

# MEDIDAS EXPERIMENTAIS DA TAXA DE ENERGIA ABSORVIDA NO ALUMÍNIO E COMPARAÇÃO COM CÁLCULOS UTILIZANDO FATORES DE DOSE E TRANSPORTE DE ELÉTRONS POR MEIO DO CÓDIGO MCNP.

Claudio A. Federico<sup>\*</sup>, Wilson J. Vieira<sup>\*</sup>, Leda S. Y. Rigolon<sup>\*</sup>, Odair L. Gonçalves<sup>\*\*\*</sup>, Luiz P. Geraldo<sup>\*\*\*</sup>, Renato Semmler<sup>\*\*\*\*</sup>

<sup>\*</sup>Instituto de Estudos Avançados/CTA  
São José dos Campos, SP - Caixa Postal 6044 – CEP 12231-970,

<sup>\*\*</sup>Faculdade SENAC de Ciências Exatas e Tecnologia  
Rua Galvão Bueno, 430, São Paulo, SP - CEP 01506-000

<sup>\*\*\*</sup>Instituto de Pesquisas Científicas/UNISANTOS  
Santos, SP - R. Piauí, 58 - CEP11065-420

<sup>\*\*\*\*</sup>Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/CNEN  
São Paulo, SP - Caixa Postal 11049 - CEP 05422-970

## RESUMO

Neste trabalho são apresentados os resultados de cálculos por Monte Carlo da taxa de deposição de energia no alumínio atravessado por um feixe colimado de radiação gama de alta energia quase-monocromática, produzida pela captura de nêutrons térmicos em um alvo de níquel. A dose absorvida em função da espessura de alumínio atravessada pelo feixe gama extraído do canal tangencial BH-12 do reator de pesquisa IEA-R1 (2 MW) do IPEN/CNEN-SP foi medida utilizando-se dosímetros termoluminescentes CaSO<sub>4</sub>:Dy. O cálculo da dose absorvida foi realizado com o programa MCNP (Monte Carlo N-Particle transport code versão 4b2) por dois métodos: (a) pelo fluxo simulado de fótons multiplicado por um fator de dose e, (b) pelo fluxo simulado de elétrons multiplicado pela perda linear de energia por colisão.

Os resultados do cálculo utilizando o transporte de elétrons mostram boa concordância com as medidas experimentais. Para camadas mais profundas (a partir de 10 mm de alumínio), tanto o cálculo utilizando o fluxo de partículas não carregadas multiplicado por fatores de dose, quanto o cálculo utilizando o transporte de elétrons, descrevem o mesmo comportamento decrescente, diferindo por um fator de normalização de 1,4, aproximadamente. Porém, para camadas mais próximas à superfície, os resultados do cálculo usando o fluxo de fótons superestimam aqueles do transporte de elétrons, bem como, as medidas experimentais..

## I. INTRODUÇÃO

Taxas de dose são geralmente estimadas por programas computacionais que solucionam a equação de transporte para o fluxo de nêutrons e de fótons. Estes fluxos são multiplicados por fatores de dose que são recomendados por normas técnicas, como por exemplo, a norma ANSI/ANS-6.1.1-1977[1]. Este procedimento fornece bons resultados para o projeto de blindagens em geral. A utilização de fatores de dose supõe que a taxa de dose absorvida possa ser aproximada pela taxa de Kerma que é uma grandeza associada à energia cinética transferida ao

meio pela partícula sem carga (nêutrons ou fótons). Portanto, é considerado que a energia da radiação fluorescente, da radiação de freamento e a energia de ionização do elétron emitido são depositadas no local da colisão. No entanto, em um maior detalhamento geométrico, estes efeitos tornam-se importantes para maiores energias de radiação gama (> 3 MeV) e menores espessuras (< 1 cm) do material atravessado pelo feixe, por exemplo, para o cálculo de danos de radiação em semicondutores.

Neste trabalho é avaliada a aproximação do equilíbrio eletrônico, que considera o meio onde a energia

está sendo depositada como um meio infinito. Isto faz com que a taxa de Kerma seja semelhante a taxa de energia depositada no local da interação[2]. Entretanto, para fótons de alta energia ( $> 3$  MeV) o KERMA difere da dose absorvida, devendo o problema ser analisado em termos do Equilíbrio Transiente de Partículas Carregadas (TCPE)[3].

Para os cálculos teóricos foi utilizado o programa MCNP[4] com detectores de fótons para cálculo dos fluxos a serem multiplicados por fatores de dose e detectores de elétrons para o cálculo da energia depositada localmente. Os resultados experimentais foram obtidos no reator IEA-R1 do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN/CNEN-SP[5].

A Seção II descreve o procedimento experimental detalhando a geometria, os materiais e o tipo de detector utilizado. A Seção III descreve os cálculos teóricos com as aproximações realizadas. A discussão dos resultados é feita na Seção IV, onde é ressaltada a importância da consideração do transporte de elétrons em camadas próximas à superfície do material atravessado pelo feixe de radiação gama.

## II. ARRANJO EXPERIMENTAL

O arranjo experimental montado junto ao canal tangencial BH-12 do reator de pesquisa IEA-R1 (2MW) do IPEN/CNEN-SP, permite a irradiação de amostras com feixes colimados de radiação gama de alta energia (até 10,83 MeV) e alta resolução em energia (3 a 21 eV), produzidos pela captura de nêutrons térmicos em 30 materiais alvo posicionados no interior desse canal e junto ao núcleo do reator[5]. A radiação de captura é direcionada para o local de irradiação das amostras por meio de um conjunto de

colimadores cônicos de chumbo de 2m de comprimento e diâmetro interno de 3cm, existente no interior do canal tangencial (figura 1). As amostras são irradiadas no interior de um sistema detector de nêutrons do tipo "Long Counter", de geometria  $4\pi$ , na distância de 520,5 cm do alvo de captura e após filtros de nêutrons (58,2 cm de polietileno e 8,4 cm de parafina borada). A irradiação é feita no interior do "Long Counter" a fim de minimizar a influência de nêutrons espalhados em outros arranjos experimentais montados junto ao reator. O fluxo de radiação gama é medido por meio de um detector de estado sólido do tipo GeLi (EG&G Ortec, 25cm<sup>3</sup>, 5%), previamente calibrado com radiação gama de captura produzida por uma amostra padrão de nitrogênio (Melamina).

Neste experimento foi utilizado como alvo de captura o Níquel, cuja linha principal é de 8998,80 keV (tabela 1). A amostra é constituída de um conjunto de 30 discos de alumínio de 1 mm de espessura, onde foram intercalados 12 dosímetros termoluminescentes, de tal forma que cada dosímetro fique atrás de diferentes espessuras de alumínio dadas na tabela 2 e decentralizados de modo a evitar perturbações no feixe devidas a presença dos demais dosímetros (figura 2). Foram utilizados dosímetros termoluminescentes de CaSO<sub>4</sub>, dopados com disprózio, em matriz de teflon, produzidos pelo IPEN[6], com diâmetro de 6 mm e espessura de 0,8 mm. Para a determinação da dose absorvida foi utilizada a área obtida num ajuste gaussiano ao pico de 560 K da curva de emissão termoluminescente.

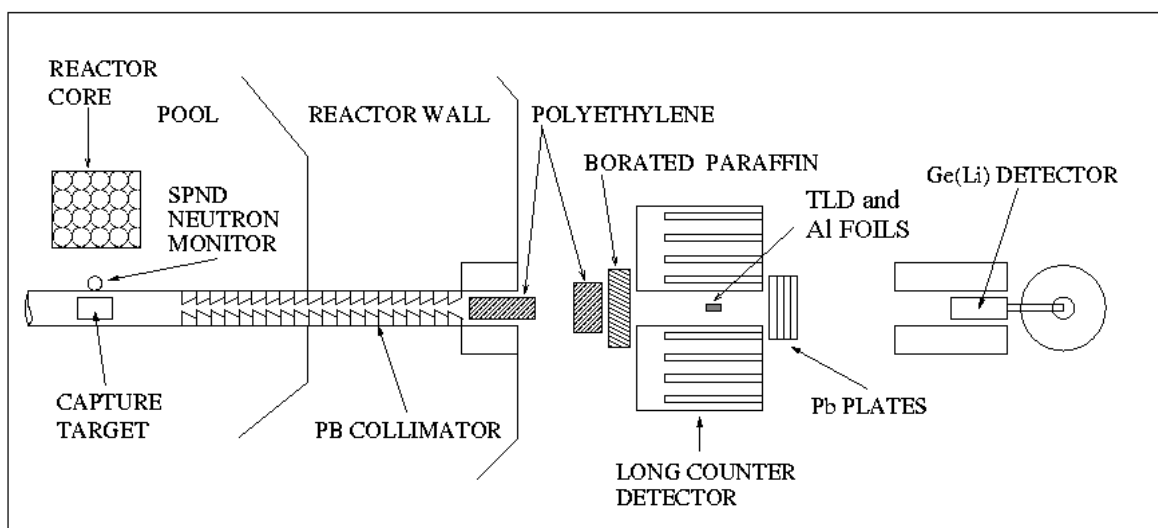


Figura 1. Diagrama do arranjo experimental.

Figura 2. Suporte de alumínio para irradiação dos dosímetros.

### III. CÁLCULOS DE DOSE

O programa MCNP tem se tornado uma ferramenta de grande importância nas diversas áreas onde o campo de radiação necessita de grande detalhamento geométrico e material. A capacidade de transporte de elétrons aumentou ainda mais esta importância.

O problema foi modelado por um cilindro de alumínio com cinco centímetros de diâmetro e densidade de  $2.7 \text{ g/cm}^3$ , imerso em um ambiente de ar, que corresponde ao conjunto visto na Figura 2. Foi simulada como fonte de radiação gama, um feixe paralelo de três centímetros de diâmetro, constituído de um conjunto de raios gama monoenergéticos, com energias e intensidades correspondentes às principais linhas do espectro de radiação gama de captura de nêutrons térmicos no Níquel (tabela 1). O feixe incide perpendicularmente no centro da base do cilindro de alumínio.

Os resultados foram obtidos utilizando detectores de superfície circulares centrados no eixo do cilindro de alumínio, nas mesmas posições longitudinais dos dosímetros termoluminescentes. A área dos detectores foi escolhida em  $5\text{cm}^2$  para aumentar a estatística da amostragem Monte Carlo, pois o feixe de gamas de captura é homogêneo num raio de 1,5cm. Em cada superfície foram calculadas as taxas de dose, para um fluxo unitário de fótons, de duas formas: (a) pelo fluxo simulado de fótons multiplicado por um fator de dose[1] e, (b) pelo fluxo simulado de elétrons multiplicado pela perda linear de energia por colisão[4].

Tabela 1. Linhas do espectro de radiação gama de captura de nêutrons térmicos no alvo de Níquel, utilizadas para a simulação Monte Carlo.

Energia (keV)	Intensidade (%)
283.1	3.34
339.5	2.78
465.1	12.98
846.9	1.06
877.9	3.86
1189	1.05
1301.6	1.38
1950.3	1.35
2554.1	1.3
2842	1.13
4858.6	1.06
5312.3	1.01
5816.8	2.12
6105	1.648
6583.6	1.845
6837	9.99
7537	5.53
7696.8	0.933
7818.9	9.46
8120.5	3.198
8533.4	17.63
8998.8	36.97

Tabela 2. Comparação dos resultados experimentais e calculados para um fluxo unitário de fótons (1 fóton/cm<sup>2</sup>.s).

Detector	Posição (cm)	Fótons ANSI/ANS[1] cSv/hr	Elétrons cGy/hr	Experimental (normalizado)
1	0,04	$(9,2601 \pm 0,0016) \times 10^{-9}$	$(8,430 \pm 0,099) \times 10^{-8}$	$(2,1200 \pm 0,0091) \times 10^{-7}$
2	0,14	$(9,2386 \pm 0,0016) \times 10^{-7}$	$(2,88 \pm 0,10) \times 10^{-7}$	$(3,670 \pm 0,010) \times 10^{-7}$
3	0,24	$(9,2074 \pm 0,0016) \times 10^{-7}$	$(4,309 \pm 0,082) \times 10^{-7}$	$(5,630 \pm 0,031) \times 10^{-7}$
4	0,34	$(9,1752 \pm 0,0016) \times 10^{-7}$	$(5,322 \pm 0,047) \times 10^{-7}$	$(6,990 \pm 0,018) \times 10^{-7}$
5	0,54	$(9,1087 \pm 0,0016) \times 10^{-7}$	$(8,539 \pm 0,096) \times 10^{-7}$	$(9,120 \pm 0,025) \times 10^{-7}$
6	0,74	$(9,0343 \pm 0,0016) \times 10^{-7}$	$(9,785 \pm 0,041) \times 10^{-7}$	$(1,050 \pm 0,083) \times 10^{-7}$
7	0,94	$(8,9555 \pm 0,0016) \times 10^{-7}$	$(1,086 \pm 0,042) \times 10^{-6}$	$(1,150 \pm 0,044) \times 10^{-6}$
8	1,14	$(8,8685 \pm 0,0016) \times 10^{-7}$	$(1,172 \pm 0,037) \times 10^{-6}$	$(1,307 \pm 0,053) \times 10^{-6}$
9	1,54	$(8,7019 \pm 0,0016) \times 10^{-7}$	$(1,307 \pm 0,061) \times 10^{-6}$	$(1,20 \pm 0,14) \times 10^{-6}$
10	2,04	$(8,4800 \pm 0,0017) \times 10^{-7}$	$(1,238 \pm 0,042) \times 10^{-6}$	$(1,250 \pm 0,097) \times 10^{-6}$
11	2,54	$(8,2496 \pm 0,0018) \times 10^{-7}$	$(1,236 \pm 0,047) \times 10^{-6}$	$(1,220 \pm 0,082) \times 10^{-6}$
12	3,04	$(8,0245 \pm 0,0018) \times 10^{-7}$	$(1,18 \pm 0,10) \times 10^{-6}$	$(1,050 \pm 0,085) \times 10^{-6}$

#### IV. RESULTADOS

Os resultados experimentais foram normalizados igualando-se o valor máximo obtido considerando o transporte de elétrons (detector 9) com o valor máximo obtido experimentalmente (detector 8). Este procedimento foi necessário, pois a relação entre a dose absorvida no alumínio e a resposta TL do dosímetro de CaSO<sub>4</sub>:Dy ainda não está completamente estabelecida. Esta normalização não afeta a comparação entre os valores experimentais e os simulados da taxa de deposição de energia em função da espessura do material atravessado pelo feixe de radiação gama. Os resultados experimentais e da simulação por Monte Carlo são apresentados na tabela 2 e na figura 3.

As taxas de dose calculadas a partir do fluxo de fótons, com exceção do detector 1, são decrescentes ao longo do eixo longitudinal do cilindro, porque são proporcionais ao fluxo local de fótons, o qual têm seu valor diminuído de acordo com a profundidade em que se localiza o detector no cilindro de alumínio. Os resultados

mostram que nas camadas próximas à superfície onde o feixe incide, as taxas de dose calculadas por meio do fluxo de fótons são maiores que as taxas calculadas por meio do fluxo de elétrons. Uma explicação para isto é que a energia transferida pelos fótons não é depositada localmente por causa da fuga de elétrons pela superfície e para camadas mais internas do material. Para as camadas mais interiores foi identificada uma região de dose máxima, que pode ser explicada pelo maior fluxo de elétrons na região, o qual pode ser explicado pela migração de elétrons das camadas superficiais e periféricas, ocasionando uma região de concentração máxima de fluxo de elétrons. Porém, para as camadas mais profundas as doses devido a fótons continuaram menores que as doses devido a elétrons, embora apresentando o mesmo decréscimo em função da espessura. Esta discrepância poderá ser melhor explorada considerando-se possíveis efeitos de Equilíbrio Transiente de Partículas Carregadas (TCPE)[3], que tornam-se importantes para fótons de alta energia, como os empregados neste trabalho.

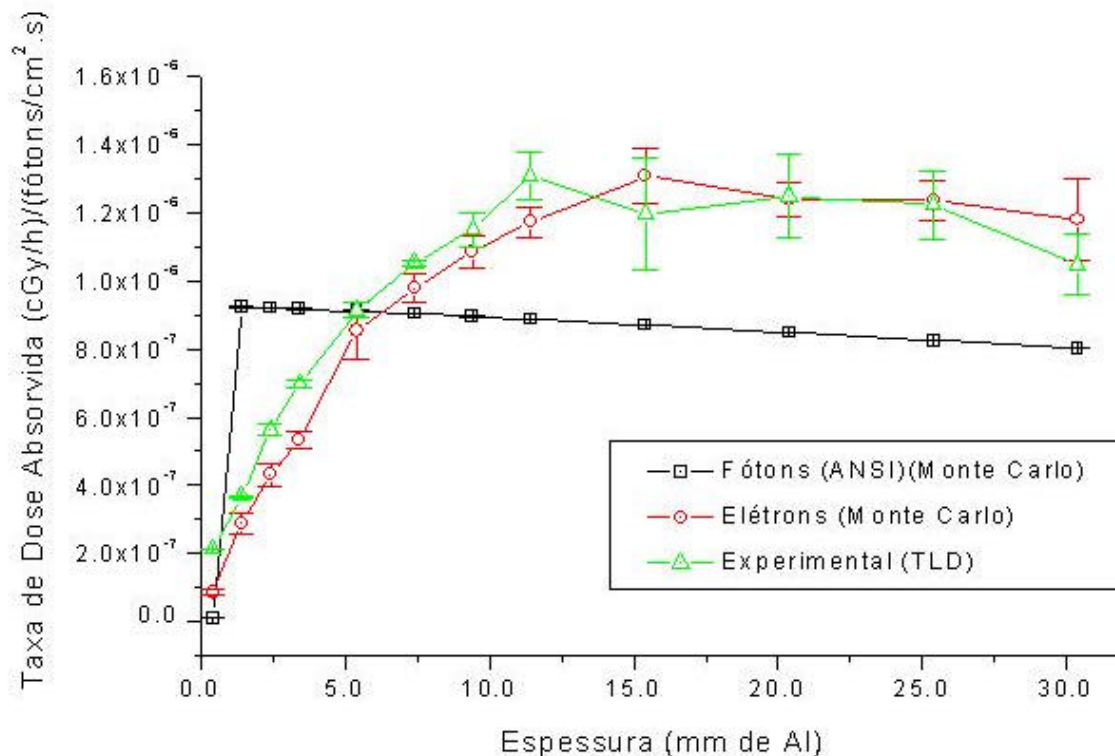


Figura 2. Gráfico comparativo entre as simulações computacionais e os resultados experimentais.

## V. CONCLUSÕES

Foi verificado a importância da consideração do transporte de elétrons para cálculos de energia depositada pela radiação em regiões próximas à superfície de materiais atravessados por um feixe gama de alta energia. Isto pode ser explicado porque a aproximação do equilíbrio eletrônico, usada nos cálculos comuns de dose absorvida, a partir do fluxo de fótons, pode não ser válida na superfície e na interface de materiais de características muito diferentes. Esta aproximação também não é apropriada nos casos em que as espessuras utilizadas são pequenas em comparação com o caminho médio dos elétrons secundários no material.

Os resultados experimentais e o cálculo teórico considerando o transporte de elétrons exibiram uma excelente concordância evidenciando a necessidade deste tipo de cálculo nas áreas de microdosimetria e semicondutores onde é necessário um fino detalhamento da dose absorvida em função da espessura atravessada pela radiação.

Cabe entretanto ressaltar que os cálculos envolvendo o transporte de elétrons requerem muito mais tempo de processamento do que os cálculos envolvendo somente o fluxo de fótons

## REFERÊNCIAS

- [1] **Neutron and Gamma-Ray Flux-to-Dose-Rate Factors**, ANSI/ANS-6.1.1-1977(N666), American National Standards Institute, New York, 1977.
- [2] CHILTON, A. B.; SHULTIS, J. K.; FAW, R. E. **Principles of Radiation Shielding**. Englewood Cliffs, New Jersey, Prentice-Hall, Inc., 1984.
- [3] ATTIX, F. H. – **Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry – (cap. 4)**. John Willey & Sons, 1986
- [4] BRIESMEISTER, J. F. Ed. **MCNP — A general Monte Carlo n-particle transport code. Version 4b2**. Los Alamos National Laboratory, 1997. (LA-12625-M)
- [5] SEMMLER, R. ; GERALDO, L. P. - **A new experimental apparatus for production and utilization of capture gamma rays**, Nuclear Instruments and Methods in Phys. Res., A 336 , p. 171-175, 1993
- [6] Campos, L. L. ; Lima, M. F. - **Dosimetric Properties of CaSO<sub>4</sub>:Dy Teflon Pellets produced at IPEN**, Radiation Protection Dosimetry, Vol 14, nº 4 pp 333-335, 1986.

## ABSTRACT

In this paper are presented the results of a Monte Carlo calculation for the energy deposition rate in Aluminum plates, when a collimated beam of gamma-rays produced by thermal neutrons capture in Nickel target passes through them. The absorbed dose rate as a function of the Aluminum thickness crossed by the gamma beam has been measured by using  $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$  thermoluminescent dosimeters. The capture gamma ray beam was extracted from a tangential beam tube of the IPEN's IEA-R1 2MW research reactor. The absorbed dose calculation was performed employing the Monte Carlo N-particle transport code (MCNP) and two methods of calculation: (a) The simulated gamma ray flux multiplied by a dose conversion factor, and (b) The simulated electron flux multiplied by the collision linear energy loss.

The calculation results obtained by the electron transport have shown a good agreement with the experimental measurements. For deeper layers (more than 10 mm Aluminum thickness), the calculation using the gamma ray flux multiplied by dose conversion factors, as well the calculation employing the electron transport, exhibit the same decreasing trend observed in experimental data, differing by a normalization factor of approximately 1.4. However, for layers nearer the material surface, the calculation using photon flux produces an overestimation of that using the electron transport as well as of the experimental results.