

Doses de exposição a nêutrons gerados de fontes de ^{252}Cf

Odilon A P Tavares¹

¹Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas-CBPF/MCTI, Rio de Janeiro-RJ

E-mail: oaptavares@cbpf.br

Resumo: Objetivando instruir, orientar e alertar pessoas que trabalham com fontes seladas de ^{252}Cf , uma estimativa de taxa de dose efetiva de corpo inteiro devida a nêutrons gerados dessas fontes é feita em função da atividade da fonte e da distância desta ao usuário. Resultados são comparados aos limites de taxa de dose permitidos e recomendados nas normas vigentes de segurança radiológica da ICRP e CNEN. O estudo, feito para atender as necessidades do projeto Neutrinos-Angra que se desenvolve no CBPF, pode ser igualmente útil em projetos de outras instituições onde fontes seladas de ^{252}Cf são usadas como gerador de nêutrons.

Palavras-chave: fontes de ^{252}Cf , nêutrons rápidos, blindagem com água, taxa de dose efetiva.

Abstract: Aiming at instructing, guiding and warning, from the point of view of the radiological protection, people who work with sealed ^{252}Cf sources, an estimate of the whole body effective dose rate due to neutrons generated from these sources is made as a function of source activity and distance from the source to the operator. Results are compared to the effective dose limits allowed and recommended in current ICRP and CNEN radiological protection standards. The study, designed to meet the needs of the Angra Neutrino Project that develops in CBPF, can also be useful in projects of other institutions where sealed ^{252}Cf sources are used as neutron generator.

Keywords: ^{252}Cf sources, fast neutrons, water shielding, effective dose rate.

1. INTRODUÇÃO

Microquantidades do radioisótopo ^{252}Cf têm sido usadas correntemente como fontes geradoras de nêutrons, muito eficientes, cômodas, práticas e de baixo custo. Essas fontes são utilizadas em diversas aplicações como, por exemplo, em neutrongrafia, método não destrutivo largamente empregado em inspeções na indústria em geral, na metalurgia, na área médica e em prospecção [OSBORNE-LEE e ALEXANDER, 1965; MARTIN, KNAUER e BALO, 2000]. Fontes de ^{252}Cf são também encontradas em laboratórios de

pesquisa nuclear fundamental e aplicada, por exemplo, usadas em calibração de instrumentos de medição, investigação da resposta de inúmeros detectores da classe dos dielétricos, física da fissão nuclear e radioatividade, e em muitos outros temas das ciências nucleares [CARVALHO et al., 1982].

Recentemente, o CBPF adquiriu uma fonte selada de ^{252}Cf de atividade moderada (~ 0,7 mCi), a qual foi transferida em novembro de 2011 do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear-CDTN/CNEN/MCTI (Belo

Horizonte-MG) para o CBPF/MCTI (Rio de Janeiro-RJ). A atividade moderada dessa fonte, aliada a outras características físicas de interesse, foram essenciais para se decidir por sua utilização como gerador de nêutrons nos trabalhos de pesquisa que estão sendo desenvolvidos no âmbito do Projeto Neutrinos-Angra [OLIVEIRA et al., 2011].

As partículas alfa emitidas e os produtos de fissão de fontes seladas de ^{252}Cf não oferecem risco aos profissionais que trabalham com essas fontes. Entretanto, de cada fissão espontânea emanam 3-4 nêutrons “prontos” (ou imediatos), de energia relativamente alta (em média $\sim 1-2$ MeV, mas com espectro de energia podendo chegar a uns ~ 10 MeV). Há também elétrons energéticos e neutrinos decorrentes do decaimento beta sucessivo dos produtos de fissão [BOWMAN et al., 1963]. Fontes de ^{252}Cf são, portanto, de grande valia em Física Nuclear Aplicada, pois microquantidades desse radioisótopo constituem-se em mananciais de partículas alfa, raios beta, radiação gama, nêutrons rápidos, neutrinos, sem falar nos radioisótopos produtos dessas desintegrações.

Os raios beta são facilmente obstaculizados. Entretanto, para prevenir contra riscos à saúde dos operadores dessas fontes geradoras de nêutrons rápidos, atenção deve ser dada às doses de radiação absorvida devido aos nêutrons. Esses precisam ser parcialmente absorvidos e/ou termalizados, isto é, a energia dos nêutrons deve ser reduzida ao valor 0,025 eV. Água, parafina, plásticos, grafite, óxido de berílio e outras substâncias são tidas como ótimos moderadores de nêutrons rápidos. Por isso, blindagem de fontes de ^{252}Cf com um moderador conveniente é fortemente recomendada para a segurança dos que lidam com essas fontes.

2. NÊUTRONS DE FONTES DE ^{252}Cf

O radioisótopo fissionável espontaneamente ^{252}Cf apresenta, para todos os fins práticos, uma confortável taxa específica de produção de nêutrons rápidos, a qual se calcula como

$$N_n[\text{s}^{-1} \cdot \mu\text{g}^{-1}] = \frac{(\ln 2) \cdot 10^{-6} \cdot N_0 \cdot \bar{\nu}}{T_{1/2}^f[\text{a}] \cdot C \cdot M} \quad (1)$$

em que $N_0 = 6,022 \cdot 10^{23}$ é o número de Avogadro, $\bar{\nu} = 3,8$ é o número médio de nêutrons rápidos por evento de fissão, $T_{1/2}^f = 85,6$ ano é a meia-vida por fissão espontânea, $C = 3,1557 \cdot 10^7$ é o número de segundos em um ano, e $M = 252\text{g}$ é o átomo grama de ^{252}Cf . Calculando, de (1) resulta

$$N_n = 2,33 \cdot 10^6 \text{s}^{-1} \mu\text{g}^{-1}. \quad (2)$$

Em geral, nos rótulos dos contêineres de fontes seladas de ^{252}Cf está indicada a quantidade do material ativo em unidades legais de atividade, \mathcal{A} , normalmente expressa em MBq ($1 \text{ MBq} = 10^6$ dps). A conversão para massa se faz de acordo com

$$\mathcal{A}[\text{MBq}] \cdot 10^6 = \frac{(\ln 2) \cdot m[\mu\text{g}] \cdot 10^{-6} \cdot N_0}{T_{1/2}^f[\text{a}] \cdot C \cdot M}, \text{ ou} \quad (3)$$

$$m[\mu\text{g}] = 5,04 \cdot 10^{-2} \mathcal{A}[\text{MBq}]. \quad (4)$$

No caso da fonte adquirida pelo CBPF em novembro de 2011, tem-se a indicação de uma atividade inicial $\mathcal{A}_0 = 460 \text{ MBq}$ na data de referência 26 de julho de 2001, significando que havia àquela época $\sim 23,2 \mu\text{g}$ de ^{252}Cf , equivalentes a $12,43 \text{ mCi}$ [ANJOS, 2012]. Hoje (agosto de 2014), passados 13 anos e 1 mês, aquela quantidade reduziu-se a $14,93 \text{ MBq}$, equivalentes a $0,75 \mu\text{g}$, ou $0,40 \text{ mCi}$, isto é, uma redução por fator ~ 31 .

Juntando os resultados (2) e (4) obtém-se a taxa de produção de nêutrons rápidos como sendo

$$N_n \approx 1,2 \cdot 10^5 \mathcal{A}[\text{MBq}], \text{ nêutrons/s}, \quad (5)$$

e é sobretudo por conta desses nêutrons que os limites de dose efetiva devem ser observados para segurança e proteção radiológica dos operadores dessas fontes de Cf.

3. ESTIMATIVA DE DOSES DE EXPOSIÇÃO A NÊUTRONS

Pessoas que trabalham com fontes seladas de ^{252}Cf devem ser instruídas e alertadas quanto ao risco de danos biológicos que os nêutrons podem causar às células do corpo humano. Para fins de proteção radiológica, uma das grandezas relacionada ao risco é a *taxa de dose equivalente de corpo inteiro*, \dot{H} , a qual é obtida tomando-se a energia total absorvida por unidade de massa do corpo e por unidade de tempo, multiplicada pelo Fator de Qualidade, FQ , dos nêutrons. FQ é a quantidade que indica o poder de dano às células decorrente das características da radiação absorvida. Nêutrons, conforme a faixa de energia cinética, são classificados como rápidos, epitérmicos e térmicos, e os valores de FQ em cada caso estão listados na Tabela 1:

Tabela 1. Fator de Qualidade, FQ , para nêutrons [ICRP, 1991].

Tipo de nêutron	Faixa de energia	Energia média, \bar{E}_n	FQ
térmico	< 0,4 eV	~ 0,2 eV	~ 5
epitérmico	0,4 eV a 0,1 MeV	~ 0,05 MeV	~ 10
rápido	> 0,1 MeV	~ 2 MeV	~ 20

Na hipótese conservativa de total absorção dos nêutrons, a quantidade \dot{H} é estimada como segue:

$$\dot{H} \left[\frac{\mu\text{Sv}}{\text{h}} \right] \approx \frac{N_n}{4\pi} \cdot \frac{\bar{E}_n}{\mathcal{M}} \cdot 3600 \cdot 1,6 \cdot 10^{-6} \cdot 10^{-7} \cdot FQ \cdot 10^6 \cdot \Omega \quad (6)$$

em que $N_n/4\pi$ é a taxa de nêutrons rápidos

emitidos por unidade de ângulo sólido, \bar{E}_n é a energia cinética média expressa em MeV, \mathcal{M} é a massa do corpo expressa em kg na qual os nêutrons são absorvidos, FQ é o fator de qualidade como na Tabela 1, e Ω é o ângulo sólido subtendido pela superfície do corpo exposta à fonte de nêutrons, suposta puntiforme. A unidade adotada de dose equivalente é o Sv (Sievert), definida como $1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg}$. Consequentemente, a (6) pode ser reescrita como

$$\dot{H} [\mu\text{Sv/h}] \approx 4,6 \cdot 10^{-5} \cdot N_n [\text{s}^{-1}] \cdot FQ \cdot \Omega \cdot \bar{E}_n [\text{MeV}] / \mathcal{M} [\text{kg}]. \quad (7)$$

Para avaliar Ω pode-se adotar a aproximação de um prisma reto de altura h (a altura do operador) e base retangular de arestas b (a “largura” do corpo do operador) e $(2/3)b$ (a “espessura” do corpo do operador), estando ele situado a uma distância d da fonte, de forma perpendicular e simétrica em relação à superfície exposta de dimensões $b \times h$ (figura 1). Nessa

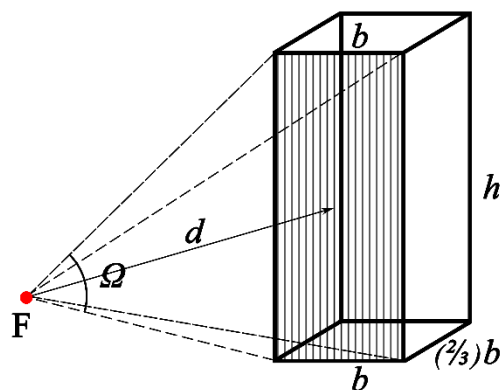


Figura 1. Geometria de exposição de corpo inteiro na aproximação do operador como um prisma reto.

aproximação, a fonte é o ápice de uma pirâmide reta de base retangular $b \times h$ e altura d , para a qual o ângulo sólido subtendido pela base na fonte vem dado por

$$\Omega = 4 \arctan \frac{bh}{2d\sqrt{4d^2 + h^2 + b^2}}. \quad (8)$$

O valor de b pode ser obtido igualando-se o volume do corpo do operador ao volume do

prisma reto de dimensões $(2/3)b$, b , e h , ou seja, de $\mathcal{M} = \rho V$ segue-se que

$$\frac{\mathcal{M}}{\rho} = \frac{2}{3}b^2h \rightarrow b = \sqrt{\frac{3\mathcal{M}}{2\rho h}}, \quad (9)$$

em que ρ é a massa específica média do corpo humano expressa em kg/m^3 . Por substituição de (9) em (8) e então em (7) resulta

$$\dot{H} [\mu\text{Sv/h}] \approx 2 \cdot 10^{-4} \cdot N_n [\text{s}^{-1}] \cdot FQ \cdot \frac{\bar{E}_n [\text{MeV}]}{\mathcal{M} [\text{kg}]} \cdot \arctan \left[\frac{(h/2)}{d \sqrt{1 + \frac{2\rho h^3}{3\mathcal{M}} \left[1 + \left(\frac{2d}{h} \right)^2 \right]}} \right]. \quad (10)$$

4. DOSES DE NÊUTRONS DE FONTES NÃO BLINDADAS

A fórmula (10) pode ser aplicada a diferentes situações. Normalmente, as fontes de ^{252}Cf são acondicionadas em contêineres cilíndricos e blindadas com água leve, a qual age como moderador para os nêutrons rápidos. Porém, havendo necessidade de usá-las (sempre seladas!), elas precisam ser retiradas do recipiente de água para serem manuseadas apropriadamente nos experimentos. Sendo assim, torna-se instrutivo conhecer, ainda que aproximadamente, a dose efetiva de corpo inteiro, H , em função da distância d da fonte ao operador.

Na prática, tem-se uma fonte de ^{252}Cf de atividade $\mathcal{A} [\text{MBq}]$ conhecida, e um operador de massa $\mathcal{M} [\text{kg}]$ e altura $h [\text{m}]$. Tomando valores típicos como $\mathcal{M} = 75 \text{ kg}$, $h = 1,70 \text{ m}$, e admitindo $\bar{\rho} \approx 1040 \text{ kg/m}^3$, e lembrando que para nêutrons rápidos $\bar{E}_n \approx 2 \text{ MeV}$, $FQ \approx 20$, e N_n é dado por (5), a expressão (10) transforma-se em

$$\dot{H} [\mu\text{Sv/h}] \approx 13 \mathcal{A} [\text{MBq}] \cdot \arctan \left[\frac{0,85}{d \sqrt{1 + 45,42 \left[1 + \left(\frac{d}{0,85} \right)^2 \right]}} \right]. \quad (11)$$

Resultados estão mostrados na figura 2, na qual o gráfico de \dot{H} vs d mostra um rápido decréscimo de \dot{H} por duas ordens de grandeza quando a distância aumenta de 25 cm para 5 m. Para $d \gtrsim 5 \text{ m}$ a taxa de dose pode ser considerada desprezível.

Para uma comparação com os padrões de radioproteção, é instrutivo nesse ponto recordar a recomendação da Comissão Internacional de Proteção Radiológica que, entre outros, indica o *limite de dose efetiva anual* em 50 mSv para trabalhadores em ambientes onde haja radiações [ICRP,1991; CNEN, 2005]. Essa limitação equivale a uma taxa de dose de 1 mSv/semana que, por sua vez, corresponde a 200 $\mu\text{Sv}/\text{dia}$, ou ainda a 25 $\mu\text{Sv}/\text{h}$. Esta última está indicada por uma linha tracejada na figura 2.

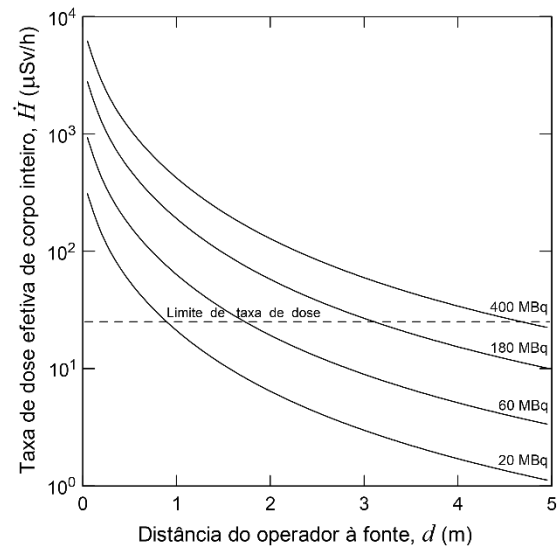


Figura 2. Taxa de dose efetiva de corpo inteiro, \dot{H} , devida a nêutrons rápidos em função da distância, d , a uma fonte puntiforme de ^{252}Cf para quatro valores de atividade da fonte como indicado. As condições de exposição estão detalhadas no texto.

Respeitando os limites de dose efetiva recomendados pela ICRP e CNEN, pode-se estimar o tempo máximo de permanência de um operador a uma distância d de uma fonte de nêutrons rápidos de ^{252}Cf de atividade $\mathcal{A} [\text{MBq}]$. Como, para a condição típica especificada acima,

\dot{H} varia com d segundo a relação (11), segue-se que o tempo máximo (em horas) permitido para o operador esgotar o limite diário de dose efetiva permanecendo próximo à fonte é estimado como $t_{diário} = 200/\dot{H}$. Por exemplo, para uma fonte de 25 MBq, o operador pode dispor de ~1h estando a 20cm da fonte, ~3h a 50cm, e praticamente 8h a 1m da fonte de nêutrons rápidos sem blindagem (porém selada!)

No caso de uma fonte puntiforme de ^{252}Cf blindada por um volume esférico de 30cm de raio preenchido com água onde a fonte ocupa o centro da esfera, o autor estimou as contribuições de taxa de dose devidas aos nêutrons térmicos (desprezível), epitérmicos (~1%) e rápidos (~99%) [TAVARES, 2012]. Na aproximação adotada na Seção 3, verifica-se que a taxa de dose total estimada é ~22 vezes menor do que na ausência de blindagem. Esse resultado mostra a importância do uso de blindagem para fontes intensas de ^{252}Cf ($\mathcal{A} \geq 50[\text{MBq}]$), e são absolutamente necessárias para garantir proteção radiológica adequada aos usuários dessas fontes.

Por último, as desintegrações radioativas do ^{252}Cf produzem o radionuclídeo “filho” ^{248}Cm e o “neto” ^{244}Pu . Ambos, como o “pai”, são igualmente geradores de nêutrons rápidos. Porém, como as meias-vidas de ambos “filho” e “neto” são extremamente longas comparadas à do “pai”, é bastante considerar o decaimento da atividade deste último. Por conseguinte, as taxas de dose decrescem com o tempo de acordo com o fator $\exp(-0,262 t[a])$.

Referências

ANJOS, J. C. dos (Comunicação particular), 2012.

BOWMAN, H. R.; THOMPSON, S. G.; MILTON, J. C. D.; SWIATECKI, W. J. Further

studies of the prompt neutrons from the spontaneous fission of Cf^{252} , *Phys. Rev.* **129**, 2133–2147, 1963.

CARVALHO, H. G. de; MARTINS, J. B.; MEDEIROS, E. L.; TAVARES, O. A. P. Decay constant for the spontaneous fission process in ^{238}U , *Nucl. Instrum. Meth.* **197**, 417–426, 1982.

CNEN-COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Diretrizes básicas de proteção radiológica, CNEN-NN 3.01, 2005.

ICRP-INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1991. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP publication 60, *Ann. ICRP* **21** (1-3).

MARTIN, R. C.; KNAUER, J. B.; BALO, P. A. Production, distribution and applications of californium 252 neutron sources, *Appl. Radiat. Isotopes* **53**(4-5), 785–792, 2000.

OLIVEIRA, A. G. de; GONZALEZ, L. F. G.; ANJOS, J. C. dos; KEMP, E. Simulação de eventos e estudo de critérios de seleção para a separação sinal/ruído no experimento neutrinos Angra. *AngraNote* 016, 2011. Disponível em: <http://lsd.cbpf.br/neutrinos/angranotes.html>

OSBORNE-LEE, I. W.; ALEXANDER, C. W. Californium-252: a remarkable versatile radioisotope, Oak-Ridge Technical Report ORNL/TM-12706, 1965.

TAVARES, O. A. P. Sobre as doses de exposição a nêutrons gerados de fontes de ^{252}Cf . *AngraNote* 020-2012. Disponível em: <http://lsd.cbpf.br/neutrinos/angranotes.html>