

## METODOLOGIA DE CÁLCULO DOS PARÂMETROS CINÉTICOS COM O SISTEMA NJOY/AMPX-II/TORT

**Adimir dos Santos<sup>1</sup>, Mitsuo Yamaguchi<sup>1</sup>, Graciete Simões de Andrade e Silva<sup>1</sup>,  
Ricardo Diniz<sup>1</sup>, Rogério Jerez<sup>1</sup>, Luiz Antonio Mai<sup>1</sup> e Arlindo Gilson Mendonça<sup>2</sup>**

<sup>1</sup> Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN-SP)

Av. Professor Lineu Prestes 2242

05508-000 São Paulo, SP

asantos@ipen.br, mitsuo@ipen.br, gsasilva@ipen.br, rdiniz@ipen.br, rjerez@ipen.br, lamai@ipen.br

<sup>2</sup> Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP)

Av. Professor Lineu Prestes 2468

05508-000 São Paulo, SP

amendon@ipen.br

### RESUMO

Este trabalho apresenta uma metodologia de cálculo da fração efetiva dos nêutrons atrasados ( $\beta_{\text{eff}}$ ) e do tempo de geração dos nêutrons prontos ( $\Lambda$ ), conhecidos como parâmetros cinéticos, utilizando o sistema NJOY/AMPX-II/TORT. Para a geração dos conjuntos de seções de choque utiliza-se inicialmente o programa NJOY para o pré-processamento dos dados nucleares contidos nas bibliotecas básicas de dados nucleares em uma dada estrutura de grupos de energia. O NJOY acessa as bibliotecas básicas, efetua interpolações, reconstrói e alarga as ressonâncias e pondera as seções de choque pontuais utilizando um espectro típico do problema. Dois programas de interface, o BRDROL (compatibilização de dados nucleares pontuais) e o AMPXR (compatibilização de dados nucleares multigrupo), são utilizados para efetuar a compatibilização de formato entre os programas NJOY e AMPX-II. Posteriormente, o programa AMPX-II efetua o tratamento de auto-blindagem e a condensação para uma estrutura de poucos grupos de energia. O produto final do AMPX-II são arquivos de seções de choque no formato ANISN compatível com o programa GIP, que gera seções de choque macroscópicas para o programa TORT. Esse programa gera arquivos de distribuições de fluxos diretos e adjuntos, que são utilizados em um programa desenvolvido para o cálculo dos parâmetros cinéticos. Os parâmetros cinéticos obtidos foram comparados com resultados de um programa experimental no reator IPEN/MB-01.

### 1. INTRODUÇÃO

Os parâmetros cinéticos (fração efetiva de nêutrons atrasados e tempo de geração dos nêutrons prontos) desempenham um importante papel na dinâmica de reatores nucleares e também na área de segurança, no que tange à análise de acidentes. Exemplos típicos são a correlação entre período do reator e a reatividade através da fórmula de Inhour e os reatímetros que, de um modo geral, se baseiam em algoritmos de cinética inversa. A reatividade é diretamente proporcional à fração efetiva dos nêutrons atrasados.

Os nêutrons atrasados são emitidos no decaimento radioativo de vários produtos de fissão. Esses produtos de fissão são denominados precursores de nêutrons atrasados. Atualmente mais de 250 produtos de fissão foram identificados como potenciais emissores de nêutrons atrasados. Uma caracterização experimental de todos os emissores de nêutrons atrasados é muito difícil devido ao valor pequeno do rendimento (“yield”) e/ou meia-vida desses emissores bem como da cadeia de transmutação completa. Entretanto, é possível determinar

experimentalmente o comportamento agregado desses precursores de nêutrons atrasados e gerar um modelo em poucos grupos, onde as constantes de decaimento e abundâncias representam valores médios de vários emissores com constantes de decaimento similares. Atualmente esses dados nucleares são armazenados nos arquivos como a ENDF (“Evaluated Nuclear Data File”) para posterior utilização nas várias áreas de física de reatores.

Os nêutrons atrasados são emitidos com energia menor do que os nêutrons prontos. Assim, em um sistema finito, a sua probabilidade de fuga é menor do que a dos nêutrons prontos, já que necessitam de menor tempo para atingirem a energia térmica. Como consequência, a fração dos nêutrons que moderam dentro do sistema que são atrasados é maior em relação à fração emitida por fissão. Em um sistema infinito, o aumento da fração dos nêutrons atrasados não ocorre, pois não há fuga do sistema; neste caso é denominado fração física de nêutrons atrasados ( $\beta_{fis}$ ). Em um sistema finito, devido a esse aumento, denomina-se fração efetiva de nêutrons atrasados ( $\beta_{eff}$ ). A fração física dos nêutrons atrasados é uma constante universal armazenada em bibliotecas de dados nucleares. A fração efetiva, que depende da geometria do núcleo, é calculada tomando por base esse valor.

A metodologia de cálculo dos parâmetros cinéticos atualmente utilizada na Área de Física de Reatores do IPEN se baseia nos programas HAMMER-TECHNION [1] para geração de seções de choque e CITATION [2] para cálculo dos parâmetros cinéticos [3]. Essa metodologia está limitada a uma estrutura fixa de 4 grupos de energia (3 rápidos e 1 térmico). Uma nova metodologia de cálculo desses parâmetros foi desenvolvida baseada no sistema NJOY/AMPX-II/TORT, com a vantagem de não existir o limite no número de grupos de energia. Os resultados obtidos são comparados com resultados de um programa experimental no reator IPEN/MB-01.

## 2. METODOLOGIA DE CÁLCULO DOS PARÂMETROS CINÉTICOS

Para a simulação computacional do reator IPEN/MB-01 para a determinação dos parâmetros neutrônicos (fator de multiplicação efetivo, distribuições de fluxos, entre outros) utilizou-se o sistema acoplado NJOY/AMPX-II/TORT [4]. O programa TORT [5] calcula o fluxo ou fluência de nêutrons e/ou gamas devido a partículas incidentes sobre um sistema de contorno externo, fontes fixas internas ou fontes geradas pela interação com o meio material, por intermédio de um sistema tridimensional. O processo de transporte é representado pela equação de Boltzmann. O método de ordenadas discretas é utilizado para tratar a variável direcional e uma formulação multigrupo trata a dependência energética do nêutron. Espalhamento anisotrópico é tratado usando-se a expansão de Legendre. Vários métodos são usados para tratar a dependência espacial, incluindo procedimentos característico e nodal.

Para a geração dos conjuntos de seções de choque utiliza-se, inicialmente o programa NJOY [6] para o pré-processamento dos dados nucleares contidos nas bibliotecas de dados avaliados, tais como a “Evaluated Nuclear Data File” ENDF/B-VI.8 [7] e ENDF/B-VI.8 Revisada pelo “Los Alamos National Laboratory” (LANL) [8] e a “Japanese Evaluated Nuclear Data Library” (JENDL-3.3) [9], em uma estrutura de grupos de energia. O NJOY acessa as bibliotecas básicas, efetua interpolações, reconstrói e alarga as ressonâncias e pondera as seções de choque pontuais utilizando um espectro típico do problema. Dois programas de interface são utilizados para efetuar a compatibilização de formato entre os programas NJOY e AMPX-II [10]: o BRDROL [11] (compatibilização de dados nucleares pontuais) e o AMPXR [11] (compatibilização de dados nucleares multigrupo). Posteriormente, o programa AMPX-II efetua o tratamento de auto-blindagem e a

condensação para uma estrutura de poucos grupos de energia. O produto final do AMPX-II são arquivos de seções de choque no formato ANISN [12] compatível com o programa GIP [13] (“Group-Organized Cross Section Input Program”) que gera seção de choque macroscópica para o programa TORT.

Uma vez montado o conjunto de dados nucleares, o programa TORT é processado para a obtenção das distribuições de fluxos angulares direto e adjunto, que são gravadas em arquivos. No caso da execução do TORT com opção de fluxo adjunto, as seções de choque são processadas com o programa GIP com esta mesma opção. O programa GIP inverte as matrizes de espalhamento e escreve a biblioteca final para o TORT. Nesse caso o fluxo angular dado pelo TORT é fornecida na direção reversa, ou seja,  $-\Omega$ . Na elaboração dos parâmetros cinéticos efetivos esse detalhe teve que ser levado em consideração.

O tempo de geração dos nêutrons prontos e a fração efetiva dos nêutrons atrasados são definidos pelas Eqs. (1) e (2), respectivamente [14],

$$\Lambda = \frac{1}{F} \iiint \frac{1}{v(E)} \psi(r, \Omega, E) \psi^*(r, \Omega, E) dr d\Omega dE, \quad (1)$$

$$\beta_{\text{eff } j} = \frac{1}{F} \int \dots \int \chi_{d_j}(E) \beta_j v \Sigma_f(r, E') \psi(r, \Omega', E') \psi^*(r, \Omega, E) dr d\Omega' dE' d\Omega dE, \quad (2)$$

onde:

$$F = \int \dots \int \chi(E) v \Sigma_f(r, E') \psi(r, \Omega', E') \psi^*(r, \Omega, E) dr d\Omega' dE' d\Omega dE; \quad (3)$$

- r - coordenada espacial;
- $\Omega$  - coordenada angular;
- E - energia;
- 1/v - inverso da velocidade dos nêutrons;
- $\psi$  - fluxo angular de nêutrons;
- $\psi^*$  - fluxo angular adjunto;
- $\chi$  - espectro dos nêutrons (prontos e atrasados);
- $\chi_d$  - espectro dos nêutrons atrasados;
- v - número de nêutrons por fissão;
- $\Sigma_f$  - seção de choque macroscópica de fissão; e
- $\beta_j$  - fração física de nêutrons atrasados da família j de precursores.

Obtém-se a fração efetiva dos nêutrons atrasados somando-se as frações efetivas de cada família de precursores, ou seja,

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_j \beta_{\text{eff } j}. \quad (4)$$

As Eqs. 1 e 2 mostram que os parâmetros cinéticos físicos são ponderados pelo produto dos fluxos angulares direto e adjunto e as integrais são efetuadas em todo o espaço de fase do problema e como resultado obtém-se os parâmetros cinéticos efetivos.

Para a obtenção dos parâmetros relativos aos nêutrons atrasados, basicamente foram utilizados os módulos RECONR, BROADR, UNRESR e GROUPE do sistema NJOY, os quais efetuam simultaneamente a reconstrução das seções de choque, alargamento Doppler, ressonâncias não-resolvidas e, finalmente, transformação em parâmetros multigrupo. Assim, como produtos finais são obtidas as seguintes grandezas para cada grupo de energia: número

total de nêutrons emitidos por fissão ( $\nu_t$ ); número de nêutrons atrasados emitidos por fissão ( $\nu_d$ ); espectro dos nêutrons atrasados ( $\chi_d$ ) e espectro dos nêutrons prontos ( $\chi_p$ ). Obtém-se  $\beta_{fis}$  pela razão entre  $\nu_d$  e  $\nu_t$ .

O parâmetro  $1/\nu$  foi englobado num nuclídeo fictício denominado de 1. A ponderação em poucos grupos de energia segue o mesmo procedimento executado na geração das seções de choque. O nuclídeo 1 é incluído em cada região para ser colapsado com o espectro característico dessa região. Dessa forma todos os aspectos neutrônicos importantes como o espectro neutrônico da região combustível e o correspondente do refletor estarão englobados no nuclídeo 1 de cada região.

Um programa de computador foi desenvolvido para o cálculo dos parâmetros cinéticos, conforme as Eqs. (1), (2) e (3), cujas formas discretizadas estão mostradas abaixo:

$$\Lambda = \frac{1}{F} \sum_n \sum_i \frac{V_i}{V_n} \sum_m \omega_m \psi_{i,n,m} \psi_{i,n,m}^* , \quad (5)$$

$$\beta_{eff_j} = \frac{1}{F} \sum_i V_i \sum_g \chi_{d,j,g} \sum_m \omega_m \psi_{i,g,m}^* \sum_b \sum_n \beta_{b,j} \nu \sum_{f,n,b,i} \sum_m \omega_m \psi_{i,n,m} \quad (6)$$

e

$$F = \sum_i V_i \sum_g \chi_g \sum_m \omega_m \psi_{i,g,m}^* \sum_b \sum_n \nu \sum_{f,n,b,i} \sum_m \omega_m \psi_{i,n,m} \quad (7)$$

onde  $V$  é o volume e  $\omega$  é o peso da quadratura. O índice  $i$  se refere às coordenadas espaciais,  $g$  e  $n$  aos grupos de energia,  $j$  aos grupos de precursores de nêutrons atrasados,  $b$  aos nuclídeos físseis (e/ou fissionáveis) e  $m$  às coordenadas angulares.

### 3. PROGRAMA EXPERIMENTAL NO REATOR IPEN/MB-01

O reator IPEN/MB-01, localizado nas dependências do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares em São Paulo (IPEN/CNEN-SP) é uma instalação nuclear especialmente projetada para verificação de metodologias aplicáveis a reatores térmicos. O núcleo do reator consiste de um arranjo retangular de 28 x 26 varetas com  $UO_2$  levemente enriquecido, revestidas com aço inox e imerso num tanque moderador de água leve. O controle do reator é feito por barras de uma liga Ag-In-Cd. Uma descrição mais detalhada pode ser vista na Ref. 3.

O procedimento experimental [15-17] para determinar  $\beta_{eff}$  e  $\beta_{eff}/\Lambda$  consiste na obtenção da “Cross Power Spectral Density” (CPSD) dos sinais de duas câmaras de ionização compensada na região de frequência  $\lambda_i \ll f \ll \beta_{eff}/\Lambda$  para o  $\beta_{eff}$  e  $f \gg \lambda_i$  para o  $\beta_{eff}/\Lambda$ , onde  $\lambda_i$  é a constante de decaimento do  $i$ -ésimo grupo de precursores de nêutrons atrasados.

No experimento o reator é mantido a uma potência de 4 W e 100 W conforme indicado pela instrumentação da mesa de controle do reator. As barras de controle foram mantidas no modo automático porque não há interferência na região de frequência de interesse. A seguir a potência indicada pela mesa é corrigida pelos resultados obtidos utilizando a técnica de varredura gama da vareta combustível [18]. Esta técnica que é mais precisa do que a originalmente utilizada na calibração da mesa do reator foi especialmente desenvolvida para preencher uma necessidade de obtenção da potência do reator de maneira mais precisa. Para a obtenção precisa de  $\beta_{eff}$ , a utilização da potência correta do reator é fundamental. As câmaras de ionização foram colocadas nas faces oeste e leste do núcleo a aproximadamente 11 cm das

varetas combustíveis. Nesse sentido os detectores ficam localizados na região refletora a aproximadamente 8 cm do pico de nêutrons térmicos no refletor.

As correntes da câmara de ionização foram então transferidas para um conversor de corrente em tensão (eletrômetro Keithley 614) e a seguir para um filtro amplificador de frequência de corte de 1 mHz. Os sinais resultantes, compostos pelas componentes de flutuação (amplificadas por um fator 30), foram então transferidos para um analisador dinâmico de sinais onde se obtém a CPSD. Assumindo modelo de cinética pontual na posição dos detectores, pode-se escrever a expressão teórica da CPSD. Para o  $\beta_{\text{eff}}$  tem-se

$$\langle \Phi_{kl} \rangle = \frac{2I_k I_l G_k G_l F_k F_l D \gamma}{P \beta_{\text{eff}}^2} \quad (8)$$

e para o  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$ , a CPSD assume a forma [17]

$$\Phi_{kl} = \frac{A}{(2\pi f)^2 + B^2}, \quad (9)$$

onde A é uma constante e B é igual a  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$ . Nas Eqs. (8) e (9) os índices k e l referem-se às cadeias de medição; I é a corrente da câmara de ionização; G é o ganho do filtro amplificador; F é a fator de corrente-voltagem; D é o fator de Diven;  $\gamma$  é a energia liberada por fissão e P é a potência do reator. Da Eq. (8) obtém-se diretamente o  $\beta_{\text{eff}}$  onde nesse caso,  $\langle \Phi_{kl} \rangle$  é o valor médio da CPSD na região de “plateau” (de 2 a 9 Hz aproximadamente). O valor de  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  é obtido ajustando os dados experimentais na Eq. (9) pelo processo de mínimos quadrados.

#### 4. RESULTADOS

A tabela 1 compara os valores de  $\beta_{\text{eff}}$ ,  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  e  $\Lambda$  determinados com as duas metodologias utilizando os dados da biblioteca ENDF/B-VI.8. Para 4 grupos de energia, praticamente não existe diferença entre os resultados obtidos com os programas CITATION e TORT, enquanto que para 16 grupos a diferença já é significativa para  $\beta_{\text{eff}}$ . Quanto ao tempo de geração dos nêutrons prontos ( $\Lambda$ ), não houve mudança significativa com relação às metodologias, nem com relação ao número de grupos de energia e ordem de quadratura  $S_N$ . A estrutura de 16 grupos de energia utilizada no TORT considera 5 grupos na região térmica contra 1 grupo no CITATION.

**Tabela 1. Valores calculados de  $\beta_{\text{eff}}$ ,  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  and  $\Lambda$**

Parâmetro Efetivo	CITATION 4 grupos	TORT		
		4 grupos - $S_2$	4 grupos - $S_{16}$	16 grupos - $S_{16}$
$\beta_{\text{eff}}$	$7,7985 \times 10^{-3}$	$7,7999 \times 10^{-3}$	$7,7379 \times 10^{-3}$	$7,9241 \times 10^{-3}$
$\beta_{\text{eff}}/\Lambda$	262,31	261,93	265,18	267,05
$\Lambda$	$29,730 \times 10^{-6}$	$29,778 \times 10^{-6}$	$29,179 \times 10^{-6}$	$29,672 \times 10^{-6}$

A tabela 2 mostra os resultados de  $\beta_{\text{eff}}$ ,  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  e  $\Lambda$  calculados com o programa TORT com 16 grupos de energia e ordem de quadratura  $S_{16}$  utilizando as bibliotecas de dados nucleares

ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VI.8 revisada pelo LANL e JENDL-3.3. A Tabela mostra também o número de nêutrons atrasados emitidos por fissão térmica do  $^{235}\text{U}$ . Nota-se que a diferença mais significativa entre os valores de  $\beta_{\text{eff}}$  e  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  está nos resultados obtidos com a biblioteca JENDL-3.3 que adotou um valor menor de  $v_d$  proposto por Okajima e Sakurai [19]. No reator IPEN/MB-01, a maioria das fissões (aproximadamente 86 %) são induzidas por nêutrons na região térmica, onde o  $^{235}\text{U}$  tem o papel predominante. Os valores do tempo de geração dos nêutrons prontos ( $\Lambda$ ) se mostraram pouco sensíveis às bibliotecas de dados nucleares. Assim, as diferenças encontradas em  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  se devem principalmente ao  $\beta_{\text{eff}}$ .

A tabela 2 mostra também os resultados experimentais. Nota-se que a biblioteca JENDL-3.3 apresenta o melhor resultado de  $\beta_{\text{eff}}$  quando comparado com o valor experimental, em razão do menor valor de  $v_d$ . Em contrapartida, as três bibliotecas apresentam praticamente as mesmas discrepâncias para o valor de  $\Lambda$  em relação ao valor experimental (aproximadamente 8 %).

**Tabela 2. Resultados calculados com TORT (16 grupos -  $S_{16}$ ) e experimentais**

Parâmetro	Biblioteca			Experimental
	ENDF/B-VI.8	ENDF/B-VI.8 <sup>(a)</sup>	JENDL-3.3	
$v_d^{(b)}$	$1,670 \times 10^{-2}$	$1,670 \times 10^{-2}$	$1,585 \times 10^{-2}$	-
$\beta_{\text{eff}}$	$7,9241 \times 10^{-3}$	$7,9238 \times 10^{-3}$	$7,5616 \times 10^{-3}$	$(7,42 \pm 0,07) \times 10^{-3}$
$\beta_{\text{eff}}/\Lambda$	267,05	267,04	256,60	$231,00 \pm 0,94$
$\Lambda$	$29,672 \times 10^{-6}$	$29,672 \times 10^{-6}$	$29,468 \times 10^{-6}$	$(32,12 \pm 0,33) \times 10^{-6}$

(a) Revisada pelo LANL.

(b) Número de nêutrons atrasados emitidos por fissão térmica do  $^{235}\text{U}$ .

## 5. CONCLUSÕES

A nova metodologia de cálculo dos parâmetros cinéticos baseada no sistema NJOY/AMPX-II/TORT mostrou que a fração efetiva dos nêutrons atrasados ( $\beta_{\text{eff}}$ ) é sensível ao número de grupos de energia, mas não no caso do tempo de geração dos nêutrons prontos.

Os dados nucleares referentes aos parâmetros cinéticos provenientes das bibliotecas ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VI.8 revisada pelo LANL e JENDL-3.3 foram analisados neste trabalho com a nova metodologia e os resultados foram comparados com valores experimentais obtidos utilizando a técnica da CPSD (“Cross Power Spectral Density”). O valor menor do número de nêutrons atrasados emitidos por fissão térmica ( $v_d$ ) do  $^{235}\text{U}$  da JENDL-3.3 fornece o melhor resultado de  $\beta_{\text{eff}}$  na comparação teoria-experimento (desvio de 1,9 %). As duas bibliotecas ENDF/B-VI.8 superestimam o valor de  $v_d$ , resultando em valores maiores de  $\beta_{\text{eff}}$  com desvio de 6,7 %.

As três bibliotecas subestimam os valores do tempo de geração dos nêutrons prontos ( $\Lambda$ ) em aproximadamente 8 %. Em razão disso, os valores calculados de  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  estão superestimados em até 15,6 % para as três bibliotecas analisadas. Para o cálculo de  $\Lambda$  (Eq. 5), o parâmetro  $1/v$  foi ponderado com os fluxos diretos, adjuntos e com os dois, resultando, nos três casos, em diferenças desprezíveis. Como sugestão deste trabalho, uma investigação mais detalhada deve ser feita neste parâmetro.

## REFERÊNCIAS

1. J. Barhen,; W. Rhotenstein; E. Taviv, “The HAMMER Code System”, Technion - Israel Institute of Technology, Haifa, Israel, NP-565 (1978).
2. T. B. Fowler; D. R. Vondy; G. W. Cunningham, “Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION”, Oak Ridge, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-TM-2496 (1971).
3. M. Yamaguchi; A. Santos, “Metodologia de Cálculo de  $\beta_{\text{ef}}$  e  $\Lambda$ ”, *Anais do X Encontro de Física de Reatores e Termo-hidráulica*, Águas de Lindóia, SP (1995).
4. A. Santos; A. Y. Abe; A. G. Mendonça; L. C. C. B. Fanaro; G. S. Andrade e Silva, “Criticality Analyses Based on the Coupled NJOY/AMPX-II/TORT Systems”, *Proc. Int. Conf. Physics of Nuclear Science and Technology*, Pittsburgh, Pennsylvania, American Nuclear Society (2000).
5. W. A. Rhoades; D. B. Simpson, “The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code”, ORNL/TM-13221 (1991).
6. R. E. MacFarlane; D. W. Muir; R. M. Buicort, “The NJOY Nuclear Data Processing System”, Report LA-9303-M, Vol I (1982).
7. “ENDF/B-VI Summary Documentation”, BNL-NCS-17451 (ENDF-201), 4<sup>th</sup> ed. (ENDF/B-VI), P.F.Rose, Ed., National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory (Release-8) (2000).
8. UEVAL home page, <http://www.nea.fr/lists/ueval>.
9. K. Shibata, et al., ‘Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL3.3’, *J. Nucl. Sci. Technol.* **39**, 1125 (2002).
10. N. M. Greene et al., “AMPX-II A Modular Code System for Generation Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B”, ORNL-TM-3706 (1976).
11. C. R. Ferreira; A. Santos, “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**, pág. 215-225, Recife-PE, Brasil (1989).
12. W. W. Engle, “A User’s Manual for ANISN, a One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering”, ORNL CCC-254 (1961).
13. W. A. Rhoades, “The GIP Program for Preparation of Group-Organized Cross Section Libraries”, ORNL (1975).
14. G. I. Bell; S. Glasstone, “*Nuclear Reactor Theory*”, Van Nostrand Reinhold Company, New York (1970).
15. T. Williams et. al, “Experimental Investigation of the Kinetic Parameter  $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$  in Graphite-Moderated, LEU Fueled, Critical Configurations”, *Proc. Int. Conf. On the Physics of Reactors (PHYSOR 96)*, **Vol. 2**, Mito, Ibaraki, Japan (1996).
16. J. A. Thie, “Operation Information from Reactor Noise”, *Nucleonics*, **Vol. 21, No. 3** (1963).
17. F. R. Martins, “Medidas de Parâmetros Nucleares de um Reator de Potência Zero Aplicando a Técnica de Análise de Ruídos”, Dissertação de Mestrado, IPEN (1992).
18. L. C. C. B. Fanaro; A. Santos; G. S. Andrade e Silva, “Espectrometria Gama das Varetas Combustíveis para Determinar as Densidades de Potência do Reator IPEN/MB-01”, Trabalho a ser submetido ao XIV ENFIR (2005).
19. S. Okajima et. al., ‘Summary on International Benchmark Experiments for Effective Delayed Neutrons Fraction ( $\beta_{\text{eff}}$ )’, *Prog. Nucl. Energy*, **Vol. 41, No. 1-4**, 285-301 (2002).