



## DESENVOLVIMENTO DE UM SISTEMA NEUTRONGRÁFICO TRANSPORTÁVEL PARA APLICAÇÃO EM ENSAIOS NÃO-DESTRUTIVOS

Ademir X. da Silva  
PEN/COPPE/UFRJ  
Caixa Postal 68 509  
21945-970, Rio de Janeiro, Brasil  
Verginia R. Crispim  
[PEN/COPPE - DNC/EE]CT/UFRJ  
Caixa Postal 68 509  
21945-970, Rio de Janeiro, Brasil

**Resumo.** *O presente trabalho visa o desenvolvimento de um Sistema Neutronográfico Transportável utilizando o radioisótopo  $^{252}\text{Cf}$  e apresenta estudos relativos a alguns materiais quanto a eficiência de moderação térmica, a colimação e a blindagem. Para o modelamento é usado o código MCNP-3b. Na otimização, três objetivos principais foram considerados: maximização e uniformização do fluxo de nêutrons térmicos no plano de imagem, resolução da imagem neutronográfica e uma blindagem biológica adequada às normas de proteção radiológica. Dentre os moderadores estudados, o polietileno de alta densidade teve o melhor desempenho apresentando um fator de termalização de  $56 \text{ cm}^2$ . Com a configuração geométrica adotada para o colimador, estimou-se um fluxo de nêutrons térmicos no plano de imagem de até  $6 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ , normalizado pela taxa de emissão da fonte, para uma razão de colimação de 7,5.*

**Palavras-chave:** *Neutronografia, Moderação, Colimação, Blindagem, Califórnio-252.*

### 1. INTRODUÇÃO

A técnica radiográfica com nêutrons ou Neutronografia é uma importante ferramenta na realização de Ensaio Não-Destrutivos - END, que vem sendo largamente empregada em inspeções industriais, biomédicas, metalúrgicas, nucleares e de explosivos (Fischer *et al*, 1997). Assim, o estudo de Sistemas Neutronográficos Transportáveis usando baixo fluxo de nêutrons é de fundamental importância, principalmente devido a evolução da técnica neutronográfica que visa o imageamento em tempo real. Os reatores nucleares fornecem alto fluxo de nêutrons e podem ser utilizados para tal, no entanto, a alta tecnologia empregada, o custo e a impossibilidade de transporte da instalação são fatores limitantes da aplicação da técnica neutronográfica em tempo real. Alternativamente, usam-se pequenos aceleradores e

radioisótopos, especialmente o  $^{252}\text{Cf}$ , como fontes de nêutrons para se obter imagens neutronográficas por filmes radiográficos (Barton, 1997) e/ou eletrônicas de alta sensibilidade, em cerca de uma hora de exposição (Stokes *et al.*, 1994 e Mochiki *et al.* 1996). Visando alargar o campo de aplicação da técnica neutronográfica, é necessário projetar e construir sistemas transportáveis para inspeções *in loco*, de fácil operação, manutenção e devidamente blindados, atendendo às normas vigentes de radioproteção. Assim, o tamanho físico, o peso, a blindagem e as condições de operação do sistema devem ser otimizados.

O objetivo deste trabalho foi otimizar os parâmetros neutronográficos, tais como, a espessura do moderador, a colimação, a blindagem radiológica, para a implementação de um sistema neutronográfico transportável no sentido de se maximizar e uniformizar o fluxo de nêutrons térmicos no plano de imagem. O  $^{252}\text{Cf}$  foi a fonte de nêutrons escolhida dentre as radioisotópicas disponíveis comercialmente, por apresentar uma alta atividade específica ( $2,3 \times 10^{12}$  n/s.g) e baixa emissão de radiação gama. Para o modelamento do sistema proposto foi usado o código Monte Carlo de transporte de partículas, MCNP.3b (Briesmeister, 1986)

## 1.1 MODERAÇÃO

O material moderador deve possuir alto valor do decréscimo do logaritmo da energia por colisão,  $\xi$  (DUDERSTADT e HAMILTON, 1976), dado por :

$$\xi = 1 - \frac{(A - 1)^2}{2A} \ln\left(\frac{A + 1}{A - 1}\right) \quad (1)$$

onde A é o número de massa do material moderador; alta seção de choque macroscópica para espalhamento, ( $\Sigma_s$ ), mas a seção de choque macroscópica de absorção, ( $\Sigma_a$ ), deve ser pequena, caso contrário muitos nêutrons são perdidos por absorção. Nenhum material possui todas essas propriedades, no entanto, podemos reunir esses parâmetros e definir a taxa de moderação,  $R_m$ , à expressão por:

$$R_m = \xi \frac{\Sigma_s}{\Sigma_a} \quad (2)$$

A taxa de moderação é uma medida relativa sobre a capacidade de um moderador espalhar nêutrons sem absorvê-los em grande quantidade. Ela deve ser a maior possível para que uma boa moderação ocorra.

**Fator de Termalização.** Quando se deseja utilizar radioisótopos como fonte para neutronografias térmicas, a finalidade do material moderador que envolve a fonte é de fornecer o maior fluxo de nêutrons térmicos numa região de onde o feixe deverá ser extraído pelo colimador. Assim, um parâmetro muito importante nesse caso é o *fator de termalização* e é definido como (HAWKESWORTH, 1977):

$$\text{FT (cm}^2\text{)} = \frac{\text{emissão de nêutrons rápidos pela fonte em } 4\pi \text{ (n/s)}}{\text{pico do fluxo de nêutrons térmico (n/cm}^2\text{.s)}} \quad (3)$$

Em primeira análise, foram realizados cálculos para avaliar a eficiência de moderação térmica de materiais selecionados. A configuração geométrica escolhida para as simulações foi um sistema esférico com raio de 30 cm. A fonte de  $^{252}\text{Cf}$ , contida em uma esfera de  $1 \text{ cm}^3$  de alumínio, foi posicionada no centro do sistema esférico simulado.

## 1.2. COLIMAÇÃO

A colimação representa um dos pontos mais importantes num sistema neutronográfico, pois o colimador é um dos principais responsáveis pela intensidade de nêutrons térmicos no plano de imagem e pela resolução geométrica de uma neutronografia. Esse dispositivo têm como finalidade a retirada de um feixe de nêutrons térmicos do interior do volume moderador e direcioná-lo ao objeto a ser radiografado. Um esquema simplificado de um colimador divergente é mostrado na Fig. 1, onde L é comprimento do colimador, D, a largura da abertura do colimador junto a fonte e  $\theta$  é o ângulo de divergência ou divergência angular do feixe, dado por:

$$\theta = \arctan\left(\frac{D_o}{2L}\right) \quad (4)$$

onde  $D_o$  é o diâmetro na abertura do colimador junto ao plano de imagem. A base do colimador (diâmetro menor) deve ser posicionada na região onde se dá o pico do fluxo de nêutrons térmicos. Internamente, as paredes laterais devem ser revestidas por material que reduza a um nível mínimo aceitável a contribuição de nêutrons que penetram pelas paredes laterais do colimador ou que são espalhados no interior do mesmo para o plano de imagem.

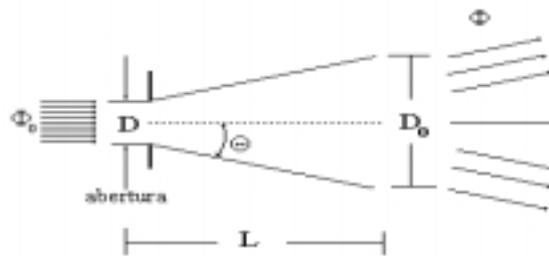


Figura 1- Colimador divergente

**Razão de colimação (L/D).** O método mais comum de colimação, quando se utiliza fontes radioisotópicas ou aceleradores como fontes de nêutrons térmicos, consiste na retirada de um feixe divergente do interior do volume moderador. O colimador pode ter lados paralelos, mas a vantagem de possuir uma forma cônica é que uma mínima quantidade de material moderador é deslocada do ponto onde se dá o pico do fluxo de nêutrons térmicos (próximo a fonte) e ainda permite aumentar a área de inspeção radiográfica. No entanto, do ponto de vista geométrico, seja qual for a forma do colimador, a razão de colimação L/D é o parâmetro que melhor descreve as características do colimador. O fluxo de nêutrons emergente,  $\Phi$  (no plano da imagem), pode ser estimado por uma relação como segue:

$$\Phi = \frac{\Phi_0 A}{4\pi L^2} \quad (5)$$

onde:  $\Phi_0$  é o fluxo de nêutrons na base do colimador; A a área da base ou da abertura do colimador junto à fonte; L a distância entre a base do colimador e o plano de imagem. Se um colimador circular for considerado, a expressão anterior pode ser escrita como:

$$\Phi = \Phi_0 \frac{\pi D^2 / 4}{4\pi L^2} \Rightarrow \Phi = \frac{\Phi_0}{16} \left(\frac{D}{L}\right)^2 \Rightarrow \frac{\Phi_0}{\Phi} = 16 \left(\frac{L}{D}\right)^2 \quad (6)$$

A expressão (6) demonstra uma perda de nêutrons relevante devido ao processo de colimação, pois a intensidade do feixe decresce à medida que  $L$  cresce. Otimizar a razão  $L/D$  para minimizar o tempo de exposição se faz necessário. Por outro lado, o efeito de penumbra sobre a resolução da imagem, usualmente conhecido como indefinição geométrica (*geometric unsharpness*) também está relacionada com a razão de colimação  $L/D$ , como pode ser visto na Fig. 2. Quando o objeto é posicionado bem próximo ao sistema detector,  $L_f \ll L_s$  e  $L_s \approx L$ , o tamanho dessa região de penumbra,  $U_g$ , é dada pela seguinte relação:

$$U_g \cong \frac{D}{L} L_f \quad (7)$$

A equação (7) mostra que a indefinição geométrica cresce linearmente à medida que a razão  $L/D$  decresce. Assim, para cada aplicação, deve ser feito um balanço entre o tempo de exposição e a resolução da imagem radiográfica desejada. No caso de reatores nucleares, de onde se pode extrair uma intensidade relativamente alta de nêutrons térmicos ( $10^6 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$  ou maior), é possível utilizar-se colimadores com alta razão de colimação  $L/D$ , da ordem de 100 ou mais e obter-se radiografias de boa qualidade, em baixas taxas de exposição. As fontes radioisotópicas fornecem baixa intensidade neutrônica, implicando em grandes tempos de exposição. Sistemas neutrongráficos dotados com essas fontes são projetados com razões de colimação  $L/D$  que variam de 10 a 50.

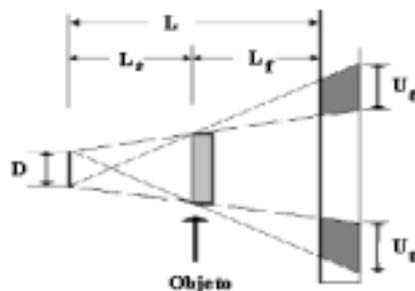


Figura 2 - Efeito penumbra devido a divergencia do feixe

Aliando-se à isotropia e à geometria puntiforme da fonte de  $^{252}\text{Cf}$ , a necessidade de se ampliar a área de inspeção radiográfica do objeto, um colimador do tipo divergente foi considerado neste trabalho. Procedeu-se à otimização do colimador, levando-se em consideração a indefinição geométrica e a possibilidade de se atingir a máxima intensidade de nêutrons térmicos, no plano da imagem. Na Fig. 3, é apresentada a configuração geométrica do sistema irradiador de nêutrons térmicos proposto. O sistema é composto de uma fonte de  $^{252}\text{Cf}$  envolvida por um cubo moderador de polietileno de alta densidade de 60cm de espessura e um colimador divergente cônico com as paredes revestidas internamente com uma camada de cádmio de 0,5 mm de espessura, garantindo que somente os nêutrons provenientes do feixe primário cheguem efetivamente ao plano de imagem. A base do colimador foi posicionada tangencialmente a 1,5 cm da fonte, região onde se obtém o maior fluxo de

nêutrons térmicos. Três colimadores divergentes cônicos de diferentes dimensões foram simulados para se determinar a eficiência do sistema irradiador.

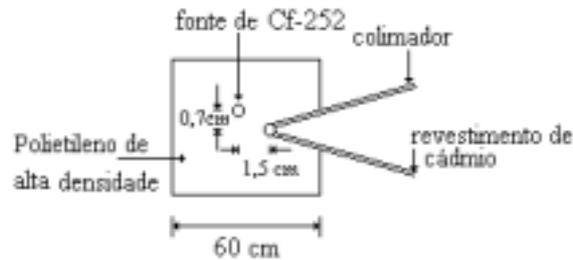


Figura 3 - Configuração geométrica do sistema irradiador

### 1.3. BLINDAGEM

Dentre os diversos materiais que podem ser utilizados para blindar o sistema neutronográfico proposto, estudamos três: o polietileno borado (Gujrathi e D'auria, 1972), o polietileno borado com chumbo (Gujrathi e D'auria, 1972) e o krafton série HB (Hattoki *et al.*, 1996). Esses três foram selecionados, pois, além de servirem como blindagem e necessitar de uma menor espessura de material para blindar o sistema irradiador que os demais encontrados na literatura, também podem ser utilizados como estruturas externas, apresentam baixo custo, sendo ainda resistentes ao calor. A configuração geométrica inicialmente escolhida no estudo da eficiência de blindagem com os materiais citados está mostrada na Fig. 4. No modelamento da blindagem do sistema irradiador, o raio da esfera moderadora de polietileno de alta densidade, com a fonte fixa no centro, foi mantido fixo em 30 cm, e o raio externo da blindagem variado, visando obter as estimativas das taxas de doses equivalentes na superfície externa da blindagem, considerando a taxa de emissão da fonte de califórnio-252 de 1 nêutron/segundo.

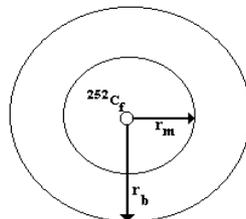


Figura 4 - Configuração geométrica simulada:  $r_m$  raio da esfera moderadora de polietileno de alta densidade (30cm) e,  $r_b$ , raio da esfera blindadora.

## 2. RESULTADOS

Os efeitos da moderação dos nêutrons provindos da fonte de  $^{252}\text{Cf}$  nos materiais moderadores selecionados são apresentados na Fig. 5. O fluxo de nêutrons térmicos na parafina ( $\text{C}_{25}\text{H}_{52}$ ), no polietileno de alta densidade ( $\text{C}_2\text{H}_4$ ) e na água leve ( $\text{H}_2\text{O}$ ) comportam-se de forma similar, pois possuem praticamente o mesmo número de átomos de hidrogênio por unidade de volume. Para esses materiais, o fluxo de nêutrons térmicos decresce rapidamente à medida que o raio da esfera moderadora aumenta. Para os moderadores que possuem uma taxa de moderação maior, a saber: o berílio (Be), o óxido de berílio (BeO), a água pesada ( $\text{D}_2\text{O}$ ) e o grafite (C), para raios maiores observa-se decaimentos mais suaves pois absorção de nêutrons térmicos é menor. Os valores do fluxo de nêutrons térmicos, em função do raio da esfera moderadora, para o berílio e óxido de berílio são maiores do que para a água pesada e grafite, por ele possuir uma maior secção de choque macroscópica de espalhamento.

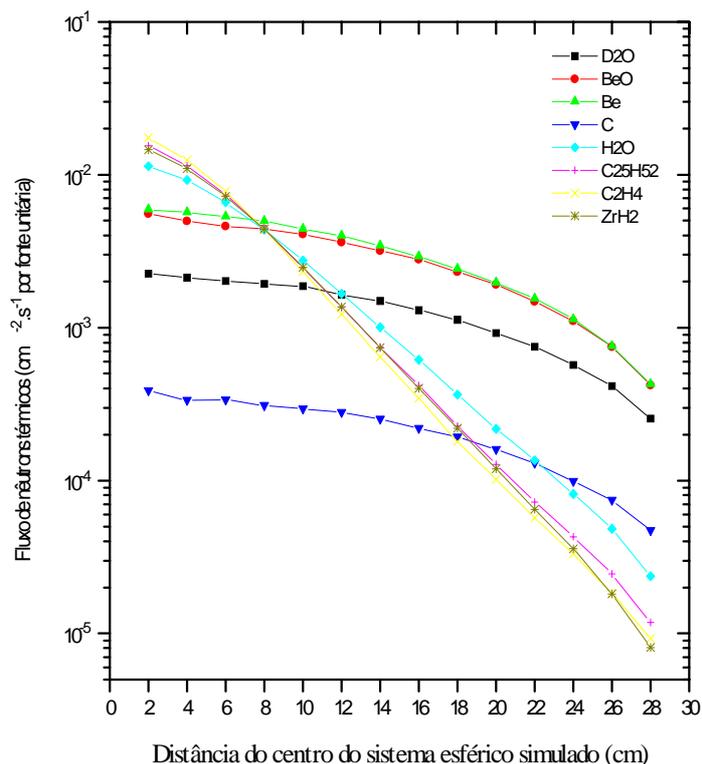


Figura 5 - Fluxo de nêutrons térmicos (<0,4 eV) em função do raio da esfera moderadora

Na Tabela 1, mostramos, para fins de comparação, os valores do Fator de Termalização - FT, dos materiais moderadores estudados, a posição na qual ocorre o maior pico do fluxo de nêutrons térmicos na esfera moderadora junto com o seu respectivo valor, o fluxo epitérmico e o rápido, para uma fonte de  $^{252}\text{Cf}$ . As estimativas estão normalizadas por partículas da fonte.

Tabela 1 - Eficiência de moderação térmica dos materiais moderadores estudados.

Material	Composição	FT [cm <sup>2</sup> ]	Posição [cm]	Fluxo Térmico	Fluxo Epitérmico	Fluxo Rápido
Água Leve	H <sub>2</sub> O	88	1,25	1,14E-02	2,29E-02	4,07E-02
Água Pesada	D <sub>2</sub> O	425	1,75	2,35E-03	9,02E-03	3,40E-02
Berílio	Be	170	2,0	5,90E-03	1,10E-02	3,45E-02
Grafite	C	2570	2,0	3,90E-04	3,10E-03	3,00E-02
Óxido de Berílio	BeO	180	2,0	5,57E-03	1,18E-02	3,77E-02
Parafina	C <sub>25</sub> H <sub>52</sub>	63	1,5	1,59E-02	9,17E-03	3,85E-02
Polietileno de Alta Densidade	C <sub>2</sub> H <sub>4</sub>	56	1,5	1,77E-02	1,02E-02	3,80E-02
Hidreto de Zircônio	ZrH <sub>2</sub>	63	1,5	1,58E-02	1,14E-02	4,14E-02

Na otimização do colimador, os parâmetros L, D e o diâmetro na abertura do colimador junto ao plano da imagem,  $D_o$ , foram variados a fim de se verificar para que valores obtem-se o maior fluxo térmico no plano de imagem, considerando  $L_f = 1$  cm. Os melhores resultados obtidos estão expostos na Tabela 2, bem como a indefinição geométrica da imagem, ( $U_g$ ), o ângulo de divergência do feixe, ( $\theta$ ), e a razão de colimação, L/D.

Tabela 2 - Fluxos térmicos no plano de imagem ( $\phi_{th}$ ), indefinição geométrica ( $U_g$ ) e ângulo de divergência do feixe ( $\theta$ ) para diversas razões L/D.

D (cm)	L (cm)	$D_o$ (cm)	$\phi_{Th}^*$ (n.cm <sup>-2</sup> .s <sup>-1</sup> )	$U_g$ (mm)	$\theta$	L/D
1	30	16	8,4E-07	0,33	15°	30
2	30	16	2,0E-06	0,67	15°	15
3	30	16	3,9E-06	1,00	15°	10
4	30	16	6,0E-06	1,30	15°	7,5
1	50	20	3,2E-07	0,20	11°	50
2	50	20	8,6E-07	0,40	11°	25
3	50	20	1,4E-06	0,60	11°	17
4	50	20	2,1E-06	0,80	11°	12,5
8	50	20	5,3E-06	1,60	11°	6,25
2	80	20	3,1E-07	0,25	7°	40
3	80	20	6,0E-07	0,37	7°	27
4	80	20	8,8E-07	0,50	7°	20
8	80	20	2,1E-06	1,00	7°	10

\* As estimativas para os fluxos neutrônicos estão normalizados por partículas da fonte.

Os resultados dos cálculos de taxas doses equivalentes estimadas, em função da espessura dos materiais de blindagem estudados, estão mostrados na Fig. 6. Se considerarmos a taxa de emissão da fonte de  $1,17 \times 10^{11}$  n/s ( 50 mg de <sup>252</sup>Cf ), a espessura de blindagem de krafton-HB estimada deverá ser no mínimo de 65 cm, para que a taxa de dose equivalente, relativa aos nêutrons, na superfície da blindagem, não ultrapasse o limite recomendado pela ICRP (International Commission on Radiological Protection, 1977) e adotada pela CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1988) que é de 25  $\mu$ Sv/h para trabalhadores. Para o polietileno borado puro e com chumbo, as espessuras necessárias são de 70 e 75 cm, respectivamente.

A Figura 7 mostra os resultados das estimativas das taxas doses equivalentes devido aos gamas gerados na interação dos nêutrons com o moderador e a blindagem do irradiador. Para esse caso, são necessários somente 50 cm de espessura de blindagem de polietileno borado com chumbo, para que a dose equivalente devido aos gamas secundários tenha um valor abaixo do recomendado. Para as blindagens de polietileno borado e de krafton-HB são necessárias espessuras acima de 110 cm.

Na Figura 8, estão apresentadas as taxas de doses devido aos gamas primários gerados pela fonte de califórnio-252. Para 50 mg de califórnio, correspondendo a uma taxa de emissão

de  $6,44 \times 10^{11}$  gamas/s (Mannhart, 1987), serão suficientes 40 cm de polietileno borado com chumbo para que a taxa de dose na superfície externa da blindagem não ultrapasse o limite recomendado. Já para as blindagens de polietileno borado e de krafton-HB serão necessárias espessuras maiores que 160 cm.

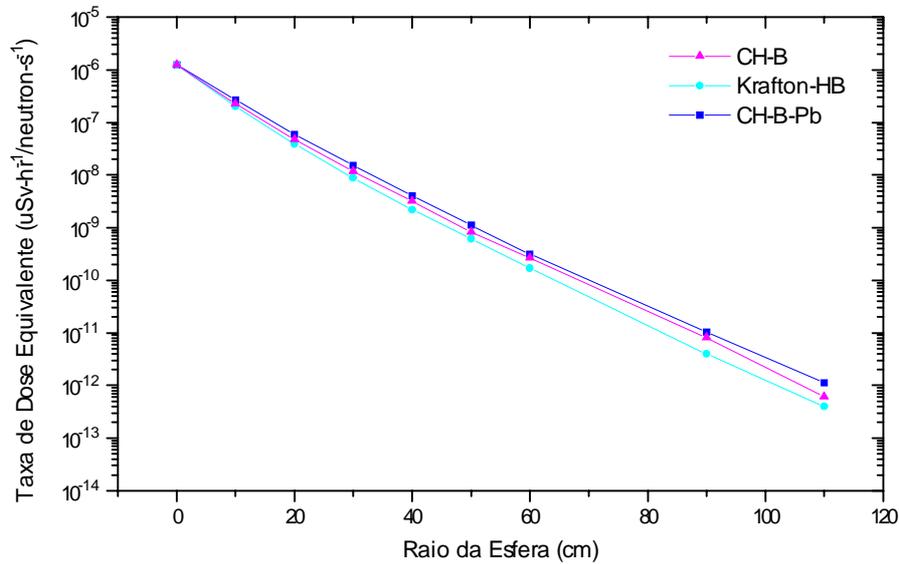


Figura 6 - Taxa de dose equivalente devido aos nêutrons em função do raio da esfera blindadora. Essas estimativas estão normalizadas por partículas da fonte.

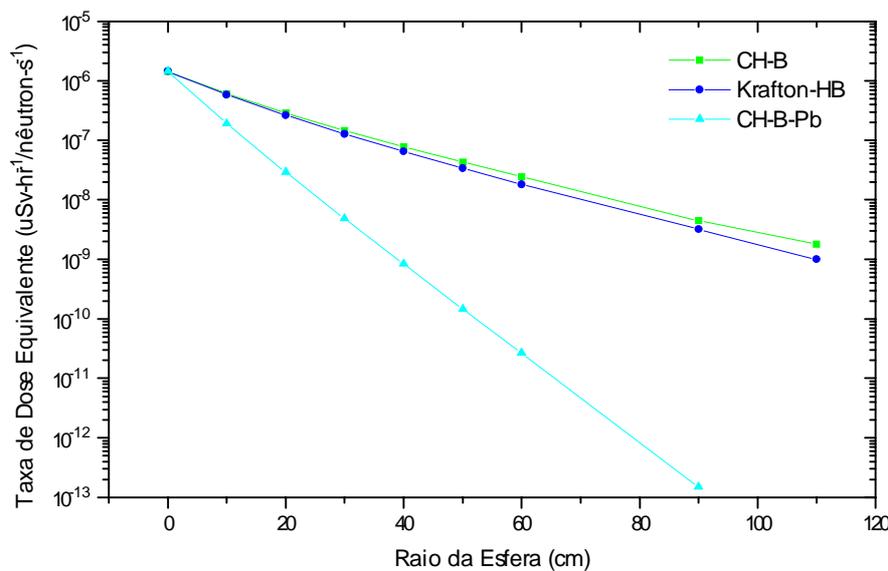


Figura 7 - Taxa de dose equivalente devido aos raios gama secundários em função do raio da esfera blindadora. Essas estimativas estão normalizadas por partículas da fonte.

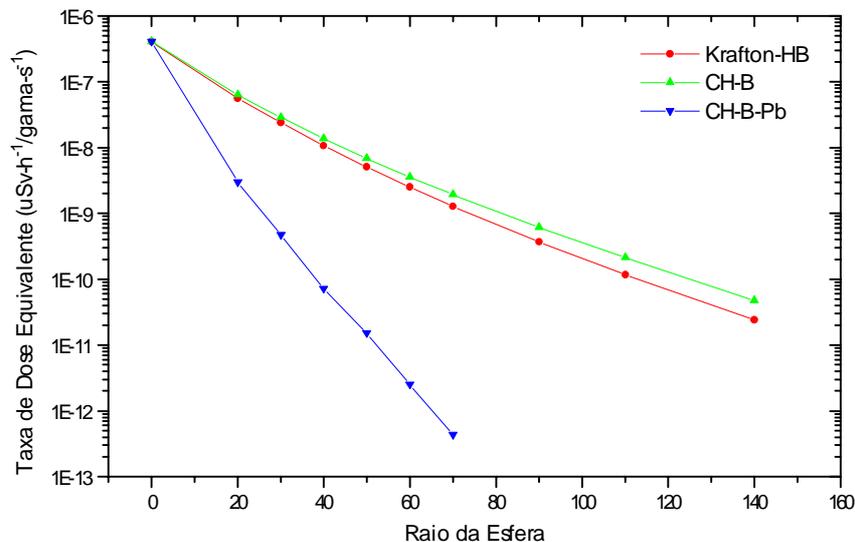


Figura 8 - Taxa de dose equivalente devido aos raios gama primários em função do raio da esfera blindadora. Essas estimativas estão normalizadas por gama emitido da fonte de  $^{252}\text{Cf}$ .

### 3- CONCLUSÕES

A partir da Fig. 5 e de acordo com os resultados expostos na Tabela 1, podemos concluir que os materiais que demonstraram o melhor desempenho como moderadores foram o polietileno de alta densidade, a parafina, o hidreto de zircônio e a água leve, materiais esses constituídos em sua maioria por hidrogênio. O polietileno de alta densidade foi o moderador mais eficiente, ou seja, apresentou o menor valor para o fator de termalização, de  $56 \text{ cm}^2$ . Tanto a parafina como o hidreto de zircônio apresentaram  $63 \text{ cm}^2$  para o fator de termalização, no entanto, o hidreto de zircônio não é recomendável, por ser um material caro e de difícil obtenção. A parafina atende aos requisitos de moderador ótimo e de baixo custo. A partir da análise desses resultados, o polietileno de alta densidade foi o escolhido como moderador, com o máximo fluxo de nêutrons térmicos ocorrendo a  $1,5 \text{ cm}$  da fonte de califórnio-252. Materiais como a água pesada, o berílio, o óxido de berílio e o grafite, embora utilizados para moderação térmica em reatores, não são recomendáveis quando o radioisótopo califórnio-252 é usado como fonte, porque têm baixa eficiência de moderação, na região onde se dá o pico do fluxo de nêutrons térmicos, com altos índices de contaminação epitérmica e rápida nessa região.

De acordo com os resultados expostos na Tabela 2, a escolha do colimador dependerá do tipo de inspeção a ser realizada. Para uma inspeção, onde se deseja observar detalhes da amostra, sem restrição quanto ao tempo de exposição ao feixe neutrônico, recomenda-se usar o colimador com razão  $L/D$  de 50 (resolução geométrica de  $0,2 \text{ mm}$ ). Neste caso, considerando-se a taxa de emissão da fonte de  $1,17 \times 10^{11} \text{ n/s}$  ( $50 \text{ mg}$  de  $^{252}\text{Cf}$ ), o tempo de exposição foi estimado em 180 minutos, para se obter neutrografias de boa qualidade pelo método da exposição direta. Por outro lado, para uma inspeção menos detalhada, o tempo de exposição foi estimado em 10 minutos, para uma configuração cujo o maior fluxo de nêutrons térmicos no plano de imagem corresponde a  $6 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ , por partícula da fonte, e para uma razão  $L/D$  de 7,5.

De acordo com os gráficos mostrados nas Fig. 6 à 8, o polietileno borado com chumbo (CH-B-Pb) demonstrou o melhor desempenho dentre os três materiais de blindagem estudados para o irradiador de nêutrons proposto no presente trabalho. Se considerarmos a taxa de emissão da fonte de nêutrons de  $1,17 \times 10^{11}$  n/s, a espessura de blindagem estimada deverá ser no mínimo de 75 cm, para que a taxa de dose equivalente total na superfície da blindagem não ultrapasse o limite de dose equivalente recomendado pela CNEN de 25  $\mu\text{Sv/h}$  para trabalhadores.

## REFERÊNCIAS

- Barton, J.P., 1972, Developments in use of californium-252 for neutron radiography, Nuclear Technology, vol. 15, pp. 56-67.
- Barton, J.P., 1997, Multi-Purpose neutron radiography system. Proceedings of Fifth World Conference on Neutron Radiography. June 17-20, 1996 Berlin, Germany. Publisher DGZFP, Edited by C.O. Fischer, J. Stade, W. Bock. p. 490-495.
- Briesmeister, J.F., 1986, MCNP - A General Monte Carlo for Neutron and Photon Transport. Version 3A. NM: Los Alamos National Laboratory; LA-7396-M Rev.2.
- Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1988, Diretrizes Básicas de Radioproteção. CNEN-NE n° 3.01, Julho, Rio de Janeiro, Brasil.
- Duderstadt, J.J. and Hamilton, L. J., 1976, Nuclear Reactor Analysis, John Wiley and Sons.
- Fischer, C.O., Stade, J. and Bock, W., 1997, Proceedings of Fifth World Conference on Neutron Radiography. June 17-20, 1996. Berlin, Germany. Publisher DGZFP.
- Gujrathi, S.C. e D'auria, J.M., 1972, The Attenuation of Fast Neutrons in Shielding Materials. Nuclear Instruments and Methods, vol 100, pp. 445-452.
- Hawkesworth, M.R., 1977. Neutron Radiography: Equipment and Methods, Atomic Energy Review, vol 15, n.2, p. 169-218.
- Hattori, K. *et al.*, 1996, Optimum Arrangement for Neutron Shielding by KRAFTON Series and SUS304. In: Topical Meeting on Radiation Protection & Shielding - Advancements and Applications in Radiation Protection and Shielding, Massachusetts, USA.
- International Commission on Radiological Protection, 1977, *Publication 26 F.D.SOWBOY* ICRP, Sutton, Surrey, January.
- Mochiki, K., *et al.*, 1996, Electronic imaging for  $^{252}\text{Cf}$  based neutron radiography. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 377, p. 137-139.
- Stokes, J.A., *et al.*, 1996, MNRS design principles and measured performance. Neutron Radiography: Proceedings of the Fourth World Conference 1992, published by Gordon and Breach. Science Publisher S.A., p. 225-235.

## ABSTRACT

This paper presents a study of a transportable neutron radiography system utilizing californium-252. Studies about moderation, collimation and shielding are showed. A Monte Carlo Code, MCNP3b, has been used to obtain a maximum and more homogeneous thermal neutron flux in the collimator outlet next to the image plain, and an adequate radiation shielding to attend radiological protection rules. With the presented collimator, it was possible to obtain for the thermal neutron flux, at the collimator outlet and next to the image plain, a L/D ratio 7,5, for neutron flux up to  $6 \times 10^{-6} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  per neutron source.