



## **Sobre as Doses de Exposição a Nêutrons Gerados de Fontes de $^{252}\text{Cf}$**

**Odilon A. P. Tavares\***

CBPF/MCTI, Rio de Janeiro - RJ

### **Resumo**

Objetivando instruir, orientar e alertar, do ponto de vista da proteção radiológica, pessoas que trabalham com fontes seladas de  $^{252}\text{Cf}$ , uma estimativa da taxa de dose efetiva de corpo inteiro para nêutrons gerados dessas fontes é feita em função da atividade da fonte e da distância desta ao operador. Resultados são comparados aos índices de dose efetiva permitidos como se acham recomendados nas normas vigentes de segurança radiológica da ICRP e CNEN. O estudo foi decorrente da necessidade e comodidade de se utilizar o  $^{252}\text{Cf}$  como radionuclídeo gerador de nêutrons em experimentos de calibração no âmbito do projeto Neutrinos-Angra.

---

\*Corresponding author, e-mail: [oadptavares@cbpf.br](mailto:oadptavares@cbpf.br)

## 1 Introdução

Microquantidades do radioisótopo  $^{252}\text{Cf}$  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-destrutível largamente empregado em inspeções na indústria em geral, na metalurgia, na área médica e em prospecção. Fontes de  $^{252}\text{Cf}$  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 e radioatividade, e em muitos outros temas das ciências nucleares.

Em dezembro de 1967 o Laboratório de Física Nuclear do CBPF recebeu da Comissão de Energia Atômica dos EUA (USAEC) uma fonte de  $^{252}\text{Cf}$  preparada no ORNL-Oak Ridge National Laboratory (Oak Ridge, Tennessee, EUA), a qual foi de utilidade em inúmeros trabalhos de temas ligados à fissão nuclear e radioatividade durante cerca de 30 anos.

Recentemente, o CBPF adquiriu uma fonte selada de  $^{252}\text{Cf}$  de atividade moderada ( $\sim 0,7$  mCi), a qual foi transferida em novembro de 2011 do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear—CDTN/CNEM/MCTI (Belo Horizonte—MG) para o CBPF/MCTI (Rio de Janeiro). 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 realizados no âmbito do Projeto Neutrinos-Angra.

O radioisótopo  $^{252}\text{Cf}$  possui baixa emissão de radiação gama, e desintegra-se principalmente por emissão alfa de  $\sim 6$  MeV com meia-vida  $T_{1/2}^{\alpha} = 2,73$  ano, e por fissão espontânea com meia-vida  $T_{1/2}^f = 85,6$  ano, isto é, numa proporção de  $\sim 31$  emissões alfa para cada desintegração por fissão espontânea. A meia-vida total é, pois,  $T_{1/2}^t = 2,646$  ano.

Em fontes seladas, as partículas alfa e os produtos de fissão não oferecem risco aos profissionais que trabalham com tais fontes. Entretanto, da fissão espontânea emanam 3–4 nêutrons "prontos" (ou imediatos) por evento de fissão, de energia relativamente alta (em média  $\sim 1-2$  MeV, mas com espectro podendo chegar a uns  $\sim 10$  MeV de energia cinética). São os chamados nêutrons rápidos. Há também elétrons energéticos e neutrinos decorrentes do decaimento beta sucessivo dos fragmentos de fissão até transformarem-se nos produtos finais de fissão. Fontes de  $^{252}\text{Cf}$  são, portanto, instrumentos de grande valia em Física Nuclear Aplicada, pois, microquantidades desse radioisótopo transurânico 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 aos índices de dose de radiação absorvida devido aos nêutrons. Estes precisam ser parcialmente absorvidos e/ou termalizados, isto é, a energia dos nêutrons deve ser reduzida ao valor 0,024 eV, que é aproximadamente a energia cinética translacional de moléculas gasosas à temperatura ambiente. Substâncias que contêm hidrogênio (água leve, água pesada, parafina, plásticos), grafite, óxido de berílio e outras são tidas como ótimos moderadores de nêutrons rápidos. Por isso, blindagem de fontes de  $^{252}\text{Cf}$  com um moderador conveniente é fortemente recomendada para a segurança dos operadores (ver Apêndice).

## 2 Nêutrons Rápidos de Fontes de $^{252}\text{Cf}$

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

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

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

$$N_n = 2,33 \times 10^6 \text{ n/s}/\mu\text{g}, \quad (2)$$

ou seja, pouco mais de 2 milhões de nêutrons produzidos por  $\mu\text{g}$  (micrograma) e por segundo!

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

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

o que resulta em

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

No caso da fonte adquirida recentemente pelo CBPF, tem-se a indicação de uma atividade inicial  $\mathcal{A}_0 = 460$  MBq na data de referência 26 de julho de 2001, significando que havia àquela época  $\sim 23 \mu\text{g}$  de  $^{252}\text{Cf}$ , equivalentes a  $\sim 5,5 \times 10^{16}$  átomos, ou ainda 12,43 mCi. Hoje (agosto de 2012), passados cerca 11 anos e 1 mês, essas quantidades estão reduzidas a 25,2 MBq equivalentes a 1,27  $\mu\text{g}$ , ou 0,68 mCi, isto é, uma redução por fator  $\sim 18$  [ver Fig. 1].

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

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

e é sobretudo por conta desses nêutrons que os limites de dose absorvida devem ser observados para segurança e proteção radiológica dos operadores dessas fontes de Cf. A atividade da fonte de  $^{252}\text{Cf}$  recebida pelo CBPF nos idos de 1967 era  $\lesssim 2$  MBq.

## 3 Avaliação de Doses Absorvidas de Exposição a Nêutrons

Pessoas que trabalham com fontes seladas de  $^{252}\text{Cf}$  devem ser instruídas e alertadas quanto ao risco biológico detrimental que os nêutrons podem causar ao corpo humano. Para fins de proteção radiológica, uma das grandezas utilizadas para quantificar o risco é a *taxa de dose equivalente (ou efetiva) de corpo inteiro*,  $H$ , 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.

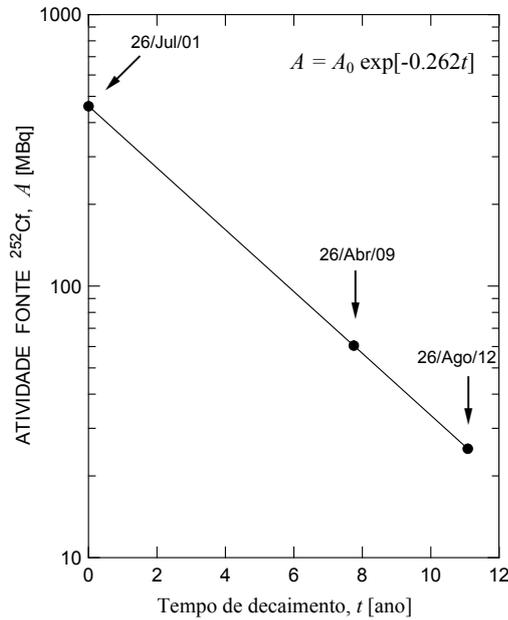


Figura 1: Decréscimo com o tempo da atividade de uma fonte de Cf-252 de 460 MBq de atividade inicial.

$FQ$ , também conhecido como  $RBE$  (*relative biological effectiveness*) é a quantidade que indica o poder detrimental da radiação absorvida. Nêutrons, conforme a faixa de energia cinética em que se encontram, são classificados como rápidos, epitérmicos e térmicos, e os valores de  $FQ$  em cada caso estão listados na Tabela 1 a seguir.

Tabela 1 – Fator de Qualidade para nêutrons

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

Para se ter uma comparação, o  $FQ$  para radiação gama é igual a 1, significando que a absorção de uma quantidade de energia por nêutrons rápidos é cerca de 20 vezes mais prejudicial biologicamente do que a mesma quantidade de energia absorvida de raios gama.

Na hipótese conservativa de total absorção dos nêutrons, a quantidade  $H$  é estimada como segue:

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

em que  $N_n$  (como dado por (5)) é o número de nêutrons rápidos emitidos por segundo em todo o espaço (daí o fator 3600),  $\bar{E}_n$  é a energia cinética média expressa em MeV (daí o fator  $1,6 \times 10^{-6} \times 10^{-7}$ ),  $\mathcal{M}$  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  $\Omega$  é o ângulo sólido subtendido pela superfície do corpo exposta à

fonte de nêutrons, suposta puntiforme (ver fig. 2; daí o fator  $4\pi$  no denominador de (6)). A unidade adotada de dose efetiva absorvida é o Sv (Sievert), definida como  $1 \text{ Sv} = 1 \text{ J/kg}$  ( $1 \mu\text{Sv} = 10^{-6} \text{ Sv}$ ; daí o fator  $10^6$  na expressão (6)). Conseqüentemente, a (6) pode ser reescrita como

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

Para avaliar  $\Omega$  no caso de operadores expostos a nêutrons de uma fonte puntiforme, 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  $b \times h$  (fig. 3). Nesta 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

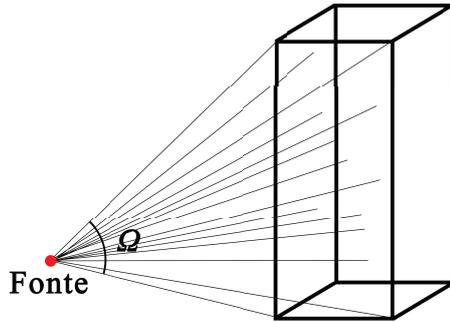


Fig. 2

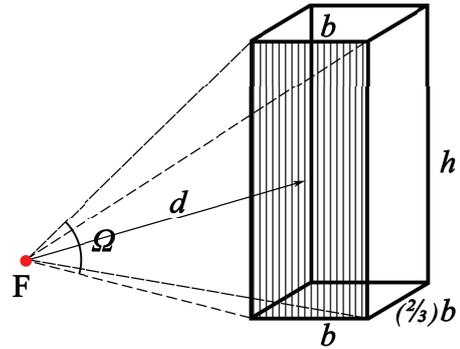


Fig.3

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

notar que quando  $d = 0$ , isto é, a fonte estiver junto à base, resulta  $\Omega = 2\pi$  (que é a conhecida “geometria- $2\pi$ ”). 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

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

sendo  $\bar{\rho}$  a massa específica média do corpo humano expressa em  $\text{kg/m}^3$ . Por substituição de (9) em (8) resulta

$$\Omega = 4 \arctan \left[ \frac{(h/2)}{d\sqrt{1 + \frac{2\bar{\rho}h^3}{3\mathcal{M}} \left[1 + \left(\frac{2d}{h}\right)^2\right]}} \right]. \quad (10)$$

Finalmente, levando este resultado em (7), obtém-se a fórmula para uma estimativa de  $H$  como sendo

$$H [\mu\text{Sv/h}] \approx \frac{2 \times 10^{-4} N_n [\text{s}^{-1}] \times \bar{E}_n [\text{MeV}] \times (FQ)}{\mathcal{M} [\text{kg}]} \arctan \left[ \frac{(h/2)}{d\sqrt{1 + \frac{2\bar{\rho}h^3}{3\mathcal{M}} \left[1 + \left(\frac{2d}{h}\right)^2\right]}} \right]. \quad (11)$$

## 4 Doses Absorvidas de Fontes Não Blindadas

A fórmula (11) acima pode ser aplicada a diferentes situações. Normalmente, as fontes de  $^{252}\text{Cf}$  são acondicionadas em contêineres cilíndricos e blindados com água leve, a qual age como moderador e absorvedor de 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 as taxas de dose efetiva absorvidas no corpo inteiro,  $H$ , em função da distância  $d$  da fonte ao operador (fig. 4). Na prática, tem-se uma fonte de  $^{252}\text{Cf}$  de atividade  $\mathcal{A}$  [MBq] conhecida, e um operador de massa  $\mathcal{M}$  [kg] e altura  $h$  [m].

A fórmula (11) dá uma boa estimativa para  $H$  em função da distância  $d$  do operador à fonte.

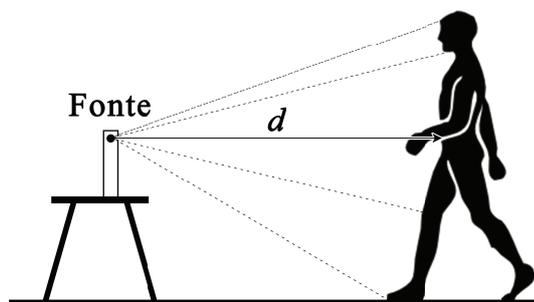


Fig. 4

Tomando valores típicos como  $\mathcal{A} = 25$  MBq,  $\mathcal{M} = 75$  kg,  $h = 1,70$  m, e admitindo  $\bar{\rho} \approx 1040$  kg/m<sup>3</sup>, e lembrando que para nêutrons rápidos  $\bar{E}_n \approx 2$  MeV,  $FQ \approx 20$ , e  $N_n$  é dado por (5), a expressão (11) transforma-se em

$$H [\mu\text{Sv/h}] \approx 3,2 \times 10^2 \arctan \left[ \frac{0,85}{d \sqrt{1 + 45,42 \left[ 1 + \left( \frac{d}{0,85} \right)^2 \right]}} \right]. \quad (12)$$

Resultados estão mostrados na Fig. 5, na qual o gráfico  $H$  vs  $d$  mostra um rápido decréscimo de  $H$  por duas ordens de grandeza (de  $\sim 130$   $\mu\text{Sv/h}$  a  $\sim 1,3$   $\mu\text{Sv/h}$ ) quando a distância aumenta de 25 cm para 5 m. Para  $d \gtrsim 5$  m a taxa de dose pode ser considerada desprezível.

Para uma comparação com os padrões de radioproteção, é instrutivo, neste ponto, recordar a recomendação da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) que, entre outras, indica o *limite de dose efetiva anual* em 50 mSv para trabalhadores em ambientes com radiações. Esta limitação corresponde a uma taxa de dose de  $\sim 1$  mSv/semana que, por sua vez, equivale a 200  $\mu\text{Sv}/\text{dia}$ , ou ainda a 25  $\mu\text{Sv}/\text{h}$ . Este último está indicado por uma linha tracejada na Fig. 5.

Respeitando os limites de dose efetiva recomendados pela ICRP, pode-se estimar o tempo máximo de permanência de um operador a uma distância  $d$  da fonte de nêutrons rápidos gerados de uma quantidade de  $^{252}\text{Cf}$  de atividade  $\mathcal{A}$  [MBq]. Tem-se

$$D_{ef} [\mu\text{Sv}] = H [\mu\text{Sv/h}] \times t [\text{h}]. \quad (13)$$

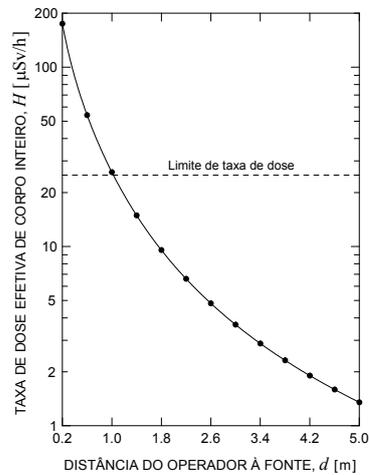


Figura 5: Taxa de dose efetiva de corpo inteiro,  $H$ , devida a nêutrons rápidos em função da distância,  $d$ , a uma fonte de  $^{252}\text{Cf}$  de atividade 25 MBq. Para detalhes ver Seção 4.

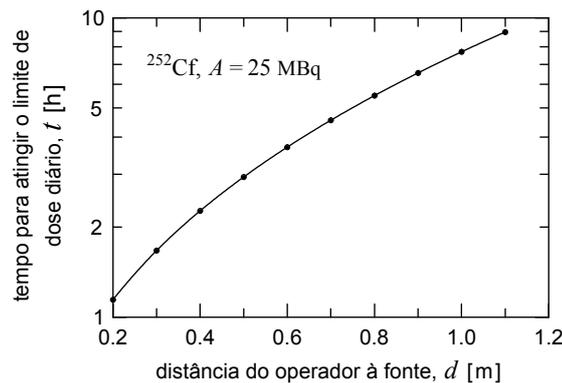


Figura 6: Tempo em horas para se atingir o limite recomendável de dose diária devido a nêutrons rápidos em função da distância a uma fonte de  $^{252}\text{Cf}$  de atividade 25 MBq. As condições são as mesmas como na Fig. 5.

Suponhamos que um operador necessite esgotar seu limite diário de dose efetiva absorvida de  $200 \mu\text{Sv}$ . Como, para a condição típica especificada acima,  $H$  varia com  $d$  muito aproximadamente conforme a relação (12), segue-se que o tempo máximo permitido para o operador permanecer próximo à fonte é estimado como

$$t_{\text{diário}} = \frac{200}{H} \text{ h.} \quad (14)$$

A figura 6 mostra valores de  $t_{\text{diário}}$  em função de  $d$  para as condições especificadas que levam à figura 5. Vê-se que o operador pode dispor de aproximadamente 1 h a 20 cm da fonte, cerca de 3 h a 50 cm da fonte, e praticamente 8 h a 1 m da fonte de nêutrons rápidos sem blindagem (porém selada!), contendo esta uma quantidade de  $^{252}\text{Cf}$  equivalente a  $\sim 25 \text{ MBq}$ . Presentemente, o CBPF está autorizado pela CNEN (até julho de 2014) a operar na área de pesquisa com fontes de  $^{252}\text{Cf}$  de atividade 120 MBq.

## 5 Doses Absorvidas de Fontes Blindadas com Água Leve

Normalmente, enquanto não estão sendo usadas, as fontes intensas de  $^{252}\text{Cf}$  geradoras de nêutrons rápidos encontram-se blindadas com algum tipo de material moderador e/ou absorvedor de nêutrons rápidos, como, por exemplo, água leve, grafite, parafina, polietileno e outros. Aqui será considerado apenas blindagem com água leve, por ser conveniente, cômoda e de baixíssimo custo.

Tem-se uma fonte puntiforme de  $^{252}\text{Cf}$  de atividade  $\mathcal{A}$  [MBq] envolta por um volume esférico de raio  $R = 30$  cm preenchido com  $\text{H}_2\text{O}$ , onde a fonte ocupa o centro da esfera (Fig. 7). Como antes, a taxa de produção de nêutrons rápidos é aquela dada por (5).

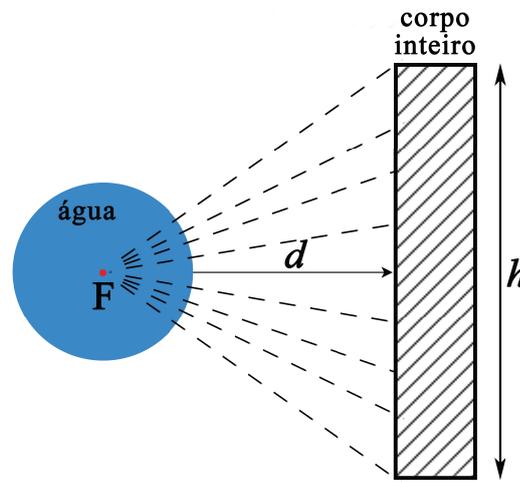


Fig. 7

Ademir da Silva e Vergínia Crispim, do Programa de Engenharia Nuclear–PEN/COPPE/UFRJ, fizeram estudos sistemáticos e detalhados por simulação MONTE CARLO de moderação de nêutrons rápidos com diferentes materiais moderadores e em geometrias variadas [ver, por exemplo, *App. Rad. Isot.* **54**, 217 (2001)]. Para a situação descrita acima, os fluxos de nêutrons térmicos, epitérmicos e rápidos resultantes de uma fonte puntiforme de nêutrons rápidos de fluência 1 nêutron/s envolvida por um volume esférico de água leve de raio  $R = 30$  cm junto à superfície esférica são estimados, respectivamente, como sendo

$$\phi_{\text{ter.}} \approx 1,5 \times 10^{-5} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}; \quad \phi_{\text{epiter}} \approx 3,0 \times 10^{-6} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}; \quad \phi_{\text{rap.}} \approx 4,0 \times 10^{-6} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}. \quad (15)$$

Estes podem ser considerados equivalentes a taxas de produção dos diferentes tipos de nêutrons no centro da esfera como dadas por

$$N_{n_i} = \phi_i \times N_n \times 4\pi R^2 \text{ s}^{-1} \quad (i = \text{térmico, epitérmico, rápido}), \quad (16)$$

onde  $N_n$  é dado por (5). Então, calculando, resultam

$$\begin{aligned} N_{\text{ter}} &\approx 2,0 \times 10^4 \mathcal{A} [\text{MBq}] \text{ s}^{-1} \\ N_{\text{epiter}} &\approx 4,1 \times 10^3 \mathcal{A} [\text{MBq}] \text{ s}^{-1} \\ N_{\text{rap}} &\approx 5,4 \times 10^3 \mathcal{A} [\text{MBq}] \text{ s}^{-1}. \end{aligned} \quad (17)$$

Para estimar a taxa de dose total,  $H_t$ , é bastante considerar: i) as contribuições de taxa de dose devidas aos três tipos de nêutrons, observando suas especificidades como dadas na Tabela 1; ii) as taxas

de produção de nêutrons, conforme dadas em (17); e iii) aplicar a expressão (11) em cada caso, lembrando que a geometria de exposição de corpo inteiro permanece inalterada. Então, para o caso típico definido na Seção 4, onde  $\mathcal{A} = 25$  MBq, tem-se

$$H [\mu\text{Sv/h}] \approx \frac{2 \times 10^{-4} \mathcal{A} [\text{MBq}]}{\mathcal{M} [\text{kg}]} \times \arctan \left[ \frac{0,85}{d \sqrt{1 + 45,42 \left[ 1 + \left( \frac{d}{0,85} \right)^2 \right]}} \right] \times \\ \times [2 \times 10^4 \times 0,2 \times 10^{-6} \times 5 + 4,1 \times 10^3 \times 0,05 \times 10 + 5,4 \times 10^3 \times 2 \times 20] \quad (18)$$

que resulta em,

$$H_t [\mu\text{Sv/h}] \approx 14,5 \arctan \left[ \frac{0,85}{d \sqrt{1 + 45,42 \left[ 1 + \left( \frac{d}{0,85} \right)^2 \right]}} \right]. \quad (19)$$

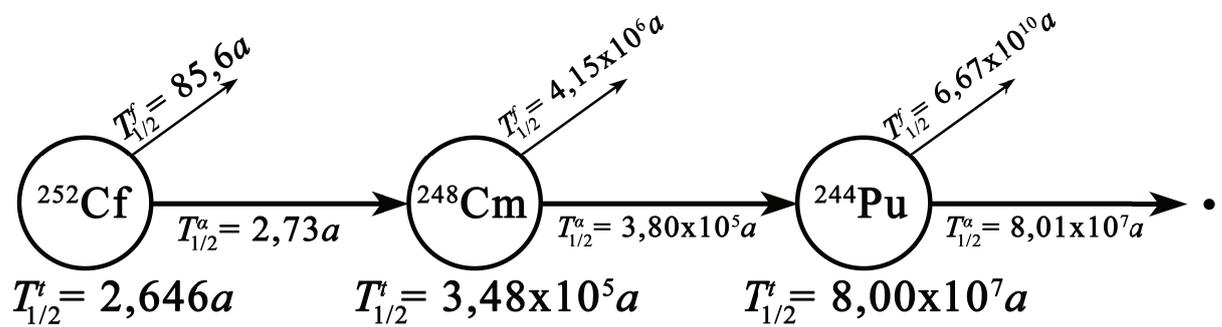
Comparando o resultado (19) com o anterior (12), verifica-se que o primeiro indica taxas de dose efetivas de corpo inteiro cerca 22 vezes menores do que o segundo, significando que blindagem com  $\sim 30$  cm de água leve distribuída esfericamente em torno à fonte puntiforme de nêutrons rápidos é capaz de reduzir a taxa de dose devida aos nêutrons por um fator  $\approx 20$ . Este resultado mostra a importância e necessidade de blindagem para fontes intensas de  $^{252}\text{Cf}$  ( $\mathcal{A} \gtrsim 50$  MBq), e são absolutamente necessárias para garantir proteção radiológica adequada aos operadores dessas fontes. Tal não é o caso da fonte de  $^{252}\text{Cf}$  de 25 MBq recentemente adquirida pelo CBPF, e aqui usada como exemplo nos cálculos. Em termos do número total de nêutrons, verifica-se que a soma das taxas de produção de nêutrons como dadas por (17) é cerca 25% daquela sem o uso do moderador [cf.(5)], significando que cerca 75% dos nêutrons emitidos pela fonte pontiforme são absorvidos com o uso de um moderador de 30 cm de água leve.

## 6 Decréscimo com o Tempo da Taxa de Produção de Nêutrons Rápidos

A taxa de produção de nêutrons rápidos depende primariamente da atividade da fonte de  $^{252}\text{Cf}$  conforme expressa pela fórmula (5). Essa atividade, porém, decresce segundo a lei do decaimento exponencial com o tempo, de tal modo que as desintegrações alfa sucessivas a partir do radionuclídeo pai  $^{252}\text{Cf}$  levam à produção dos radionuclídeos filho,  $^{248}\text{Cm}$ , e neto,  $^{244}\text{Pu}$ . Ambos, como o "pai", são igualmente geradores de nêutrons rápidos decorrentes da fissão espontânea que ambos experimentam. Então, à medida que o tempo passa, a quantidade de  $^{252}\text{Cf}$  vai diminuindo, enquanto as quantidades de  $^{248}\text{Cm}$  e  $^{244}\text{Pu}$  vão aumentando conforme o esquema a seguir:

Por conseguinte, a taxa de produção de nêutrons térmicos vai decrescendo à medida que o tempo passa. Como as meias-vidas dos processos alfa e fissão espontânea de ambos "filho" e "neto" são extremamente longas comparadas às do "pai", é bastante considerar o decréscimo da atividade deste último. Portanto,

$$\mathcal{A}(t) = \mathcal{A}_0 e^{-\lambda t} \quad \text{ou} \quad \mathcal{A}(t) = \mathcal{A}_0 e^{-\frac{(\ln 2)}{T_{1/2}} \cdot t}. \quad (20)$$



Levando este resultado em (5), resulta

$$N_n \approx 1,2 \times 10^5 \mathcal{A}_0 [\text{MBq}] \times e^{-0,262t[a]} \text{ n/s (cf. Fig. 1)} \quad (21)$$

Nota-se que em pouco mais de 2,5 anos ( $\sim$  uma meia-vida) a taxa de produção de nêutrons rápidos reduzir-se-á à metade do valor inicial. É preciso, pois, trabalhar rápido!

## APÊNDICE

A despeito do que muito se tem escrito, investigado, debatido e regulamentado sobre procedimentos de proteção contra eventuais danos biológicos causados pelas radiações, partículas carregadas (alfa, beta, íons pesados) e nêutrons, há, entretanto, um pequeno número de regras simples, fundamentais e básicas que facilmente podem ser observadas quando no trato com o material radioativo (fontes seladas) ou máquinas geradoras de radiação. Estas regras simples e eficazes são:

1. Quantidade,  $Q$ : a menor possível;
2. Blindagem,  $B$ : chumbo para beta e gama, água para nêutrons rápidos, e papel ou plástico para alfas;
3. Distância,  $D$ : a maior possível;
4. Tempo,  $T$ : o menor possível;
5. No caso de fontes não seladas fazer uso de avental, luvas, máscaras, óculos de proteção, e usar pinças;
6. O símbolo internacional indicativo de material radioativo ou presença de radiação deve estar sempre afixado nas embalagens e/ou nos ambientes reservados para este fim.

Finalmente, é bom saber que as grandezas mencionadas nos itens 1. a 4. acima são eficazes para proteção radiológica de acordo com as seguintes regras simples:  $1/Q$ ,  $\exp(B)$ ,  $D^2$ , e  $1/T$ . Ou seja, boa proteção é obtida com o máximo da quantidade

$$\frac{D^2 \cdot \exp B}{QT}.$$

Por exemplo, o acidente radiológico em Goiânia, que completa agora 25 anos, aconteceu porque se chegou a uma condição na qual as quantidades  $Q$ ,  $B$ ,  $D$ , e  $T$  atuaram simultaneamente em sentido contrário, isto é,  $Q$  era enorme,  $B$  tornou-se nulo (a blindagem foi rompida),  $D$  era mínimo (pessoas entraram em contato com o material ativo), e  $T$  era enorme (só se notou o perigo depois de dias), levando a um desfecho catastrófico.

Concluindo, é bom ter em mente que o perigo não está nas radiações, mas sim no mau uso, ou no uso inadequado, delas.

### *Agradecimento*

O autor deseja externar seu reconhecimento a E. L. Medeiros pela atenção dada à leitura crítica dos originais e preparação dos gráficos. A J. G. T. Monteiro o agradecimento pela ótima qualidade das ilustrações.