

UTILIZAÇÃO DO CÓDIGO MCNP (MONTE CARLO NEUTRON-PHOTON)
NA SIMULAÇÃO DE EXPERIMENTOS DE BLINDAGEM

Paulo R.P.Coelho,* Miriam M. da Silva**; José R. Maiorino*

*INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES - CNEN/SP
COORDENADORIA PARA PROJETOS ESPECIAIS - COPESP

RESUMO

O código de transporte tridimensional MCNP (Monte Carlo Neutron-Photon) /1/ foi utilizado na simulação de um experimento de blindagem. Neste experimento, nêutrons de ≈ 14 MeV produzidos através de reações D-T, induzidas através da aceleração do Deutério num acelerador Van der Graff, incidem numa blindagem laminada de chumbo, ferro e polietileno, e a distribuição energética dos nêutrons emergentes é medida. Os resultados obtidos com o código MCNP foram comparados com valores medidos experimentalmente, obtendo-se uma boa concordância quanto a distribuição de energia dos nêutrons emergentes. O desvio encontrado no espectro de energia integrado de 4 a 17,3 MeV é de aproximadamente 2%.

INTRODUÇÃO

Em trabalhos anteriores /2,3/, o sistema composto pelo código de transporte DOT 3.5 /4/ associado às seções de choque multigrupo geradas pelo sistema AMPX II /5/, a partir da biblioteca de dados nucleares VITAMIN-C /6/, foi avaliado quanto a sua capacidade em reproduzir a distribuição de energia dos nêutrons rápidos medidos em um experimento construído com o propósito de avaliar métodos de cálculo de blindagem /2/. Continuando esta linha de trabalho, apresenta-se neste trabalho a comparação entre o espectro de energia de nêutrons rápidos medido e o calculado com o código tridimensional de transporte MCNP /1/, recém adquirido pelo IPEN/CNEN-SP, de modo a validar a metodologia de uso do mesmo.

A instalação e as técnicas experimentais utilizadas são descritas na próxima seção, o método de cálculo utilizado é descrito na seção seguinte e por último apresentamos e comparamos os resultados calculados e experimentais.

DESCRIÇÃO DO EXPERIMENTO

A instalação experimental utilizada foi especialmente construída com o objetivo de se obter dados experimentais que permitissem a avaliação de métodos de cálculo de blindagem ("benchmark"). Esta instalação já foi descrita em detalhes na referência /2,3/; assim sendo, apresentamos neste trabalho apenas as informações necessárias à compreensão da simulação geométrica deste experimento através do MCNP.

O arranjo experimental utilizado é apresentado de forma esquemática na Figura 1. Um acelerador tipo Van der Graaff (não indicado na figura) é utilizado na produção de nêutrons de aproximadamente 14 MeV, através da reação $T(d,n)\alpha$, os quais incidem numa blindagem laminada. A blindagem utilizada neste estudo é composta de placas quadradas de 60 cm de lado, com espessura de 2,2 cm de aço carbono (2 placas), 2,5 cm de

polietileno (6 placas) e 10 cm de chumbo (1 placa), na sequência indicada na Figura 1. O espectro de energia dos nêutrons emergentes da blindagem foi medido por um espectrômetro de nêutrons rápidos /7/, que consiste de um cintilador líquido NE-213 tipo próton de recuo conectado a uma fotomultiplicadora rápida e a um sistema eletrônico associado para análise da forma do pulso. Este espectrômetro está calibrado para detectar nêutrons na faixa de 2 à 18 MeV /8/.

MÉTODO DE CÁLCULO

O método de Monte Carlo é tradicionalmente utilizado na solução de problemas de blindagem de geometria complexa e na determinação da resposta de diversos tipos de detectores sob irradiação. Trata-se de um método estatístico baseado na amostragem aleatória das funções distribuição de probabilidade que descrevem os vários fenômenos físicos que ocorrem no sistema, de modo a se obter a resposta desejada. Desta forma, o método de Monte Carlo é conhecido como um experimento teórico, por simular passo a passo determinado fenômeno físico.

Neste trabalho em específico, utiliza-se o código MCNP (Monte Carlo Neutron-Photon) /1/, desenvolvido em Los Alamos, e que possui a vantagem intrínseca de permitir a modelagem correta de toda a configuração geométrica do problema, por se tratar de um código tridimensional. O código MCNP possui também a versatilidade necessária para tornar simples a simulação das diversas respostas obtidas quando o detector em questão é deslocado no sentido horizontal e vertical e mesmo no caso de mudanças nas espessuras das blindagens. Além disso, ao contrário de códigos determinísticos, tais como o DOT 3.5 /4/ previamente utilizado para simular este mesmo experimento, que utilizam seções de choque multigrupo geradas através de manipulações complexas de dados nucleares básicos, o código MCNP utiliza seções de choque pontuais, que constituem uma biblioteca de dados acoplada ao programa. Deste modo fica eliminado o difícil trabalho de geração de

bibliotecas multigrupos, as quais dependem da geometria do problema (ponderação espacial, efeitos de autoblindagem, etc).

O código MCNP é processado na versão que inclui unicamente o transporte de nêutrons (MODE 0), pois somente o espectro de nêutrons rápidos emergente da espessura de blindagem é simulado.

A distribuição energética (nêutrons de 12,48 à 15,68 MeV) e angular da fonte de nêutrons é fornecida através de tabelas para o processamento do código. Esta distribuição de fonte foi calculada com o programa CALCDT /9/, possui a forma de um disco e é posicionada na superfície 70 (Figura 1).

Utilizou-se um estimador puntual no centro do detector para calcular o fluxo

medido pelo detector.

A Figura 1 apresenta o corte Y-Z da configuração geométrica utilizada neste trabalho, onde toda a sala que contém o experimento foi modelada através de 31 células e 53 superfícies (Figura 2). As células 3, 5, 6, 11, 12, 13, 14 e 15 são cilíndricas e as demais são caixas. A Tabela 1 apresenta os materiais que compõem as diversas células.

Para aumentar a eficiência do processamento do programa MCNP existem diversas opções de técnicas de amostragem por importância. Algumas técnicas aplicáveis a este tipo de problema foram testadas isoladamente e em alguns tipos de combinações.

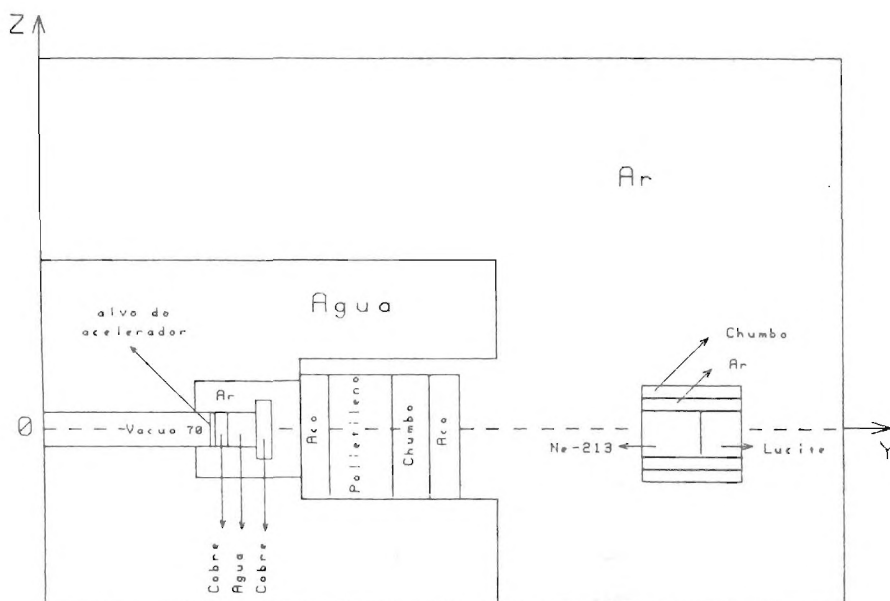


Fig.1 Corte Y-Z da configuração geométrica utilizada

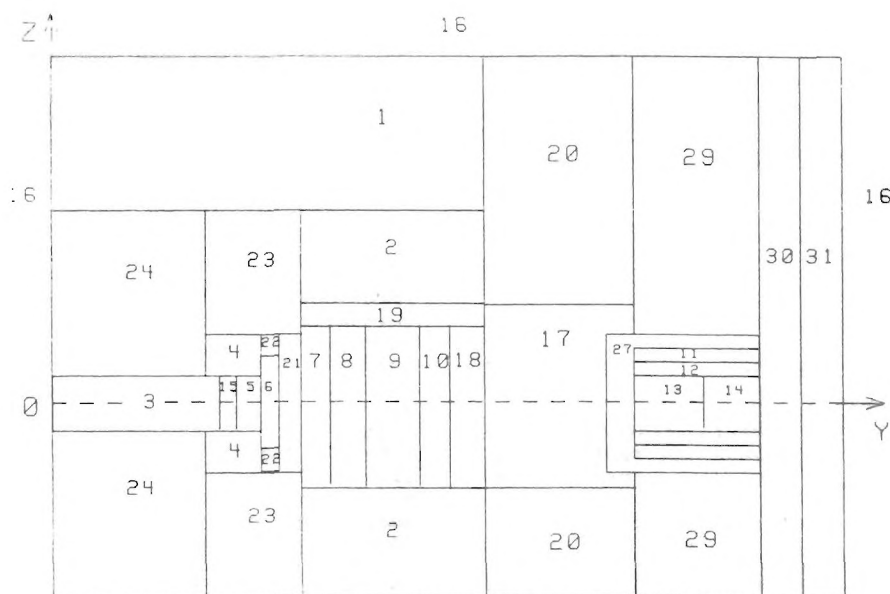


Fig.2. Modelagem da configuração geométrica utilizada

RESULTADOS E CONCLUSÕES

Tabela 1. Composição das 31 células

MATERIAL	CÉLULAS
ar	1,4,12,17,18,19,20,21, 22,26,27,28,29,30,31
água	2,5,23,24,25
cobre	6,15
aço	7,10
polietileno	8
chumbo	9,11
Ne-213	13
lucite	14

"Roleta Russa" e "Fracionamento" são duas das técnicas mais utilizadas em Monte Carlo, as quais são aplicadas quando uma partícula percorre regiões com "importâncias" diferentes. Justifica-se então a subdivisão da geometria em questão em células distintas (Figura 2), muitas delas adjacentes e contendo o mesmo tipo de material, pois desta forma é possível estabelecer "peso" maior para as regiões mais importantes na determinação do espectro de nêutrons na posição do detector.

Uma técnica de redução de variação disponível no código MCNP e utilizada neste trabalho, é o "Weight Window Generator", que em cada processamento gera "importâncias" para todas as células. Estas "importâncias" servem de realimentação para um novo processamento, até que seus valores convirjam e forneçam um desvio baixo para o resultado final.

Outra técnica de redução de variação utilizada é a Transformada Exponencial (EXT) que permite que partículas sejam transportadas numa direção preferencial, no caso em direção ao detector, através da redução artificial da seção de choque macroscópica nesta direção e do aumento da seção de choque na direção oposta. Esta é uma técnica útil em problemas que envolvem grandes penetrações, mas por ser mais efetiva para meios muito absorvedores do que para meios altamente espalhadores, somente as células 6, 7, 9, 10, 11 e 15 utilizam este tipo de técnica de redução de variação.

Utiliza-se também a Transmissão Determinística (DXT) como técnica de redução de variação. Esta técnica permite que partículas sejam deterministicamente transportadas para uma região pequena que está sendo inadequadamente amostrada devido a pequena probabilidade de espalhamento em sua direção, tal qual ocorre em relação ao detector que está sendo simulado. Através do cartão DXC, também utilizado, é possível estabelecer a probabilidade de cada célula contribuir para a região em questão.

Ao utilizar o método de Monte Carlo é muito difícil estabelecer à priori qual o melhor conjunto de técnicas de redução de variação e mesmo quais os parâmetros a serem utilizados em cada técnica para que o melhor resultado seja obtido. Então, o código MCNP foi processado várias vezes para que a melhor combinação de técnicas de redução de variação fosse obtida. Os resultados mais significativos encontrados são apresentados na Tabela 2, onde o caso 2 simula 250.000 histórias e nos demais casos são processadas 100.000 histórias.

Da Tabela 2 vê-se que utilizando o "Weight Window Generator" ao invés de fornecer o valor da importância IMP de cada célula, o tempo de processamento é diminuído quase por um fator cinco.

Utilizando a amostragem modificada (PROB) nos grupos de energia nos quais o ângulo de emissão do nêutron permite uma maior incidência nas blindagens, a Figura de Mérito (FOM = 1/ERRO² · tempo de processamento) melhora, pois estes nêutrons é que serão efetivamente contados no detector.

Ao utilizar-se a Transformada Exponencial (EXT) o valor do espectro integrado piora, e com a Transmissão Determinística (DXT) tanto o erro quanto a Figura de Mérito melhoram.

Verifica-se da Tabela 2 que com exceção do caso 4, onde a Transformada Exponencial é utilizada, o resultado encontrado com o código MCNP, associado a seu respectivo desvio padrão, está de acordo com o valor medido experimentalmente.

Para validar os resultados obtidos com o código MCNP, compara-se o melhor espectro diferencial de energia de nêutrons calculado (caso 5), que apresenta desvio padrão de 5%, com o espectro medido (Figura 3), onde observa-se uma boa concordância na forma destes espectros. O desvio entre o espectro de energia de nêutrons (medido e calculado com o MCNP) integrado de 4,1 a 17,3 MeV é de aproximadamente 2%.

O registro de nêutrons com energia maior que 15,68 MeV (máxima energia dos nêutrons de fonte) pelo detector, é devido ao desdobramento ("unfolding") através de funções resposta gaussianas, do espectro de altura de pulsos medido. As discrepâncias encontradas para o espectro de nêutrons medido e calculado abaixo de 4,0 MeV são devidas a contribuição, para o espectro medido, dos nêutrons produzidos no alvo do acelerador pela reação D-D. Estes nêutrons não foram considerados no espectro de fonte utilizado pelo código MCNP devido a dificuldade em estimá-los.

Dos resultados acima apresentados conclui-se que a metodologia de cálculo de blindagem realizada com o código MCNP é apropriada e que o uso do código MCNP é vantajoso em relação à utilização de códigos determinísticos para a solução de problemas

Tabela 2. Resultados e Técnicas Utilizadas

CASO	PROB	IMP	EXT	DXT + DXC	WWG	MÉDIA	ERRO %	FOM	TEMPO POR HISTÓRIA [MIN]
1	não	sim	não	não	não	1,90E-06	0,062	1,2	2,12E-03
2	não	não	não	não	sim	1,79E-06	0,102	0,9	4,45E-04
3	sim	não	não	não	sim	1,99E-06	0,115	1,5	5,10E-04
4	sim	não	sim	não	sim	1,67E-06	0,094	2,5	4,51E-04
5	sim	não	não	sim	sim	1,87E-06	0,051	6,0	6,31E-04

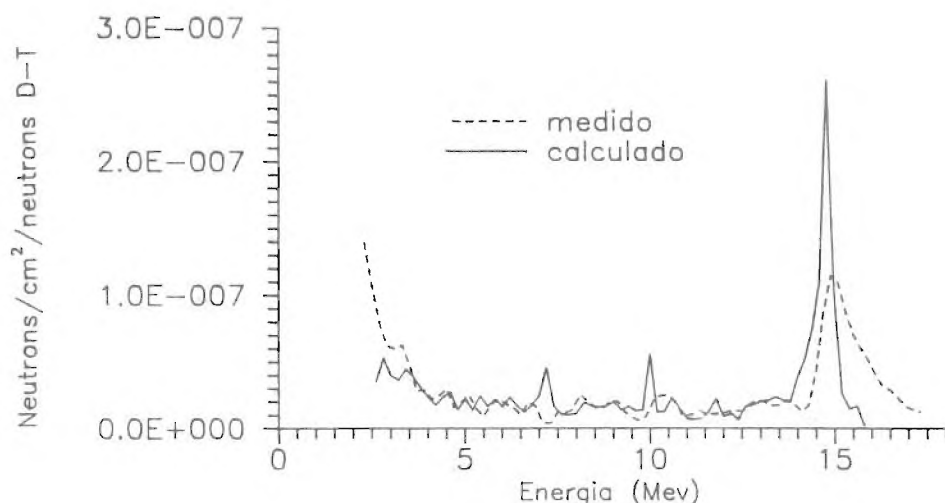


Fig.3 Espectro diferencial de neutrons medido e calculado

de blindagem do nível de complexidade apresentado neste trabalho.

AGRADECIMENTO

Os autores agradecem ao Dr. José Wilson Vieira pelo apoio e discussões úteis que facilitaram a realização da parte final deste trabalho.

REFERÊNCIAS

- [1] MCNP - A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport - Version 3A. LA-7396-M. Los Alamos National Laboratory, USA.
- [2] Coelho, P.R.P. e Maiorino, J.R. "Problema Padrão Experimental para Avaliação de Cálculos de Blindagem", Anais do VII ENFIR, Encontro Nacional de Física de Reatores e Termohidráulica, Vol 1, pág.399-407, Recife-PE, Brasil, 1989.
- [3] Coelho, P.R.P., Maiorino, J.R., Mendonça, A.G. and da Silva A.A. "Measurements of Neutron Energy Spectra Emerging from a Laminated Shield due D-T Source and Comparison with Calculations" Proc. 7th Int. Conf. on Radiation Shielding, Bournemouth, England, Elsevier Science Publishers B.V., Amsterdam, Vol.1, pp 256-261, 1988.
- [4] DOT 3.5 - Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code. CCC-276. Oak Ridge National Laboratory, USA.
- [5] AMPX-II - Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron Gamma Ray Cross-Section Libraries from Data in ENDF Format. PSR-63. Oak Ridge National Laboratory, USA.
- [6] VITAMIN-C - 171 Neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross Section in AMPX and CCC Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics. DLC-41. Oak Ridge National Laboratory, USA.
- [7] Coelho, P.R.P. e Maiorino, J.R. "Espectrometria de Nêutrons Rápidos com Cintilador NE-213" Anais do II CGEN, Congresso Geral de Energia Nuclear, Vol 1, pág.221-230, Rio de Janeiro-RJ, Brasil, 1988.
- [8] Coelho, P.R.P., da Silva A.A. and Maiorino, J.R. "Neutron Energy Spectrum Measurements of Neutron Sources with NE-213 Spectrometer" Nucl. Inst. and Meth., A280, pp. 270-272, 1989.
- [9] Coelho, P.R.P. "Cálculo da Distribuição Energética e Angular de Nêutrons Produzidos na Reação D-T para uso em Medida de Parâmetros Nucleares", Anais do V ENFIR, Encontro Nacional de Física de Reatores e Termohidráulica, Vol 1, pág.382-390, Rio de Janeiro-RJ, Brasil, 1985.

SUMMARY

The tridimensional transport code MCNP (Monte Carlo Neutron Photon) /1/ was used to simulate a shielding experiment. The experiment consists of a ≈ 14 MeV neutron beam produced by a D-T reaction in a Van der Graff accelerator that passes through a lead, iron and polyethylene laminated shielding, and the emergent neutron energy distribution was measured. The MCNP calculations showed good agreement. The deviation between calculated and measured integrated spectrum from 4,1 to 17,3 MeV were around 2%.