

METODO DE CALCULO

Tabela 1. Estrutura de grupos de energia e espectro dos neutrons de fonte

GRUPO	ENERGIA (MeV)		ESPECTRO DE NEUTRONS
	SUPERIOR	INFERIOR	
1	17.3	6.065	2.371-02
2	6.065	3.679	1.043-01
3	3.679	2.231	2.005-01
4	2.231	1.353	2.263-01
5	1.353	8.209-01	1.827-01
6	8.209-01	4.979-01	1.198-01
7	4.979-01	3.020-01	6.911-02
8	3.020-01	1.832-01	3.687-02
9	1.832-01	1.111-01	1.875-02
10	1.111-01	6.738-02	9.265-03
11	6.738-02	4.087-02	4.497-03
12	4.087-02	2.479-02	2.160-03
13	2.479-02	1.503-02	1.031-03
14	1.503-02	9.119-03	4.898-04
15	9.119-03	5.531-03	2.322-04
16	5.531-03	2.035-03	1.151-04
17	2.035-03	1.670-04	4.551-05
18	1.670-04	1.013-04	5.788-07
19	1.013-04	8.320-06	0.0
20	8.320-06	3.060-06	0.0
21	3.060-06	1.860-06	0.0
22	1.860-06	1.130-06	0.0
23	1.130-06	4.140-07	0.0
24	4.140-07	1.000-11	0.0

Tabela 2. Variação radial da fonte de fissão

RAIO (CM)	FONTE DE FISSÃO 1 (NEUTRON/SEG)
2.86625	1.031300-02
5.73250	1.027500-02
8.59875	1.017650-02
11.46500	1.006496-02
14.33125	9.780200-03
17.19750	9.309700-03
20.06375	8.505200-03
22.93000	7.428480-03
26.70500	5.348290-03
30.48000	3.875000-03

De grande interesse neste trabalho é a maneira pela qual será tratada a autoblindagem mútua dos componentes do aço-inox, visto que a degradação em energia dos neutrons até a região térmica, como também a atenuação do fluxo de neutrons nas várias regiões do problema STD-9, serão funções do tratamento dado às seções de choque do aço-inox.

A Figura 2 ilustra o procedimento dado às seções de choque que serão empregadas no código DOT 3.5. Utiliza-se a biblioteca VITAMIN-C /4/, onde a autoblindagem dos componentes do aço-inox é efetuada pelo módulo BONAMI /5/ do sistema AMPX-II /5/, via método de Bondarenko /6/. Neste caso o tratamento efetuado é o de ressonâncias isoladas, ou seja, a autoblindagem de uma determinada ressonância de um dado componente do aço-inox é devida somente a essa ressonância, ignorando-se dessa forma o efeito das ressonâncias dos outros componentes do aço-inox na ressonância em questão.

Uma vez finalizado o processo de tratamento das seções de choque, procedeu-se a colapso espacial das mesmas com o módulo XSDRNPM /5/ do sistema AMPX-II. As seções de choque foram colapsadas espacialmente segundo a geometria apresentada na Figura 1.

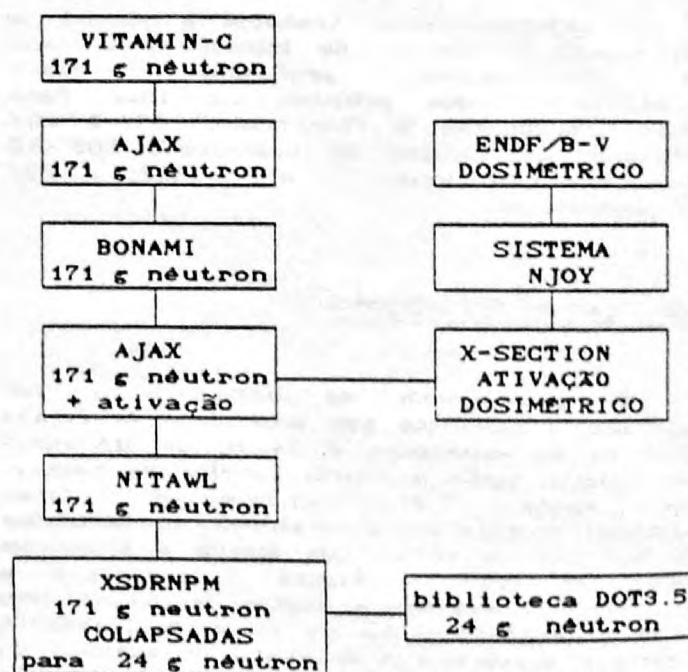


Figura 2. Diagrama para processamento de seções de choque via BONAMI

Com o conjunto de seções de choque autoblindadas e colapsadas descrito acima, foram efetuados cálculos de transporte com o código DOT3.5 /1/ em geometria (R,Z), conjunto de quadratura angular S₈, conjunto de seções de choque em 24 grupos de energia e ordem de anisotropia P₃. O critério de convergência para os fluxos foi de 5,0x10⁻³, e os cálculos dos fluxos foram efetuados com fonte fixa.

Já o código tridimensional MCNP (Monte Carlo Neutron-Photon) utiliza seções de choque pontuais ("pointwise"), que constituem bibliotecas de dados acopladas ao próprio código. Neste trabalho utiliza-se as bibliotecas ENDL-85 e ENDF/B-VI para simular os materiais constituintes da blindagem radial. Deste modo, fica eliminado o difícil trabalho de geração de bibliotecas multigrupo a partir de dados nucleares básicos.

Com o programa MCNP, todas as blindagens e a fonte do "benchmark" STD-9 foram modeladas através de 43 células e 44 superfícies, utilizando-se geometria Booleana. Utilizou-se a opção de fonte superficial e a emissão de nêutrons de fonte foi "forçada" em direção à blindagem.

Para avaliação do fluxo de nêutrons por grupo de energia nas posições onde estão localizados os PRD's, foram processadas 350.000 histórias e foi utilizado o estimador F5, que simula o fluxo pontual nas posições onde estão localizados os detectores PRD's, para cada intervalo de energia.

Na execução do código MCNP foram utilizadas somente as opções "default" do mesmo, ou seja, não foi aplicada nenhuma das técnicas de redução de variância existentes no código.

Na Tabela 1 é apresentada a estrutura de grupos utilizada no cálculo bidimensional efetuado pelo código DOT 3.5 e também no cálculo tridimensional efetuado pelo código MCNP.

RESULTADOS E CONCLUSÕES

Nas Tabelas 3 a 7 são apresentadas os valores dos fluxos de nêutrons calculados com os códigos DOT 3.5 e MCNP, bem como os valores experimentais obtidos pela referência /3/ para as 5 posições dos detectores PRD's (ver Figura 1).

Tabela 3. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD localizado na POSIÇÃO # 1 (25,40 cm da placa de fissão)

GRUPO	VALORES MEDIDOS	VALORES CALCULADOS		CALC./MED.	
		DOT3.5	MCNP	DOT3.5	MCNP
4	8.490+08	4.490+08	7.82+08 ± 2.3%	0.53	0.92
5	1.650+09	1.375+09	1.55+09 ± 1.6%	0.83	0.94
6	2.686+09	2.819+09	2.83+09 ± 1.4%	1.05	1.05
7	3.039+09	3.613+09	2.88+09 ± 1.5%	1.16	0.95
8	2.784+09	2.798+09	2.44+09 ± 1.6%	1.01	0.88
9	2.582+09	2.728+09	1.93+09 ± 2.1%	1.05	0.75
10	2.040+09	1.948+09	1.30+09 ± 2.8%	0.66	0.74
11	1.664+09	1.860+09	9.48+08 ± 3.2%	1.11	0.57
12	1.302+09	1.054+09	5.19+08 ± 4.7%	0.81	0.46
13	1.278+09	1.407+09	5.78+08 ± 3.6%	1.10	0.45
14	9.190+08	8.524+08	2.83+08 ± 6.4%	0.93	0.51
15	6.397+08	4.640+08	1.72+08 ± 9.9%	0.72	0.57

Tabela 4. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD localizado na POSIÇÃO # 2 (49,54 cm da placa de fissão)

GRUPO	VALORES MEDIDOS	VALORES CALCULADOS		CALC./MED.	
		DOT3.5	MCNP	DOT3.5	MCNP
4	1.238+08	7.388+07	1.09+08 ± 5.2%	0.80	0.88
5	2.536+08	2.270+08	2.39+08 ± 4.0%	0.90	0.94
6	4.956+08	5.408+08	5.07+08 ± 3.2%	1.00	1.00
7	8.964+08	1.079+09	8.24+08 ± 2.7%	1.20	0.92
8	1.036+09	1.074+09	8.42+08 ± 2.5%	1.04	0.81
9	1.068+09	1.147+09	7.76+08 ± 2.9%	1.07	0.73
10	9.637+08	9.269+08	6.19+08 ± 3.5%	0.66	0.64
11	8.898+08	9.128+08	5.09+08 ± 4.1%	1.02	0.57
12	6.966+08	5.981+08	3.32+08 ± 6.5%	0.86	0.48
13	7.272+08	7.930+08	3.87+08 ± 4.4%	1.00	0.53
14	5.522+08	5.302+08	2.32+08 ± 7.7%	0.96	0.46
15	4.077+08	3.010+08	1.26+08 ± 10.0%	0.74	0.51

Tabela 5. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD localizado na POSIÇÃO # 3 (60,94 cm da placa de fissão)

GRUPO	VALORES MEDIDOS	VALORES CALCULADOS		CALC./MED.	
		DOT3.5	MCNP	DOT3.5	MCNP
4	2.820+07	1.680+07	2.34+07 ±12.0%	0.60	0.83
5	7.700+07	7.387+07	7.23+07 ± 7.8%	0.96	0.94
6	1.765+08	2.126+08	1.98+08 ± 5.5%	1.20	1.12
7	3.363+08	4.862+08	3.51+08 ± 4.5%	1.44	1.04
8	4.521+08	4.782+08	4.23+08 ± 4.4%	1.06	0.93
9	5.049+08	5.630+08	4.10+08 ± 4.6%	1.11	0.81
10	4.490+08	4.523+08	3.62+08 ± 5.9%	1.03	0.81
11	4.326+08	4.836+08	2.83+08 ± 6.2%	1.12	0.65
12	3.551+08	2.770+08	1.49+08 ± 8.7%	0.78	0.42
13	3.638+08	4.352+08	2.31+08 ± 5.7%	1.19	0.64
14	2.677+08	2.616+08	9.57+07 ±10.1%	0.98	0.36
15	1.977+08	1.407+08	8.12+07 ±15.0%	0.71	0.41

Tabela 6. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD localizado na POSIÇÃO # 4 (89,54 cm da placa de fissão)

GRUPO	VALORES MEDIDOS	VALORES CALCULADOS		CALC./MED.	
		DOT3.5	MCNP	DOT3.5	MCNP
4	2.120+06	9.083+05	1.71+06 ±22.7%	0.43	0.80
5	6.390+06	4.927+06	4.32+06 ±13.8%	0.77	0.68
6	1.576+07	1.921+07	2.04+07 ±14.2%	1.22	1.29
7	4.070+07	5.335+07	3.97+07 ± 7.5%	1.31	0.98
8	8.129+07	8.594+07	6.73+07 ± 5.4%	1.06	0.83
9	1.139+08	1.028+08	8.84+07 ± 5.2%	0.90	0.78
10	1.163+08	1.008+08	8.14+07 ± 5.8%	0.87	0.70
11	9.674+07	1.031+08	6.95+07 ± 6.3%	1.06	0.72
12	9.758+07	8.327+07	6.06+07 ± 6.2%	0.85	0.62
13	1.019+08	1.080+08	7.47+07 ± 6.2%	1.06	0.73
14	8.222+07	7.850+07	5.38+07 ± 7.7%	0.95	0.65
15	4.849+07	5.024+07	3.45+07 ±11.9%	1.03	0.71

Tabela 7. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD localizado na POSIÇÃO # 5 (142,24 cm da placa de fissão)

GRUPO	VALORES MEDIDOS	VALORES CALCULADOS		CALC./MED.	
		DOT3.5	MCNP	DOT3.5	MCNP
8	5.000+06	5.242+06	4.16+06 ±44.4%	1.05	0.83
9	9.060+06	9.158+06	6.61+06 ±25.6%	1.01	0.73
10	1.458+07	1.171+07	1.55+07 ±27.2%	0.80	1.06
11	1.455+07	1.191+07	7.82+06 ±18.9%	0.82	0.54
12	2.012+07	1.482+07	9.96+06 ±34.0%	0.74	0.50
13	1.992+07	1.938+07	1.56+07 ±12.8%	0.97	0.78
14	1.681+07	1.491+07	9.09+06 ±19.7%	0.88	0.54
15	1.198+07	1.109+07	5.59+06 ±31.6%	0.92	0.47

Verifica-se das Tabelas 3 a 6 que o código DOT 3.5 reproduz os dados experimentais com desvios de no máximo 30%, com exceção do grupo 4 (2,2 a 1,35 MeV), que apresenta desvios de até 60% (a 89,54 cm da fonte). Este fato indica que provavelmente existem problemas no processamento das seções de choque nos grupos de mais alta energia, visto que que os principais constituintes do aço inox (Fe, Ni e Cr), e mesmo o Al presente nos tanques de sódio, apresentam ressonâncias acima da faixa epitermica (~ 10 keV), que se estendem até ~ 6 MeV. Convém ressaltar que os nêutrons de fonte são emitidos preferencialmente nos grupos de mais alta energia, entre 6 e 0,5 MeV (vide Tabela 1).

Já o código MCNP fornece bons resultados para os grupos de maior energia, com desvios de no máximo 30% nos grupos 4 a 9 (2,2 a 0,1 MeV), o que leva a crer que o problema encontrado com o DOT 3.5 para energias acima de ~ 1 MeV foi solucionado com a utilização das seções de choque "pointwise" fornecidas pelo MCNP.

Contudo, para os grupos de menor energia, o código MCNP apresenta desvios de até 70% (entre 15 e 5,5 keV) nas posições 1, 2 e 3, apesar dos resultados melhorarem um pouco depois dos nêutrons terem atravessado o tanque de sódio (posições 2 e 3). Já a 89,54 cm da fonte (posição 4 - dentro do tanque de sódio) os fluxos apresentam desvios de no máximo 35% em todos os grupos de energia, confirmando que o tanque de sódio melhora a estatística dos grupos de menor energia.

Analisando a Tabela 7, vê-se que os fluxos calculados pelo código DOT 3.5 a 142,23 cm da fonte (posição 5), apresentam desvios menores que 25% em relação aos valores experimentais, enquanto que os fluxos simulados pelo código MCNP apresentam desvios de até 53%. Entretanto, verifica-se ainda nesta tabela que a incerteza associada ao resultado fornecido pelo MCNP é elevada, evidenciando baixa estatística nesta última posição do PRD.

Verificou-se que com o aumento do número de histórias, não há diminuição significativa das incertezas associadas aos resultados fornecidos pelo código MCNP. Portanto, torna-se necessária a utilização de técnicas de redução de variância existentes no próprio código, para que melhores resultados sejam obtidos.

REFERÊNCIAS

- /1/ Rhoades, W. A. et al. DOT 3.5 - Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code. CCC-276. ORNL, July 1975.
- /2/ Briesmeister, J. F. MCNP - A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport - Version 3A. LA-7396-M. Los Alamos National Laboratory, USA.
- /3/ CSEWG Shielding Benchmark Specifications Neutron Attenuation Measurements In a Mockup of the FFTF Radial Shield. STD-9 AI-AEC-13048 January 1973.
- /4/ R. W. Roussin et al. VITAMIN-C - 171 Neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross Section in AMPX and CCC Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics. DLC-41. ORNL, July 1980.
- /5/ N. M. Greene et al. AMPX-II - Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma Ray Cross-Section Libraries from Data in ENDF Format. PSR-63. ORNL.
- /6/ I. I. Bondarenko et al. Group Constants for Nuclear Reactor Calculations. Consultant Bureau, New York 1964.

SUMMARY

The two-dimensional transport code DOT 3.5 and the three-dimensional transport code MCNP were used to calculate the benchmark STD-9, where neutrons emerge from a fission plate and pass through stainless steel and sodium laminates, that simulate the Fast Flux Testing Facility (FFTF) radial shielding. The neutron flux calculated by the DOT 3.5 for five points in the shielding presented deviations less than 30%, between 1,35 and 5,5 keV, in comparison with the experimental values. However, the deviations for group 4 (2,2 - 1,35 MeV) were up to 60%. Compared with the DOT 3.5 code, the MCNP yielded better agreement for group 4 (deviations less than 20%), and worst agreement between 0,1 MeV and 5,5 keV (deviations up to 70%), because of the low statistics for the low-energy groups.