

METODOLOGIA DE CÁLCULO DE β_{ef} E Λ

Mitsuo Yamaguchi e Adimir dos Santos

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, CNEN
Caixa Postal 11049 (Pinheiros)
05422-970, São Paulo, Brasil

RESUMO

Neste trabalho é apresentada uma metodologia de cálculo da fração efetiva dos nêutrons atrasados (β_{ef}) e do tempo de geração dos nêutrons prontos (Λ). A metodologia é baseada na biblioteca de dados nucleares ENDF/B-IV, no sistema NJOY para geração do espectro dos nêutrons atrasados, no programa HAMMER-TECHNION para geração de seções de choque e no programa CITATION para o cálculo dos parâmetros. Esses parâmetros foram calculados para o reator IPEN/MB-01 e comparados com valores obtidos experimentalmente, mostrando excelentes resultados.

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 reatividade através da equação na forma inhour [1] e as equações de cinética [2].

Os nêutrons atrasados são emitidos no decaimento radioativo de vários fragmentos de fissão. Esses fragmentos de fissão são denominados precursores de nêutrons atrasados. Atualmente mais de 250 fragmentos de fissão foram identificados como potenciais emissores de nêutrons atrasados. Esses dados estão armazenados nos arquivos ENDF de forma agregada em seis famílias cujos parâmetros representam valores médios de vários emissores de constantes de decaimento similares.

Os nêutrons atrasados são emitidos com energia menor do que a dos 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 [1]. 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, esse aumento não ocorre, pois não há fuga do sistema; neste caso é denominado fração física de nêutrons atrasados (β_{fis}). Em um sistema finito, devido ao aumento, denomina-se fração efetiva de nêutrons atrasados (β_{ef}). A fração física dos nêutrons atrasados é uma constante armazenada em bibliotecas de dados nucleares. A fração efetiva, que depende da geometria do núcleo, é calculada tomando por base esse valor.

A estrutura de 2 grupos de energia é suficiente para o cálculo da maioria dos parâmetros de interesse de um

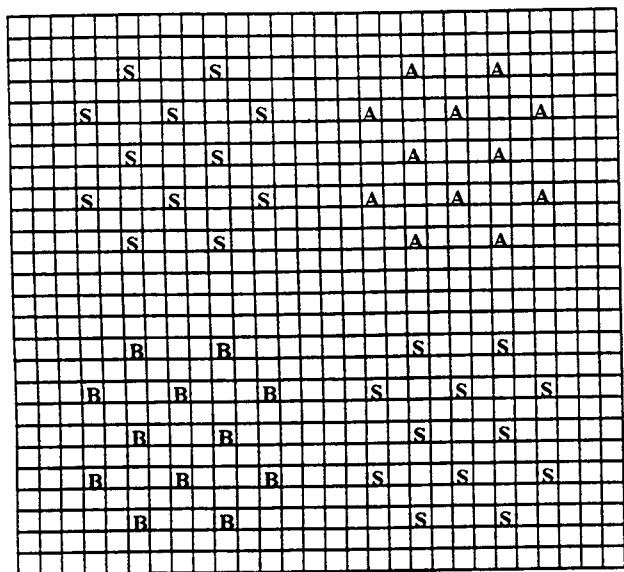
projeto nuclear com a precisão desejada. O grupo rápido da estrutura de 2 grupos de energia não distingue os nêutrons prontos dos atrasados. Assim, para o cálculo da fração efetiva dos nêutrons atrasados, é necessário uma estrutura com pelo menos 2 grupos rápidos, onde haja essa distinção. O número de grupos é determinado pela precisão desejada deste parâmetro. Por outro lado, a precisão no cálculo do tempo de geração dos nêutrons prontos (Λ) depende do número de grupos térmicos, já que os nêutrons gastam mais tempo nas regiões de energia térmica até serem absorvidos.

A metodologia de cálculo é baseada na biblioteca de dados nucleares ENDF/B-IV e no sistema NJOY [3] para geração do espectro dos nêutrons atrasados e nos programas HAMMER-TECHNION [4] para geração de seções de choque e CITATION [5] para o cálculo dos parâmetros. A geração de seções de choque através do programa HAMMER-TECHNION está limitada a 4 grupos de energia (3 rápidos e 1 térmico) numa estrutura fixa. Para a demonstração da metodologia, calculou-se os parâmetros cinéticos do núcleo do reator IPEN/MB-01 e comparou-se com resultados experimentais.

DESCRIÇÃO DO NÚCLEO DO REATOR

O reator IPEN/MB-01, localizado nas dependências do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares em São Paulo, é uma instalação nuclear especialmente projetada para verificação de metodologias de cálculo 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 (SS-304) e imerso num tanque moderador de água leve. As figuras 1 e 2 mostram os cortes horizontal e vertical do núcleo do reator. O controle do reator é feito através das barras de controle

BC1 e BC2. Em condições normais de operação, as barras de segurança estão totalmente retiradas. Radialmente, a parte ativa do núcleo está envolta por um refletor de água.



A - Barra de Controle BC1 (Ag-In-Cd)
B - Barra de Controle BC2 (Ag-In-Cd)
S - Barra de Segurança

Figura 1. Corte Horizontal do Núcleo do Reator IPEN/MB-01.

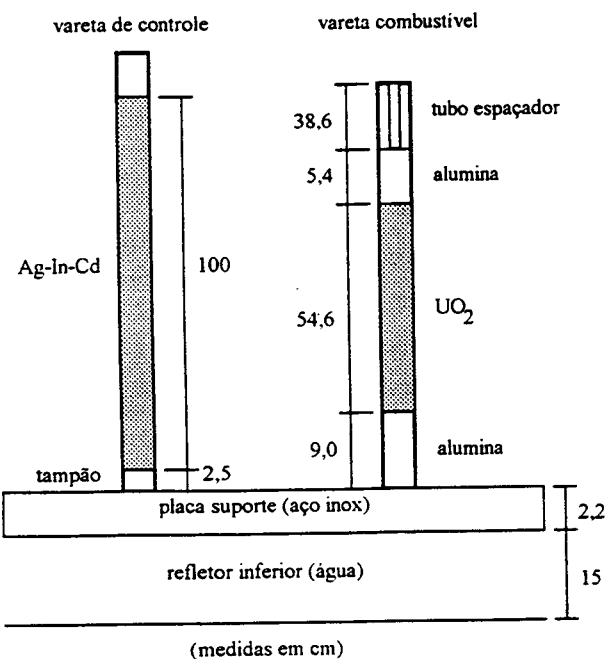


Figura 2. Perfil Vertical das Varetas de Combustível e de Controle.

A vareta combustível é composta de 4 regiões. Na região do tubo espaçador, há um tubo de aço inox: seu interior é vazio. As regiões de alumina são compostas de pastilhas de Al_2O_3 . A vareta de controle é constituída de Ag-In-Cd (80-15-5 % em peso) encamisada por um tubo de aço inox; o tampão inferior também é de aço inox. Nas tabelas 1 e 2 estão listados os dados geométricos das varetas de combustível e de controle (os cálculos e o experimento foram feitos a 20 °C).

TABELA 1. Dados Geométricos da Vareta de Combustível

Região Ativa	
. combustível	UO ₂
. diâmetro da pastilha	0,849 cm
. diâmetro externo do revestimento	0,980 cm
. espessura do revestimento	0,060 cm
. passo da rede (quadrada)	1,500 cm
Região de Alumina	
. diâmetro da pastilha	0,849 cm
. diâmetro externo do revestimento	0,980 cm
. espessura do revestimento	0,060 cm
Região do Tubo Espaçador	
. diâmetro interno	0,730 cm
. diâmetro externo	0,849 cm

TABELA 2. Dados Geométricos da Vareta de Controle

. material absorvedor	Ag-In-Cd
. diâmetro do absorvedor	0,832 cm
. diâmetro externo do revestimento	0,980 cm
. espessura do revestimento	0,060 cm
. diâmetro externo do tubo guia	1,200 cm
. espessura do tubo guia	0,035 cm

METODOLOGIA DE CÁLCULO

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

$$\Lambda = \frac{1}{F} \iint \frac{1}{v(E)} \phi^*(r, E) \phi(r, E) dr dE \quad (1)$$

e

$$\beta_{ef,j} = \frac{1}{F} \iiint \chi_{d,j}(E) \beta_j v \Sigma_f(r, E') \phi(r, E') \phi^*(r, E) dr dE' dE. \quad (2)$$

onde

$$F = \iiint \chi(E) v \Sigma_f(r, E') \phi(r, E') \phi^*(r, E) dr dE' dE. \quad (3)$$

Numericamente, o programa CITATION calcula esses parâmetros através das equações (4) e (5), respectivamente (a equação (5) leva em conta a presença de mais de um nuclide fissil),

$$\Lambda = \frac{\sum_n \sum_i \frac{V_i}{v_n} \phi_{i,n}^* \phi_{i,n}}{\sum_i V_i \sum_g \chi_g \phi_{i,g}^* \sum_n v \Sigma_{f,n} \phi_{i,n}} \quad (4)$$

e

$$\beta_{ef,j} = \frac{\sum_i V_i \sum_g \chi_{d,j,g} \phi_{i,g}^* \sum_b \beta_{b,j} N_{b,i} \sum_n \sigma_{f,n,b,i} \phi_{i,n}}{\sum_i V_i \sum_g \chi_g \phi_{i,g}^* \sum_n v \Sigma_{f,n} \phi_{i,n}} \quad (5)$$

onde

- V - volume;
 1/v - inverso da velocidade dos nêutrons;
 ϕ - fluxo de nêutrons;
 ϕ^* - fluxo adjunto;
 k - fator de multiplicação efetivo;
 χ - espectro dos nêutrons (prontos e atrasados);
 χ_d - espectro dos nêutrons atrasados;
 v - número de nêutrons por fissão;
 Σ_f - seção de choque macroscópica de fissão;
 β - fração física de neutrons atrasados;
 N - concentração de átomos;
 σ_f - seção de choque microscópica de fissão.

cujos índices se referem a:

- i - malha;
 g, n - grupo de energia;
 j - família de precursores de nêutrons atrasados; e
 b - nuclide fissil.

Geração de Dados do ENDF/B. Os dados nucleares necessários ao cálculo dos parâmetros cinéticos foram obtidos com o sistema NJOY a partir da biblioteca básica de dados nucleares ENDF/B-IV. O fluxograma de cálculo segue o procedimento da figura 3.

Basicamente, foram utilizados os modelos RECONR, BROADR, UNRESR e GROUPR do sistema NJOY, os quais efetuam simultaneamente a reconstrução das seções de choque, alargamento Doppler, ressonâncias não-resolvidas e, finalmente, transformação em parâmetros de multigrupo. Como produtos finais são obtidas as seguintes grandezas para cada grupo g:

- número total de nêutrons emitidos por fissão (v_t);
- número de nêutrons atrasados emitidos por fissão (v_d);
- espectro dos nêutrons atrasados (χ_d);
- espectro dos nêutrons prontos (χ_p).

Condensação dos Dados em 4 Grupos de Energia. Os dados nucleares dos nuclídeos U-235 e U-238 foram

gerados numa estrutura de 54 grupos de energia e condensados em 4 grupos de acordo com a estrutura do programa HAMMER-TECHNION (tabela 3). Desse processamento, obtém-se o número total de nêutrons (v_t) e o número de nêutrons atrasados (v_d) por fissão. Obtém-se β_{fis} pela razão entre v_d e v_t (tabela 4). Do processamento, obtém-se ainda as constantes de decaimento dos precursores de nêutrons atrasados (tabela 5) e o espectro dos nêutrons atrasados por família de precursores. As tabelas 6 e 7 mostram os espectros do U-235 e U-238 condensados para 4 grupos de energia (a soma é igual a 1). O número e a fração física de nêutrons atrasados por família são obtidas multiplicando-se o espectro por v_d e β_{fis} , respectivamente (tabela 8).

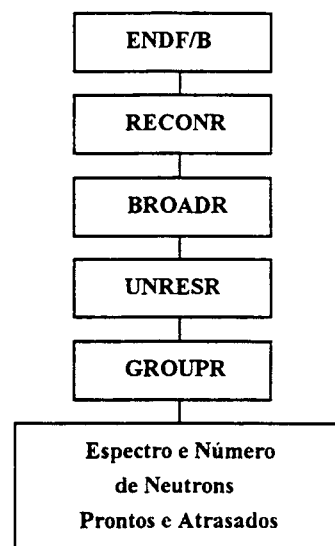


Figura 3. Fluxograma de Cálculo.

TABELA 3. Limites dos Grupos de Energia do HAMMER-TECHNION

Grupo	Limite Inferior (eV)	Limite Superior (eV)
1	$0,825 \times 10^6$	10×10^6
2	$5,53 \times 10^3$	$0,825 \times 10^6$
3	0,625	$5,53 \times 10^3$
4	10^{-5}	0,625

TABELA 4. Número de Nêutrons de Fissão e Fração Física de Nêutrons Atrasados

	U-235	U-238
v_t	2,419	2,320
v_d	0,0167	0,0460
β_{fis}	0,0069	0,0198

TABELA 5. Constantes de Decaimento dos Precursores de Nêutrons Atrasados

Grupo dos Precursores	λ (s ⁻¹)	
	U-235	U-238
1	0,01272	0,01323
2	0,03174	0,03212
3	0,116	0,139
4	0,311	0,359
5	1,40	1,41
6	3,87	4,03

TABELA 6. Espectro de Nêutrons Atrasados da Fissão do U-235

Gr. Prec.	Grupo de Energia			
	1	2	3	4
1	0,000479	0,03752	0,0	0,0
2	0,05314	0,1594	0,000471	0,0
3	0,007235	0,1808	0,0	0,0
4	0,01413	0,3928	0,0	0,0
5	0,004444	0,1235	0,0	0,0
6	0,000903	0,02510	0,0	0,0

TABELA 7. Espectro de Nêutrons Atrasados da Fissão do U-238

Gr. Prec.	Grupo de Energia			
	1	2	3	4
1	0,000153	0,01285	0,0	0,0
2	0,03371	0,1031	0,000222	0,0
3	0,008336	0,1537	0,0	0,0
4	0,01095	0,3770	0,0	0,0
5	0,004236	0,2208	0,0	0,0
6	0,001412	0,07359	0,0	0,0

TABELA 8. Número e Fração de Nêutrons Atrasados das Fissões do U-235 e U-238 por Grupo de Precursores

Gr. Pr.	U-235		U-238	
	ν_d	β_{fisc}	ν_d	β_{fisc}
1	0,000635	0,000262	0,000598	0,000258
2	0,003557	0,000147	0,006302	0,002717
3	0,003140	0,000130	0,007453	0,003213
4	0,006797	0,000281	0,01785	0,007693
5	0,002137	0,000884	0,01035	0,004461
6	0,000434	0,000180	0,003450	0,001487

Apesar de tratar com vários núclídeos físeis, o programa CITATION permite a entrada de apenas um espectro de nêutrons atrasados por família de precursores. Assim, deve-se obter um espectro ponderado que contenha a contribuição de cada núclídeo físil. Aqui escolheu-se o número de fissões ($\Sigma_f \phi$) (tabela 9). Os valores de ϕ (os números são relativos) foram obtidos do processamento do programa HAMMER-TECHNION para a célula de combustível. A tabela 10 mostra os espectros ponderados dos nêutrons atrasados por família de precursores (a soma para cada família é igual a 1). Cabe lembrar que, no cálculo dos parâmetros cinéticos com combustível queimado, onde o Pu-239 e Pu-241 têm uma contribuição significativa, o número de fissões deve ser obtido do processamento do cálculo do núcleo no instante em que se deseja obter os parâmetros.

TABELA 9. Fatores de Ponderação do Espectro de Nêutrons Atrasados

Gr. de Energia	ϕ	$\Sigma_f \phi$	
		U-235	U-238
1	6,7942	$2,2814 \times 10^{-3}$	$1,5546 \times 10^{-2}$
2	8,0445	$3,4170 \times 10^{-3}$	$1,9411 \times 10^{-5}$
3	6,7115	$4,2628 \times 10^{-2}$	0,0
4	4,7239	$3,5532 \times 10^{-1}$	0,0
Total	-	$4,0365 \times 10^{-1}$	$1,5565 \times 10^{-2}$

TABELA 10. Espectro Ponderado dos Nêutrons Atrasados

Gr. Prec.	Grupo de Energia			
	1	2	3	4
1	0,012605	0,98740	0,0	0,0
2	0,24939	0,74841	0,002198	0,0
3	0,038903	0,96110	0,0	0,0
4	0,034494	0,96551	0,0	0,0
5	0,033714	0,96629	0,0	0,0
6	0,033128	0,96687	0,0	0,0

RESULTADOS OBTIDOS

Os parâmetros cinéticos foram calculados com o programa CITATION em 2 e 3 dimensões pino a pino (1 malha por vareta combustível radialmente). Nos casos tridimensionais, procurou-se dividir o núcleo axialmente em malhas com dimensões semelhantes às radiais. Considerou-se refletor de 30 cm. O núcleo foi modelado integralmente porque não há simetria nos casos em que as barras de controle estão inseridas. A tabela 11 mostra os resultados para vários casos. O valor experimental de β_{ef} foi obtido por análise de ruído [6]. Pela mesma técnica,

obteve-se também a relação β_{ef}/Λ [7]. Nos casos experimental e de referência, as barras de controle estão inseridas 22,55 cm a partir do topo do núcleo ativo (as barras de segurança estão totalmente retiradas). Na segunda e na terceira colunas da tabela estão apresentadas as contribuições de cada nuclide fissil.

TABELA 11. Fração Efetiva de Nêutrons Atrasados (β_{ef}) e Tempo de Geração dos Nêutrons Prontos (Λ)

Caso	$\beta_{ef}^{(25)}$	$\beta_{ef}^{(28)}$	β_{ef}	Λ (μ s)
Exp.	-	-	0,007795	30,45 ^(*)
Ref.	0,007187	0,000693	0,007880	25,37
1	0,007181	0,000679	0,007861	25,09
2	0,007175	0,000725	0,007899	25,92
3	0,007200	0,000685	0,007885	24,60
4	0,007041	0,000652	0,007693	23,43

Ref. - 3D, barras de controle na posição crítica;

Caso 1 - 3D, sem barras de controle;

Caso 2 - 3D, com barras de controle totalmente inseridas;

Caso 3 - 2D, sem barras de controle, buckling geométrico axial ($B_z^2 = 2,225 \times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$);

Caso 4 - 2D, sem barras de controle, infinito axialmente;

(*) obtido dos valores experimentais de β_{ef} e de β_{ef}/Λ .

A fração efetiva dos nêutrons atrasados (caso referência) é 14,2 % maior do que a fração física e foi obtida com um erro em torno de 1 % em relação ao valor experimental. Já o valor calculado do tempo de geração dos nêutrons prontos teve um erro de 17 %.

Comparando-se os casos 1 e 2, o aumento em β_{ef} (0,5 %) é praticamente desprezível, pois as barras de controle quase não afetam o fluxo rápido. Por outro lado, essa ligeira perturbação causada pelas barras faz com que o fluxo rápido seja levemente "empurrado" para a periferia do núcleo, aumentando a probabilidade de fuga e, conseqüentemente, aumentando o valor de β_{ef} . Observando os casos 1 e 3, ambos sem barras de controle, o erro é em torno de 0,3 %, mostrando que o modelo em 2 dimensões com buckling geométrico axial representa bem o cálculo desse parâmetro. O caso 4 mostra que as fugas axiais contribuem significativamente para o aumento de β_{ef} .

A tabela 12 mostra os valores de β_{ef} para cada grupo de precursores de nêutrons atrasados para o caso referência (barras de controle na posição crítica). A tabela 13 compara o espectro dos nêutrons (prontos e atrasados) gerado pelo HAMMER-TECHNION com o espectro dos nêutrons atrasados ponderado pelo CITATION para o caso referência. Nota-se que 74 % dos nêutrons nascem com energia média entre 0,825 e 10 MeV (grupo 1), enquanto que apenas 7,8 % dos nêutrons atrasados são emitidos com energia nesta faixa. Quase a totalidade (92,1 %) são emitidos com energia entre 5,53 e 825 keV (grupo2).

TABELA 12. Fração Efetiva de Nêutrons Atrasados por Família de Precursores

Grupo de Precursores	β_{ef}
1	$2,84268 \times 10^{-4}$
2	$1,59454 \times 10^{-3}$
3	$1,47016 \times 10^{-3}$
4	$3,21013 \times 10^{-3}$
5	$1,08127 \times 10^{-3}$
6	$2,40060 \times 10^{-4}$
Total	$7,88043 \times 10^{-3}$

TABELA 13. Espectros dos Nêutrons

Grupo de Energia	χ	χ_d
1	$7,43253 \times 10^{-1}$	$7,78607 \times 10^{-2}$
2	$2,56581 \times 10^{-1}$	$9,21697 \times 10^{-1}$
3	$2,02656 \times 10^{-4}$	$4,44827 \times 10^{-4}$
4	0,0	$5,02535 \times 10^{-8}$

CONCLUSÕES

O erro obtido no cálculo de β_{ef} em relação ao valor experimental, em termos de reatividade equivale a aproximadamente 8,5 pcm ou 1,1 cent. Este erro está dentro dos padrões internacionais.

Quanto aos valores de Λ , cumpre fazer duas observações com relação às limitações do programa HAMMER-TECHNION. A primeira se refere à não condensação dos inversos da velocidade dos nêutrons nas regiões de interesse. Nas regiões não-combustíveis, coloca-se sempre algumas regiões extras na modelagem da célula para melhor representar a região em questão. As seções de choque macroscópicas são condensadas nas regiões de interesse, não acontecendo com os inversos da velocidade. Esses parâmetros são homogeneizados em toda a célula. A segunda se refere à estrutura de grupos de energia (1 grupo térmico). Uma melhoria no cálculo do valor de Λ requer uma estrutura com mais de um grupo térmico.

Entretanto, um erro de 17 % no valor de Λ pouco influi no cálculo de reatividade (equação na forma inhour). Portanto, a metodologia se mostra plenamente satisfatória quando da determinação dos parâmetros cinéticos para utilização em reatímetros.

REFERÊNCIAS

- [1] Lamarsh, J. R., **Introduction to Nuclear Reactor Theory**, Addison-Wesley Publishing Company, Reading, 1972.
- [2] Bell, G. I. and Glasstone, S., **Nuclear Reactor Theory**, Van Nostrand Reinhold Company, New York, 1970.
- [3] MacFarlane, R. E.; Muir, D. W. and Boicourt, R. M., **The NJOY Nuclear Data Processing System, Vol. 1: User's Manual**, Los Alamos, Los Alamos National Laboratory, LA-9393-M, 1982.
- [4] Barhen, J.; Rhotenstein, W. and Taviv, E., **The HAMMER Code System Technion**, Israel Institute of Technology, Haifa, Israel, NP-565, 1978.
- [5] Fowler, T. B.; Vondy, D. R. and Cunningham, G. W., **Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION**, Oak Ridge, Oak Ridge National Laboratory, ORNL-TM-2496, Rev. 2, July 1971.
- [6] Jerez, R. e dos Santos, A., **Determinação Experimental de Beta para Núcleo Retangular do Reator IPEN/MB-01**, Trabalho a ser apresentado no X Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-Hidráulica, Águas de Lindóia, SP, 1995.
- [7] Martins, F. R., **Medidas de Parâmetros Nucleares de um Reator de Potência Zero Aplicando Técnica de Análise de Ruído**, Dissertação de Mestrado, IPEN/CNEN-SP, 1992.

ABSTRACT

A calculational methodology of effective delayed neutron fraction (β_{ef}) and the prompt neutron generation time (Λ) is presented. The method is based in the nuclear data ENDF/B-IV, NJOY system to generate delayed neutron spectrum, HAMMER-TECHNION code to cross-section generation and CITATION code to calculate the parameters. Results have been compared with experimental values from IPEN/MB-01 reactor showing an excellent agreement.