

SOLUÇÃO DO PROBLEMA PADRÃO DE BLINDAGEM CSEWG - STD-9 COM OS SISTEMAS ACOPLADOS NJOY/AMPX-II E A BIBLIOTECA JENDL-3

Arlindo G. Mendonça, Adimir dos Santos.
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES - CNEN/SP
CAIXA POSTAL 11049 - 05422-970 SÃO PAULO - SP

RESUMO

No sentido de avaliar metodologias de cálculos de blindagem e de detectores "out-of-core", foi analisado o problema padrão STD-9 do CSEWG com os sistemas acoplados NJOY/AMPX-II e a biblioteca JENDL-3 bem como o DOT3.5 para o cálculo de transporte. De um modo geral houve uma boa concordância entre valores calculados e experimentais para a distribuição espacial e energética do fluxo de nêutrons. No entanto, para as taxas de reações das folhas de ativação houve resultados discrepantes embora em alguns casos estes se mostraram satisfatório.

INTRODUÇÃO

Blindagem da radiação (neutron+gama) proveniente de reatores nucleares tem sempre sido considerado um problema de grande interesse principalmente para o desenvolvimento de reatores rápidos /1,2/, e reatores nucleares de instalações móveis /3,4/. Basicamente, a blindagem é composta de laminados de aço-inox visando degradar principalmente o fluxo de neutrons rápidos e outros tipos de laminados composto de materiais com seção de choque altas para neutrons térmicos (ex: B-10) e materiais com número atômico alto para atenuação de radiações gama. Devido ao alto custo envolvido no projeto de blindagens como também a relação peso total de blindagem e potência do reator em instalações móveis, é essencial que o projeto seja elaborado de forma mais otimizada possível. Dessa forma, torna-se de grande importância para o projetista disponibilidades de metodologias de cálculo juntamente com bibliotecas de dados nucleares plenamente estabelecidos e com margens de incertezas previamente conhecidas.

Outro fato importante a ser mencionado além dos problemas de blindagens, é a aplicação da mesma metodologia em respostas de detectores "out-of-core" de relevância fundamental na partida de plantas nucleares /5/.

O elenco de programas de computação disponíveis no IPEN/CNEN/SP consiste de programas unidimensionais como ANISN /6/ e ISOSHL /7/ geralmente utilizados em aplicações simples e com alto grau de conservadorismo, bidimensionais como DOT3.5 /8/ e DOT4.2 /9/ e tridimensionais como MORSE /10/ e MCNP /11/ sendo esses últimos baseado no método MONTE CARLO /12/. Dentre esses programas o mais rotineiramente utilizado em projetos de blindagens é o DOT3.5; sendo portanto a qualificação deste programa como também as bibliotecas de dados nucleares, de grande importância para o estabelecimento de margens de incerteza aplicáveis em situações reais de projeto.

Dentro desse contexto, o presente trabalho tem por objetivo analisar o problema padrão STD-9 /13/ da CSEWG com o DOT3.5 juntamente com a biblioteca JENDL-3 visando levantar subsídios para o estabelecimento de margens de incerteza. Além disso também serão mostrados resultados com a biblioteca VITAMIN-C /15/ que é a comumente utilizada nos projetos de blindagem no IPEN/CNEN/SP.

Os resultados apresentados, além de serem importantes para o estabelecimento de incertezas no projeto de blindagens, também são de extrema valia para analisar o impacto causado pela nova biblioteca JENDL-3 na análise de problemas padrões.

PROBLEMA PADRÃO STD-9

O experimento de blindagem descrito neste "benchmark" é uma combinação de laminados de aço-inox e sódio a qual simula a blindagem radial do FFTF. No geral as medidas experimentais apresentadas incluem, técnicas de ativação por folhas usando detectores de ressonância e "threshold", bem como detectores de proton de recuo para a energia de neutrons na faixa de 5 Kev a 2 Mev.

A fonte de radiação para todas as medidas efetuadas na blindagem radial do FFTF foi composta por uma placa de fissão posicionada junto a coluna térmica do reator. A placa de fissão é constituída por urânio altamente enriquecido possuindo 24-in de diâmetro por 0.060-in de espessura. Uma descrição mais detalhada do FFTF é apresentada na referência /16/.

Os materiais de blindagem que simulam a blindagem radial do FFTF é apresentada na Figura 1.

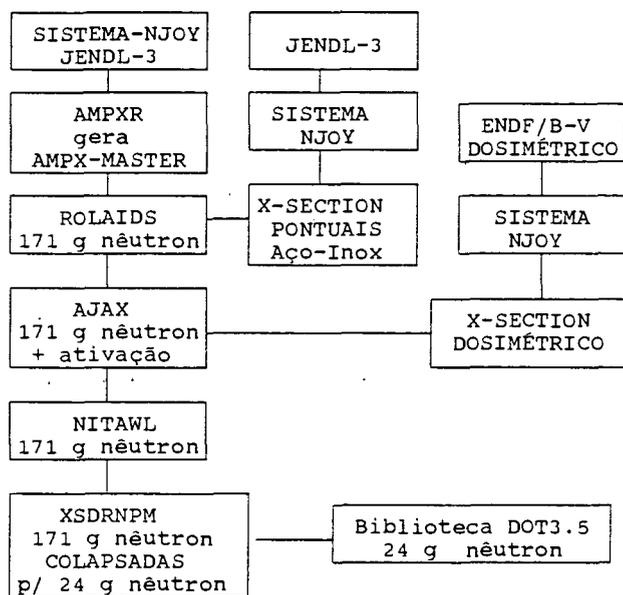


Figura 3 - Diagrama para processamento de seções de choque via ROLAIDS / JENDL-3.

Tabela 1. Estrutura de grupos de energia e espectro dos nêutrons 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

RESULTADOS

Nas Tabelas 2 à 6 são apresentados os valores dos fluxos de nêutrons calculados com os códigos DOT 3.5 bem como os valores experimentais obtidos na referência /13/ para as 5 posições dos detetores PRD's (Proton Recuo Detector), conforme Figura 1.

Através das Tabelas 2 a 6, verifica-se que os fluxos calculados com o DOT3.5, utilizando-se os 3 conjuntos de seções de choque, para as 5 posições onde se localizam os PRD's, apresentam de modo geral uma boa concordância quando comparados com os valores experimentais, sendo que o erro máximo gira ao redor dos 30%, com exceção do grupo 4 o qual apresentou resultados sistematicamente subestimados em torno de 50%.

Tabela 2. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD # 1

GRUPO	VALORES MEDIDOS	CALC./MED.		
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3
4	8.490+08	0.53	0.50	0.61
5	1.650+09	0.83	0.68	0.70
6	2.686+09	1.05	0.90	0.99
7	3.039+09	1.18	1.03	1.10
8	2.784+09	1.01	1.06	1.08
9	2.582+09	1.05	1.15	1.16
10	2.040+09	0.98	1.03	1.14
11	1.664+09	1.11	0.99	1.09
12	1.302+09	0.81	0.86	0.87
13	1.278+09	1.10	1.25	0.98
14	9.190+08	0.93	1.02	0.99
15	6.397+08	0.72	0.71	0.72

CONJ.1 - BONAMI/VITAMIN-C
 CONJ.2 - ROLAIDS/VITAMIN-C
 CONJ.3 - JENDL-3

Tabela 3. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD # 2

GRUPO	VALORES MEDIDOS	CALC./MED.		
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3
4	1.238+08	0.60	0.56	0.71
5	2.536+08	0.89	0.71	0.71
6	4.956+08	1.09	0.86	0.96
7	8.964+08	1.20	0.95	1.04
8	1.036+09	1.04	0.95	1.00
9	1.068+09	1.07	1.06	1.08
10	9.637+08	0.96	1.01	1.03
11	8.898+08	1.02	0.99	1.02
12	6.966+08	0.86	0.90	0.92
13	7.272+08	1.09	1.24	1.01
14	5.522+08	0.96	1.06	1.04
15	4.077+08	0.74	0.75	0.75

Tabela 4. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD # 3

GRUPO	VALORES MEDIDOS	CALC./MED.		
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3
4	2.820+07	0.60	0.54	0.75
5	7.700+07	0.96	0.66	0.70
6	1.765+08	1.20	0.82	0.94
7	3.363+08	1.44	0.96	1.12
8	4.521+08	1.06	0.93	1.01
9	5.049+08	1.11	1.06	1.09
10	4.490+08	1.03	1.01	1.15
11	4.326+08	1.12	0.98	1.09
12	3.551+08	0.78	0.81	0.81
13	3.638+08	1.19	1.37	1.05
14	2.677+08	0.98	1.12	1.09
15	1.977+08	0.71	0.71	0.74

Tabela 5. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD # 4

GRUPO	VALORES MEDIDOS	CALC./MED.		
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3
4	2.120+06	0.43	0.38	0.59
5	6.390+06	0.77	0.44	0.49
6	1.576+07	1.22	0.66	0.82
7	4.070+07	1.31	0.69	0.84
8	8.129+07	1.06	0.65	0.74
9	1.139+08	0.90	0.66	0.74
10	1.163+08	0.87	0.71	0.80
11	9.674+07	1.06	0.85	0.96
12	9.758+07	0.85	0.75	0.84
13	1.019+08	1.06	0.99	0.95
14	8.222+07	0.95	0.95	0.87
15	4.849+07	1.03	1.02	0.95

Tabela 6. Fluxo de nêutrons calculado e medido para o PRD # 5

GRUPO	VALORES MEDIDOS	CALC./MED		
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3
8	5.000+06	1.05	0.56	0.64
9	9.060+06	1.01	0.61	0.66
10	1.458+07	0.80	0.55	0.61
11	1.455+07	0.82	0.55	0.59
12	2.012+07	0.74	0.55	0.57
13	1.992+07	0.97	0.81	0.78
14	1.681+07	0.88	0.80	0.76
15	1.198+07	0.92	0.72	0.73

Nas Tabelas 7 à 11, são apresentadas as taxas de reações para os 5 tipos de folhas utilizadas como detectores (Co-59, Au-197, In-115, Al-27, e S-32), obtidas com o DOT3.5, bem como os valores experimentais obtidos na referência 13, para até 17 posições onde foram colocadas as folhas no interior da blindagem radial do FFTF, conforme Figura 1.

As taxas de reações obtidas com o DOT3.5 são relativas as reações abaixo:

Au-197 (n , γ) Au-198

In-115 (n , γ) In-116

S - 32 (n , p) P - 32

Co- 59 (n , γ) Co- 60

Al- 27 (n , α) Na- 24

Na Tabela 7, são apresentadas as taxas de reações para a folha de Co-59 para as várias posições nas blindagens (conforme Figura 1). Através da Tabela verifica-se que as taxas de reações calculadas com o conjunto de seções de choque obtido via BONAMI (CONJ.1) apresentam boa concordância com os resultados experimentais, com desvios inferiores a cerca de 25%. Entretanto para os demais conjuntos de seções esta concordância não ocorre verificando-se desvios de até 80%.

Tabela 7 - Taxas de reações para a folha de Co-59 para 16 posições de irradiação. (Bq / g de folha)

POSICÃO	VALORES MEDIDOS	CALCULADO/MEDIDO			
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3	CONJ.4
2	5.816+08	1.03	0.63	1.50	1.41
3	5.413+08	1.01	0.64	1.57	1.54
4	4.483+08	1.02	0.67	1.60	1.64
5	3.720+08	1.08	0.72	1.68	1.74
6	2.988+08	0.93	0.63	1.27	1.43
7	2.749+08	0.91	0.63	1.24	1.41
8	2.101+08	0.97	0.69	1.49	1.70
9	1.457+08	0.98	0.74	1.62	1.93
10	1.045+08	1.00	0.73	1.60	1.96
11	6.942+07	0.97	0.72	1.48	1.84
12	5.485+07	0.88	0.65	1.16	1.50
13	4.108+07	0.78	0.56	0.89	1.17
14	2.783+07	0.85	0.59	0.86	1.10
15	1.370+07	0.80	0.53	0.75	0.99
16	7.029+06	0.75	0.47	0.80	1.03
17	2.729+06	0.82	0.51	0.88	1.12

CONJ.1 - BONAMI/VITAMIN-C/DOSIMÉTRICO

CONJ.2 - BONAMI/VITAMIN-C/ATIVAÇÃO

CONJ.3 - ROLAIDS/VITAMIN-C/(ENDF/B-IV)/DOSIMÉTRICO

CONJ.4 - ROLAIDS/JENDL-3/DOSIMÉTRICO

As taxas de reações para as folhas de Au-197 e In-115, são apresentadas nas Tabelas 8 e 9 respectivamente. Verifica-se através da Tabela 8 (folha Au-197) que para os 4 conjuntos de seções de choque os valores obtidos apresentam a mesma tendência, com uma subestimação em todas as posições da ordem de 40%. Para a folha de In-115, verifica-se que para os primeiros tres conjuntos de seções de choque, as taxas de reações apresentam a mesma tendência, com uma superestimação ao redor de 50%, enquanto que para o quarto conjunto de seção de choque as taxas de reação apresentam uma subestimação da ordem de 50%.

Tabela 8 - Taxas de reações para a folha de Au-197 para 17 posições de irradiação. (Bq / g de folha)

POSICÃO	VALORES MEDIDOS	CALCULADO/MEDIDO			
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3	CONJ.4
1	2.403+09	0.39	0.37	0.39	0.38
2	2.473+09	0.51	0.46	0.52	0.45
3	2.144+09	0.58	0.52	0.58	0.48
4	1.841+09	0.58	0.53	0.58	0.49
5	1.575+09	0.59	0.56	0.60	0.51
6	1.251+09	0.51	0.50	0.52	0.47
7	1.137+09	0.51	0.51	0.52	0.47
8	8.618+08	0.56	0.57	0.57	0.53
9	5.979+08	0.60	0.65	0.63	0.60
10	4.702+08	0.58	0.61	0.59	0.58
11	3.001+08	0.57	0.61	0.58	0.61
12	2.382+08	0.50	0.54	0.51	0.57
13	1.608+08	0.49	0.52	0.49	0.59
14	1.114+08	0.53	0.55	0.53	0.66
15	5.451+07	0.57	0.56	0.56	0.71
16	3.122+07	0.55	0.52	0.53	0.68
17	1.471+07	0.53	0.53	0.52	0.68

Tabela 9 - Taxas de reações para a folha de In-115 para 17 posições de irradiação. (Bq / g de folha)

POSICÃO	VALORES MEDIDOS	CALCULADO/MEDIDO			
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3	CONJ.4
1	3.420+09	0.76	0.80	0.77	0.33
2	2.640+09	1.44	1.30	1.45	0.40
3	2.160+09	1.70	1.39	1.73	0.45
4	1.990+09	1.64	1.27	1.85	0.42
5	1.680+09	1.75	1.35	1.75	0.44
6	1.390+09	1.55	1.24	1.57	0.50
7	1.164+09	1.70	1.37	1.72	0.56
8	8.755+08	1.80	1.47	1.82	0.48
9	6.379+08	1.87	1.55	1.91	0.54
10	5.076+08	1.80	1.43	1.79	0.50
11	3.182+08	1.84	1.53	1.63	0.57
12	2.643+08	1.68	1.45	1.69	0.69
13	2.029+08	1.59	1.44	1.59	0.83
14	1.425+08	1.75	1.59	1.74	0.76
15	7.202+07	1.86	1.64	1.83	0.63
16	4.666+07	1.68	1.51	1.66	0.91
17	2.356+07	1.61	1.46	1.57	0.89

Através da Tabela 10, onde são apresentadas as taxas de reações para a folha de Al-27, verifica-se que para os 4 conjuntos de seções de choque as, taxas de reações apresentam praticamente um mesmo comportamento e com boa concordância com relação aos valores experimentais, pelo menos até a posição 9 na blindagem (ou seja folha de Al-27 colocada a cerca de 130.0 cm da placa de fissão). Entretanto, após esta posição nota-se uma grande degeneração dos

resultados calculados com os experimentais para todos os conjuntos de seções de choque, esta discrepância esta sendo analisada por nós.

As taxas de reações para a folha de S-32, para os 4 conjuntos de seções de choque, são apresentadas na Tabela 11. Verifica-se que para os 3 primeiros conjuntos de seções de choque os valores obtidos apresentam concordância com os experimentais, o que não ocorre com o último conjunto onde encontramos desvio superior a 100%.

Tabela 10 - Taxas de reações para a folha de Al-27 para 16 posições de irradiação. (Bq / g de folha)

POSICÃO	VALORES MEDIDOS	CALCULADO/MEDIDO			
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3	CONJ.4
1	5.000+05	1.24	0.85	1.24	1.14
2	9.632+04	1.25	0.88	1.25	1.22
3	3.120+04	1.18	0.84	1.18	1.10
4	1.064+04	1.22	0.88	1.22	1.14
5	5.826+03	1.32	0.96	1.32	1.24
6	2.482+03	1.21	0.89	1.21	1.14
7	8.048+02	1.44	1.06	1.44	1.35
8	3.931+02	1.29	0.95	1.27	1.20
9	2.250+02	1.05	0.73	0.96	0.90
10	1.481+02	0.55	0.49	0.63	0.59
11	7.485+01	0.45	0.41	0.52	0.49
12	5.398+01	0.39	0.35	0.45	0.42
13	2.494+01	0.17	0.16	0.20	0.18
14	1.310+01	0.08	0.07	0.09	0.08
15	7.199+00	0.06	0.05	0.07	0.06
16	4.750+00	0.03	0.02	0.03	0.02

Tabela 11 - Taxas de reações para a folha de S-32 para 5 posições de irradiação. (Bq / g de folha)

POSICÃO	VALORES MEDIDOS	CALCULADO/MEDIDO			
		CONJ.1	CONJ.2	CONJ.3	CONJ.4
1	3.300+07	0.90	1.16	0.96	0.96
6	1.429+05	0.79	1.14	0.98	1.28
7	4.109+04	1.05	1.64	1.30	1.66
12	5.161+02	1.05	1.58	1.48	2.31
14	2.432+01	0.98	1.40	1.26	1.84

CONCLUSÕES

Pela análise efetuada nesse trabalho observou-se que de uma maneira geral houve uma boa concordância na comparação dos fluxos com os resultados experimentais disponíveis na faixa entre 5KeV a 2Mev. A biblioteca JENDL-3 apresentou também uma boa concordância.

Para as taxas de reações o mesmo não ocorreu pois verificou-se que dependendo do conjunto de seções de choque ora obteve-se boa concordância ora a comparação tornou-se bem discrepante. Os unicos casos em que a comparação foi sistematicamente discrepante foram para as folhas de Au-197 e Al-27.

No que tange aos resultados obtidos com a JENDL-3, essa biblioteca apresentou de uma certa forma boa concordância na comparação dos fluxos mas deixou muito a desejar nas taxas de reação nas folhas de ativação. Tendo em vista que esse é o primeiro trabalho no qual a JENDL-3 é utilizada em problemas de blindagem qualquer conclusão mais definitiva em relação a essa biblioteca seria por demais precipitada principalmente considerando as recomendações a seguir.

Recomenda-se que seja investido esforços no sentido de preparar as seções de choque das folhas de ativação. O arquivo de ativação da ENDF/B-V embora seja o mais adequado para a preparação das seções de choque dos fluxos de ativação de uma maneira geral não introduziu nenhum progresso na comparação teoria e experimento. Finalmente recomenda-se a análise de outros problemas padrões como o ASPIS/21/ principalmente no que tange a análise das taxas de reações em folhas de ativação.

REFERÊNCIAS

- /1/ CALAMAND, D. ; CURL, I. J., A Review of Progress with the Janus Programme of Fast Reactor Shielding Benchmark Experiments. Proceedings of International Conference on the Physics of Reactors: Operation, Design and Computation. April 23-27, 1990 Vol-1, p.V-1, Marseille France.
- /2/ Miller, P. C.; Salvatores M., "European Fast Reactor Shielding Methods and Data", Proceedings of the 1988 International Reactor Physics Conference, September 18-22, Jackson Hole, Wyoming, USA.
- /3/ Reports on Nuclear Ship "MUTSU", Japan Nuclear Ship Development Agency 1974.
- /4/ Nuclear Research Ship "OTTO HAHN" Safety Assessment vol 1, 2 1974
- /5/ Cripps, J.S. and et alli; Calculations of the Neutron and Gamma Ray Fluxes at Ex-Core Instrumentation Locations in the in the Sizewell 'B' PWR ; 7th International Conference on Radiation Shielding, September 12-16 1988; Bournemouth England.
- /6/ Engle W.W. Jr.; " A User's Manual for ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering" ; K-1693 (OTNL), 1967.
- /7/ Engel, R.L. et all. "Kernel Integration Code - General Purpose Isotope Shielding Analysis", BNWL-236 June 1966.
- /8/ Rhoades, W. A. et all. DOT 3.5 - Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code. CCC-276. ORNL, July 1975.
- /9/ - DOT 4.2 - Two Dimensional Discrete Ordinate Radiation Transport Code. CCC-320. ORNL, USA.
- /10/ Emmett, M.B. ; " The Morse Radiation Transport Code System " Oak Ridge, Tnn., ORNL-4972 1975.
- /11/ Briesmeister, J. F. MCNP - A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport - Version 3A. LA-7396-M. Los Alamos National Laboratory, USA.
- /12/ Goertzel, G., and Kalos, M.H., "Monte Carlo Methods In Transport Problems," in Prog. Nucl. Energy, Series I, Vol. II, Pergamon Press 1958, p.315.
- /13/ CSEWG Shielding Benchmark Specifications Neutron Attenuation Measurements In a Mockup of the FFTF Radial Shield. STD-9 AI-AEC-13048 January 1973.
- /14/ Shibata, K. et alli; "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 - JENDL-3"; JAERI 1319 (1990).
- /15/ R. W. Roussin et all VITAMIN-C - 171 Neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross Section in AMPX and CCCC Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics. DLC-41. ORNL, July 1980.
- /16/ Thiele, A.W. et alli, "Neutron Attenuation Measurements in Shields of Sodium and Steel for Fast Reactor Systems " AI-AEC-MEMO-12838 June 1969.
- /17/ N. M. Greene et all AMPX-II - Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma Ray Cross-Section Libraries from Data in ENDF Format. PSR-63. ORNL.
- /18/ I. I. Bondarenko et all. Group Constants for Nuclear Reactor Calculations, Consultant Bureau, New York 1964.
- /19/ Glasstone, S. and Edlund, M. C.; The Elements of Nuclear Reactor Theory. Van Nostrand N.J. 1962
- /20/ Macfarlane, R.E. et alli; "The NJOY Nuclear Data Processing System, Vol-I : User's Manual", LA-9393-M, Vol (ENDF-324), 1982
- /21/ Carter M.D. et. alli; "The ASPIS Iron Benchmark Experiment - Results and Computational Method", Proceedings OECD Specialist Meeting on Nuclear Data Benchmarks for Shielding, Paris (1980).

SUMMARY

Aiming to evaluate the shielding and out-of-core methodologies the CSEWG STD-9 benchmark has been analyzed using the coupled systems NJOY/AMPX-II and the JENDL-3 library as well as the DOT3.5 for the transport calculations. Generally speaking, there have been found good agreement between calculated and experimental values for the spatial and energetic neutron flux distributions. However, the results for the reaction rates of the activation foils were discrepant even though for some cases they come into a good agreement.