARLOS ROBERTO FERREIRA,* ADIMIR DOS SANTOS
Coordenadoria para Projetos Especiais - COPESP
* Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN/CNEN

RESUMO

Cálculos de criticalidade são executados acessando-se a terceira versão da biblioteca japonesa de dados nucleares; JENDL-3; para um sistema homogêneo contendo PuO₂-UO₂. A análise efetuada com a metodologia baseada no sistema acoplado NJOY/AMPX-II/KENO-IV desenvolvido na Divisão de Física de Reatores IPEN/CNEN-SP mostraram que os resultados obtidos com a JENDL-3 estão mais concordantes do que as obtidas a partir da ENDF/B-IV e JENDL-2.

INTRODUÇÃO

Nas atividades onde envolvem o manuseio de materiais físséis como por exemplo: o processamento, o transporte, a estocagem e o reproprocessamento de material combustível é necessário garantir a segurança quanto a acidentes de criticalidade nuclear. Em tais atividades devem ser impostas condições limites de segurança tais como: volume, massa e dimensões seguras para o manuseio adequado/1/.

A fim de estabelecer as condições limites de segurança são elaborados experimentos críticos envolvendo uma grande variedade de materiais físséis em diversas situações tais como: sistemas homogêneos, soluções aquosas, sistemas refletidos e não refletidos, sistemas com dimensões e geometrias variáveis, etc. Estes experimentos críticos tem servido não somente para estabelecer limites de condição de segurança quanto à criticalidade mas também serve para averiguar a precisão dos dados nucleares e validar metodologias de cálculo e códigos computacionais correntemente utilizados na Física de Reatores.

Sob este ponto de vista, o objetivo do trabalho é acessar e avaliar a qualidade dos dados nucleares dos nuclídeos integrantes de um combustível nuclear tipo PuO₂-UO₂ através de um problema-padrão ("benchmark") específico/2/. Atualmente este tipo de combustível tem sido de grande interesse com o advento da tecnologia dos reatores APWR e LMFBR e o conceito de reaproveitamento de combustível nuclear queimado.

Os dados nucleares a serem utilizados neste problema são do arquivo de dados JENDL-3/3/, JENDL-2 e ENDF/B-IV/4/ utilizando o acoplamento dos sistemas NJOY/5/ e AMPX-II/6/. A ênfase do trabalho será dada ao arquivo de dados nucleares básicos JENDL-3, recentemente liberado.

Os cálculos de criticalidade serão efetuados pelo código KENO-IV/7/, sendo as bibliotecas em estrutura de multigrupo produzidas pelos sistemas acoplados NJOY versão 10/83 e AMPX-II. Os dados da biblioteca básica acessada pelo sistema NJOY são formatados para a biblioteca MASTER do sistema AMPX-II e

o acoplamento das seções de choque em estrutura de multigrupo será efetuado pelo módulo XSDRNPM do sistema AMPX-II.

O experimento crítico consiste de uma mistura homogênea de PuO₂-UO₂ e poliestireno com 30% em peso de plutônio. Os resultados para o fator de multiplicação efetivo de neutrons serão analisados em função das bibliotecas básicas (ENDF/B-IV, JENDL-2, JENDL-3).

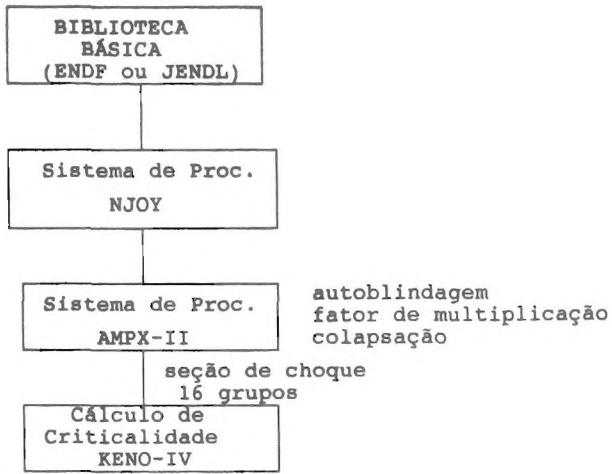
METODOLOGIA DE CÁLCULO

A metodologia de cálculo obedece o fluxograma exposto na figura 1. Resumidamente o processamento inicia-se acessando os arquivos de dados nucleares básicos dos arquivos ENDF/B-IV, JENDL-2 e JENDL-3 com o sistema modular NJOY, com exceção ao Pu-239 onde utilizou-se o processamento via LINEAR-RECENT-RECONR/8,9/ do NJOY devido ao formalismo de Reich-Moore para o tratamento das ressonâncias resolvidas. Ao final da execução será criada um arquivo compatível com a biblioteca MASTER do sistema AMPX-II e um arquivo com os dados nucleares pontuais (PENDF) num formato compatível com o módulo ROLAIDS do sistema AMPX-II. Para a parte relativa a formatação das bibliotecas no formato adequado do sistema AMPX-II foram criados dois módulos auxiliares: AMPXR para o arquivo MASTER e BRDROL para o arquivo pontual, sendo estes amplamente testados/10/.

A parte relativa ao sistema AMPX-II inicia-se no módulo ROLAIDS para o tratamento da autoblindagem na região de ressonâncias resolvidas produzindo uma biblioteca em estrutura de multigrupo com as seções de choque efetivas que serão substituídas na biblioteca MASTER do sistema AMPX-II através do módulo CLAROL. A biblioteca MASTER é escrita num formato compatível com a biblioteca WORKING do módulo XSDRNPM através do módulo NITANL.

Ao final o módulo XSDRNPM resolve a equação de transporte de neutrons unidimensional utilizando o método S_n, e além disso irá produzir uma biblioteca de seções de choque colapsadas na estrutura de grupo (16 grupos) semelhante ao o código KENO-IV.

O código KENO-IV irá executar o cálculo de criticalidade via método de Monte Carlo para o sistema estudado.



PROBLEMA PADRÃO ANALISADO

O problema consiste num experimento crítico com uma mistura homogênea de óxido de plutônio e urânio contendo 8%, 15% e 30% em peso de plutônio, onde todas as três misturas contêm 8% em peso de Pu240 e urânio queimado com 0.151% em peso de U235. O experimento é executado numa mesa crítica onde são efetuadas medidas para um sistema refletido com plexiglass e um não refletido.

A Tabela 1 ilustra a composição das três misturas. Neste trabalho efetuou-se o cálculo de criticalidade apenas para o sistema onde contém 30% em peso de plutônio (razão de moderação $H/X=47.4$ onde $X=Pu+U$); utilizando-se das dimensões críticas sem reflexão com plexiglass, conforme a Tabela 2.

Figura 1. Metodologia de Cálculo

Tabela 1. Composição das três misturas

composição dos nuclídeos	átomos/(barn cm)		
	30% de Pu	14.62% de Pu	7.89% de Pu
Am-241	3.511E-07	4.036E-07	1.741E-07
Pu-239	2.578E-04	1.954E-04	6.528E-05
Pu-240	2.257E-05	1.702E-05	5.941E-06
Pu-241	1.756E-06	1.211E-06	3.481E-07
C-12	4.537E-02	4.412E-02	4.540E-02
O-16	1.974E-03	3.023E-03	1.830E-03
U-238	6.604E-04	1.252E-03	8.376E-04
U-235	1.008E-02	1.904E-02	1.285E-02
H	4.468E-02	4.489E-02	4.540E-02

Tabela 2. Dimensões críticas para geometrias : Esfera, Cilindro Infinito e Placa Infinita.

Geometria - Dimensões em Centímetros		
Placa Infinita	Esfera	Cilindro Inf.
21.70 ± 0.15	24.20 ± 0.14	17.94 ± 0.11

ARQUIVO DE DADOS E O PROCESSAMENTO

Acessou-se as bibliotecas ENDF/B-IV, JENDL-2 e JENDL-3, com o sistema NJOY. Na Tabela 3 estão listados os nuclídeos processados com os respectivos identificadores. Para hidrogênio do poliestireno utilizou-se o hidrogênio ligado ao polietileno/11/ pois esta era a condição mais próxima do poliestireno utilizado na mistura PuO₂-UO₂. O nuclídeo O-16 da biblioteca ENDF/B-IV substituiu o corresponde na análise no caso em que utilizou-se os dados da biblioteca JENDL-2 devido a falta deste nesta biblioteca.

Todos os dados dos nuclídeos considerados neste trabalho foram calculados em diluição infinita e a temperatura de 300 Kelvin para o alargamento Doppler e na matriz de espalhamento térmico, além disso a energia de corte adotada para a matriz de espalhamento foi de 1.855 eV.

A função ponderação escolhida para a geração da biblioteca em estrutura de multigrupo (85 grupos) foi uma Maxwelliana na região de energia de neutron entre 1.0E-05 eV a 1.855 eV, 1/E entre 1.855 eV a 0.82 Mev e o espectro de fissão para a energia 0.82 Mev a 20 Mev, adotando a estrutura do código EPRI-CELL/12/ para a região de energia entre 1.0E-05 eV a 1.855 eV, para a região entre 10 Mev e 1.855eV utilizou-se a estrutura de grupo do código HAMMER-TECHNION/13/.

Tabela 3. Nuclídeos processados das bibliotecas básicas.

Nuclídeo	ENDF/B-IV	JENDL-2	JENDL-3
U-235	1261	2923	3924
U-238	1262	2925	3926
Pu-239	1264	2943	3943
Pu-240	1265	2944	3944
Pu-241	1266	2945	3945
Am-241	1056	2951	3951
C-12	1274	2061	3943
O-16	1276	-----	3081
H-1	1288 *	2088 *	3088 *

* Este número de identificador foi utilizada arbitrariamente, sendo que não corresponde a identificação original.

RESULTADOS OBTIDOS

Na Tabela 4 são apresentados os resultados dos valores do fator de multiplicação efetivo obtido com o módulo XSDRNPM utilizando a aproximação P₃S₈ com as bibliotecas ENDF/B-IV, JENDL-2 e JENDL-3 para as geometrias : placa infinita, esfera e cilindro infinito.

Tabela 4. Fatores efetivos de multiplicação calculados com XSDRNPM

GEOMETRIA	BIBLIOTECA		
	ENDF/B-IV	JENDL-2	JENDL-3
placa inf.	1.0105143	1.0144148	1.007866
esfera	1.0088625	1.0129108	1.005419
cilindro infinito	1.0097437	1.0138597	1.006668

Na Tabela 5. são apresentado os resultados obtidos com o código KENO-IV utilizando a biblioteca em estrutura de multigrupo elaborada anteriormente pelo módulo XSDRNPM, adotou-se 100.000 histórias para o cálculo de Monte Carlo.

Tabela 5. Fatores de multiplicação efetivos obtidos com o código KENO-IV

GEOMETRIA	BIBLIOTECA		
	ENDF/B-IV	JENDL-2	JENDL-3
CILINDRO	1.00618 ± 0.00277	1.00851 ± 0.00279	1.00356 ± 0.00281
ESFERA	1.00579 ± 0.00359	1.00452 ± 0.00304	0.99933 ± 0.00282
PLACA	1.00507 ± 0.00271	1.00405 ± 0.00243	1.00356 ± 0.00277

Analisando as Tabelas 4 e 5 observa-se que :

- a) os melhores resultados são obtidos com a biblioteca JENDL-3 para o cálculo com o módulo XSDRNPM e o código KENO-IV,
- b) com relação às bibliotecas ENDF/B-IV e JENDL-2, a primeira apresenta resultados melhores utilizando o módulo XSDRNPM (aproximação P₃S); e
- c) os fatores de multiplicação efetivo obtidos com o código KENO-IV são sempre inferiores quando comparados com o módulo XSDRNPM, este comportamento deve-se a aproximação P₁ adotado pelo código KENO-IV.

CONCLUSÃO

A metodologia de cálculo mostrou-se eficiente para a elaboração das bibliotecas para análise de criticalidade. Obteve-se bons resultados com a biblioteca JENDL-3 para sistemas térmicos.

Importante mencionar o grande tempo de processamento requerido para execução deste problema (aproximadamente 300 minutos de CPU no computador IBM-4381) somente para o módulo ROLAIDS.

Como trabalho futuro sugere-se o estudo do ponto de vista físico da biblioteca JENDL-3, analisar problemas-padrão que envolvam a região de energia epitérmica e rápida.

REFERÊNCIAS

- [1] Knief, R.A., "Nuclear Criticality Safety-Theory and Practice"; ANS Publications
- [2] Bierman, S.R., Clayton, E.D., Hansen, L.E., "Critical Experiments with Homogeneous Mixtures of Plutonium and Uranium Oxides Containing 8, 15, and 30 wt% Plutonium", Nuclear Science and Engineering 50, pp. 115-126, 1973.
- [3] Shibata, K., et ali.; "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 JENDL-3"; JAERI-1319 (1990)
- [4] Garber, D.; "ENDF/B Summary Documentation Report"; BNL-17541, October-1975.
- [5] MacFarlane, R.E., Muir, D.W., Boicourt, R.M., "The NJOY Nuclear Data Processing System, Vol-I: Users Manual", Los Alamos National Laboratory report, LA-9393-M, Vol(ENDF-324), 1982.
- [6] Greene, N.M., Ford III, W.E. 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.
- [7] Petrie, L.M., "KENO-IV : An Improved Monte Carlo Program", ORNL-4938, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (1975).
- [8] Cullen, D.E.; "Program LINEAR : Linearize Data in the Evaluated Nuclear Data File/Version B (ENDF/B) Format", UCRL-504000, Lawrence Livermores Laboratory, Oct. 1979.
- [9] Cullen, D.E., "Program RECENT : Reconstruction of Energy-Dependent Neutron Cross-Sections from Resonance Parameters in the ENDF/B Format", UCRL-504000, Lawrence Livermore Laboratory, October 1979.
- [10] 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 I, pág. 215-225, Recife-PE, Brasil, 1989.
- [11] Koppel, J.U., Houston, D.H., "Reference Manual for ENDF Thermal Scattering Data", GA-8774, July, 1978
- [12] "ARMP: Advanced Recycle Methodology Program" EPRI-CCM-3, Electric Power Research Institute, Sep. 1977.
- [13] Barhen, J., Rothenstein, W., Taviv, E., "The HAMMER Code System" Np-565, Electric Power Research, Palo Alto, California, October 1978.

SUMMARY

Criticality calculations are performed in a homogeneous system containing mixed oxide (PuO₂-UO₂) by accessing the new version of the Japanese nuclear data file, JENDL-3. The results obtained with a methodology based in a coupled system NJOY/AMPX-II/KENO-IV developed at IPEN/CNEN-SP show that the JENDL-3 is in a better agreement than the results of ENDF/B-IV and JENDL-2.