

DETERMINAÇÃO DE FATORES DE DOSE PARA RADIAÇÃO GAMA EXTERNA EM RESIDÊNCIAS

Marcelo Francis Maduar e Goro Hiromoto

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP
Caixa Postal 11 049
05422-970, São Paulo, Brasil

RESUMO

Uma parcela significativa da radiação ionizante à qual está submetida a população em geral provém de fontes naturais, em particular de radionuclídeos presentes na crosta terrestre. Atividades humanas podem eventualmente concentrar tais radionuclídeos a níveis significativos do ponto de vista radiossanitário. O fosfogesso, subproduto da indústria de fertilizantes, apresenta concentrações de radionuclídeos nessa condição. Portanto, a viabilidade de seu uso na construção civil como substituto do gesso natural está condicionada, entre outros aspectos, a estudos de otimização. Como parte desses estudos, este trabalho apresenta a metodologia estabelecida para a avaliação da dose externa gama decorrente do material utilizado na construção de residências, supondo-a construída à base de placas de fosfogesso. A determinação da dose é feita por meio de um modelo de transporte de fótons, considerando-se a autoabsorção e os fatores de *buildup*.

Palavras-chave: fosfogesso, radioatividade natural, modelos matemáticos, dose externa, residências.

I. INTRODUÇÃO

Dentre as várias formas de exposição à radiação ionizante a que está sujeita a população em geral, a maior contribuição provém de fontes naturais. Estas fontes incluem fontes externas, tais como radiação cósmica e substâncias radioativas existentes na crosta terrestre, e fontes internas, resultantes da inalação e ingestão de substâncias naturalmente existentes no ar e na dieta alimentar.

Determinadas práticas ou atividades humanas têm, entretanto, de alguma forma concentrado radionuclídeos naturais a níveis significativos do ponto de vista radiossanitário, ocasionando um incremento de dose em certos grupos populacionais. Tais situações têm recentemente merecido, por parte da comunidade científica internacional, estudos mais detalhados até então dirigidos aos radionuclídeos artificiais produzidos pela indústria nuclear. Neste contexto, podemos citar, entre vários outros, a problemática referente ao uso do gesso industrial.

O gesso industrial, também conhecido como fosfogesso, é um subproduto da indústria de fertilizantes que utiliza os minérios apatíticos como principal fonte de matéria-prima de seus produtos [1,2]; esses minérios provêm de rochas fosfatadas que contêm quantidades significativas de urânio, tório e demais elementos radioativos de suas respectivas cadeias de decaimento. No processo de digestão industrial destas rochas, porém, o fosfogesso formado tende a acumular o ^{226}Ra .

Em razão de sua abundância e baixo custo, o fosfogesso vem sendo largamente utilizado na agricultura como fonte de cálcio e enxofre para correção do solo [3], bem como em alguns segmentos da indústria de construção civil [4]. A maior parte da produção nacional está sendo, entretanto, estocada ao ar livre, formando pilhas de rejeitos cujas conseqüências adversas ao meio ambiente precisam ser adequadamente avaliadas.

O crônico déficit habitacional do Brasil poderia justificar a fabricação de materiais à base de fosfogesso para serem utilizados na construção de moradias populares, mesmo considerando-se que tal prática levaria a um incremento de dose no público, se estudos de otimização [5,6] demonstrarem a sua viabilidade, analisando-se a questão do ponto de vista estritamente radiossanitário. A legislação nacional não limita claramente o uso de materiais contendo radionuclídeos naturais, razão pela qual estes estudos poderiam contribuir para o estabelecimento das regulamentações pertinentes, considerando-se que o país deve buscar suas próprias soluções por meio de uma legislação dinâmica que contemple sua realidade sócio-econômica.

Este trabalho é parte do estudo de otimização descrito anteriormente e tem por objetivo estabelecer metodologias para avaliar a dose a que um indivíduo estaria exposto em uma hipotética residência construída à base de placas de fosfogesso, considerando-se a componente decorrente da radiação gama proveniente de suas paredes.

Considerando-se a residência como um compartimento único e retangular, e os radionuclídeos uniformemente distribuídos em cada parede, a expressão mais freqüentemente citada na literatura para o cálculo da taxa de dose no centro do compartimento é dada pela Eq. (1):

$$\dot{D} = k_K C_K + k_{Ra} C_{Ra} + k_{Th} C_{Th} \quad (1)$$

onde \dot{D} é a taxa de dose absorvida ($\text{mGy}\cdot\text{ano}^{-1}$), C_K , C_{Ra} e C_{Th} são as concentrações de ^{40}K , ^{226}Ra e ^{232}Th ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$) nas paredes e k_X os respectivos fatores de conversão de dose ($\text{mGy}\cdot\text{ano}^{-1}$ por $\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$), para cada radionuclídeo. Naturalmente, a aplicabilidade desta expressão limita-se a compartimentos referência, com geometria, composição química e densidade específicos. Além disso, supõe-se que os elementos das cadeias radioativas do U e Th estejam em equilíbrio.

Neste trabalho, pretende-se estabelecer uma metodologia para a determinação dos valores das constantes k_X em diferentes condições de geometria do compartimento, usando-se as equações básicas de transporte de fótons e compondo-as segundo o espectro de emissão gama de cada radionuclídeo.

II. MODELAGEM

Modelo Geométrico. Considera-se inicialmente a dose em um ponto P , devida a uma distribuição uniforme de radionuclídeos numa placa retangular finita com espessura t . O ponto P está a uma distância h da face inferior da placa. No presente caso, a análise restringe-se à situação em que a perpendicular à placa que passa por P a intercepta. Esta construção é mostrada na Fig. 1.

Se considerarmos que a espessura t da placa é pequena comparada às suas dimensões laterais, o que é uma suposição razoável para a parede de uma construção, podemos modelar a placa por um tronco de pirâmide. Essa escolha é feita para simplificar a definição do volume de integração da função que define a dose.

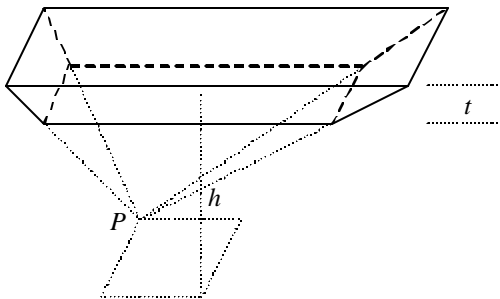


Figura 1. Geometria para o Cálculo da Taxa de Dose Absorvida Devido a uma Placa Retangular

A modelagem geométrica de um compartimento pode ser feita combinando-se adequadamente diferentes placas. A função da taxa de dose será aditiva, ou seja, a dose final será a soma das doses das placas consideradas isoladamente.

Transporte de Fótons. A taxa de dose \dot{D} no ar num determinado ponto devida ao feixe de fótons primários e espalhados, oriundos de uma fonte distribuída num volume V , é dada pela Eq. 2:

$$\dot{D} = \frac{KS}{4\pi} \sum_{i=1}^n I_i \frac{m_{en}(E_i)}{r} E_i \int_V dV \frac{1}{r^2} B(E_i, m\mathfrak{m}_m) e^{-x_i} \quad (2)$$

onde

- \dot{D} : taxa de dose absorvida ($\text{Gy}\cdot\text{s}^{-1}$)
- K : constante de conversão de unidades, de keV para $\text{Gy}\cdot\text{s}^{-1}$, igual a $1,602 \times 10^{-3}$.
- S : concentração de um dado radionuclídeo, no volume V ($\text{Bq}\cdot\text{cm}^{-3}$)
- n : número de transições gama consideradas
- I_i : intensidade da i -ésima transição gama
- m : coeficiente de atenuação linear (cm^{-1})

- $\frac{m_{en}(E_i)}{r}$: coeficiente mássico de absorção de energia correspondente à energia E_i ($\text{cm}^2\cdot\text{g}$)
- r : densidade do material (cm^3/g)
- E_i : energia da i -ésima transição gama (keV)
- r_m : distância percorrida no material absorvedor (cm)
- r_a : distância percorrida no ar (cm)
- r : distância total, do ponto de interesse a cada ponto do volume V (cm)
- B : fator de *buildup*
- $m\mathfrak{m}_m$: número de livres caminhos médios no absorvedor

e sendo

$$r = r_m + r_a \quad (3)$$

$$x_i = \frac{n(E_i)}{r} r_m r$$

onde a atenuação da radiação pelo ar está sendo desprezada.

A Eq. 2 deve ser aplicada ao modelo geométrico descrito anteriormente. Usando-se coordenadas esféricas, com P na origem do sistema e a placa de lados definidos por x_1, x_2, y_1, y_2 , seja \dot{D} a taxa de dose absorvida no ponto P , devida às transições gama de um nuclídeo ou de uma série radioativa.

Dividindo-se o volume do tronco de pirâmide em 4 partes, na forma mostrada na Fig. 2, a taxa de dose será dada por:

$$\dot{D} = \frac{KS}{4\pi} \sum_{i=1}^n I_i \frac{n(E_i)}{r} E_i \sum_{V=1}^4 A_{i,V} \quad (4)$$

onde $A_{i,V}$ é definido, para cada transição gama i e parte V do volume da placa, pela expressão:

$$\int_{f=\arctan\frac{-a}{c}}^{\arctan\frac{b}{c}} \int_{q=0}^{\arctan\frac{c\sec f}{h}} \int_{r=h\sec q}^{(h+r)\sec q} \sin q B(E_i, \mu r_m) e^{-\mu r_m} dr dq df \quad (5)$$

onde $\mu r_m = t \sec q [\mu(E_i)/\rho] \rho$ e as dimensões a , b , c são definidas conforme a parte V considerada.

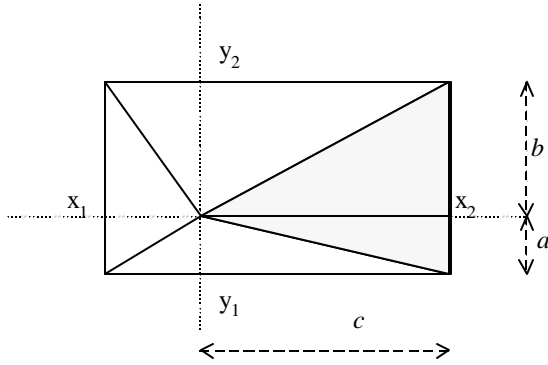


Figura 2. Visão Superior da Divisão do Volume em 4 Partes para a Integração.

Fatores de Buildup. A taxa de dose calculada levando-se em conta unicamente o fluxo de fótons não-espalhados leva a uma subestimativa da dose real. Uma das formas de se considerar a contribuição do feixe espalhado é a introdução do chamado fator de *buildup*, $B(E, \mu r)$, onde B é o fator de *buildup*, E é a energia do fóton primário e μr é o número de livres caminhos médios (ou *MFP*, *mean free paths*) no material espalhador. O fator de *buildup* no ar, por ser desprezível em comparação àquele nos materiais, não será considerado.

Eisenhauer & Simmons [7] apresentam, unicamente para o concreto, valores calculados de B numa faixa de energia E ampla: 15 keV a 15 MeV. Além de fornecerem os parâmetros para a função, os autores apresentam os fatores de *buildup* naquela faixa de energia, e do número de MFP na faixa de 0 a 30 MFP. Os autores sugerem que interpolações devem ser feitas diretamente sobre os fatores de *buildup* calculados, e não sobre os parâmetros utilizados nas expressões usadas no cálculo, uma vez que estes parâmetros não variam de forma suave, ao se variar a energia. Assim, a avaliação do *buildup* foi feita por meio de uma interpolação aplicada aos logaritmos da energia e do número de MFP, sobre os valores de B fornecidos no trabalho de Eisenhauer & Simmons.

Dados os valores de $B_{11} = B(E_1, \mu r_1)$, $B_{12} = B(E_1, \mu r_2)$, $B_{21} = B(E_2, \mu r_1)$ e $B_{22} = B(E_2, \mu r_2)$, o fator de *buildup* B para E e μr , tal que $E_1 < E < E_2$ e $\mu r_1 < \mu r < \mu r_2$, será aproximado por:

$$B(E, \mu r) = B(E_1, \mu r) \exp \left[\ln \frac{B(E_2, \mu r) \ln(E/E_1)}{B(E_1, \mu r) \ln(E_2/E_1)} \right] \quad (6)$$

onde

$$B(E_1, \mu r) = B_{11} \exp \left[\ln(B_{12}/B_{11}) \frac{\ln(\mu r/\mu r_1)}{\ln(\mu r_2/\mu r_1)} \right] \quad (7)$$

$$B(E_2, \mu r) = B_{21} \exp \left[\ln(B_{22}/B_{21}) \frac{\ln(\mu r/\mu r_1)}{\ln(\mu r_2/\mu r_1)} \right]$$

Composição do espectro gama para cada radionuclídeo. Para a avaliação da dose, é necessário se conhecer as transições gama não somente dos radionuclídeos fundamentais de cada série ou subsérie, mas também de seus descendentes.

O ^{40}K possui uma única emissão gama com $E = 1460,832$ keV e $I_\gamma = 10,67$ e decai para um nuclídeo estável. Na série do ^{232}Th e na subsérie do ^{226}Ra , as intensidades percentuais I_γ das transições gama foram normalizadas supondo-se que os nuclídeos das respectivas séries estão em equilíbrio radioativo. A série do ^{232}Th abrange os seguintes nuclídeos gama-emissores: ^{232}Th , ^{228}Ac , ^{228}Th , ^{224}Ra , ^{212}Pb , ^{212}Bi e ^{208}Tl . Foram consideradas 33 transições gama. A subsérie do ^{226}Ra abrange os nuclídeos gama-emissores ^{226}Ra , ^{214}Pb e ^{214}Bi , tendo sido consideradas 31 transições.

Coefficientes de Atenuação. A referência [8] fornece os valores dos coeficientes mássicos de atenuação e de absorção de energia para valores particulares de energia, na faixa de 1 keV a 20 MeV. De forma análoga à utilizada na interpolação dos fatores de *buildup*, o coeficiente de atenuação linear $\mu(E)$ para $E_1 < E < E_2$ foi obtido por meio da Eq. 8:

$$\mu(E) = \mu(E_1) \exp \left\{ \ln \left[\mu(E_2)/\mu(E_1) \right] \frac{\ln(E/E_1)}{\ln(E_2/E_1)} \right\} \quad (8)$$

Fatores de Dose. Definida a metodologia para o cálculo da dose, o fator de dose k para cada radionuclídeo ou série radioativa será dado pela Eq. (9):

$$k = \frac{\dot{D} \rho}{S} \quad (9)$$

A Eq. 9 pressupõe o uso de um único material nas paredes, de densidade (ρ) e atividade por volume (S) homogêneas.

III. CONCLUSÕES

As referências obtidas a respeito da contribuição do *buildup* [9,10] consideram uma faixa de variação ampla de Z , desde água até chumbo. No entanto, essas referências reportam somente expressões para energias de fóton primárias superiores a 500 keV, embora parte significativa das emissões gama dos nuclídeos das séries naturais não se encontre nessa faixa. Foi obtida apenas uma referência [7] que apresenta os fatores de *buildup* na faixa de energia abaixo de 500 keV, e somente para o concreto. A aplicação

de fatores de *buildup* para concreto, para o qual se dispõe de mais dados, a outros materiais utilizados na construção pode ser justificada com base na avaliação de valores efetivos de *Z* (número atômico) desses materiais em comparação com o *Z* efetivo do concreto.

O fosfogesso, tendo como constituinte principal o sulfato de cálcio diidratado ($\text{CaSO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$), apresenta *Z* efetivo próximo ao do concreto. No entanto, deve-se considerar que, dependendo da origem do material, pode haver a presença de contaminantes tais como metais pesados, tendo como efeito a elevação do valor de *Z*.

A escolha do tipo de interpolação usado deve-se à natureza do ajuste que foi usado pelos autores [7] na determinação de *B*.

A proposta é a aplicação de geometrias realistas de construção, procurando-se evitar *a priori* simplificações tais como modelagem por placas infinitas ou cascas esféricas. Por essa razão, está-se usando volumes *V* de integração finitos e de geometria bastante próxima à real. A escolha do modelo geométrico de um tronco de pirâmide deve-se principalmente à maior facilidade na definição dos limites de integração em termos de coordenadas esféricas, que são convenientes devido à dependência em *r* da função de dose.

Os cálculos estão sendo efetuados com o *software* "Mathematica" e resultados preliminares têm indicado que o método proposto é robusto e consistente.

REFERÊNCIAS

- [1] RYAN, M.T. & COTTER, S.J. **An integrated assessment of the phosphate industry, ORNL-5583**. Oak Ridge, TN, ORNL, 1988.
- [2] PRESSLER, J.W. Byproduct gypsum. In: **The chemistry and technology of gypsum, ASTM STB 861**, 1984.
- [3] MALAVOLTA, E; ROMERO, J.P. LIEM, T.H. e VITTI, G.C. **Gesso agrícola: seu uso na adubação e correção do solo**, Série Divulg. Técnica, 82ª ed. São Paulo, Ultrafertil, Depto. de Serviços Técnicos e Agrônômicos, 1981.
- [4] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. **Sources, effects and risks of ionizing radiation**, New York, UNSCEAR, 1993.
- [5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. **Principles for limiting exposure of the public to natural sources of radiation, ICRP-39**, Oxford, Pergamon, 1984.
- [6] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, **1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection**. Oxford, Pergamon, 1990.
- [7] EISENHAUER, C.M. & SIMMONS, G.L. **Point isotropic gamma-ray buildup factors in concrete**. Nucl. Science and Engineering, 56, p 263-270, 1975.
- [8] MORGAN, K.Z. & EMERSON, L.C. **Dose from external sources of radiation**, 1972.
- [9] TRUBEY, D.K. **A survey of empirical functions used to fit gamma-ray buildup factors**. 1965.
- [10] KOBLINGER, L. **Mathematical models of external gamma radiation and congruence of measurements**. Rad. Prot. Dos., V. 7, No. 1-4 p 235-238, 1984.

ABSTRACT

A significant contribution to the global population exposure to ionizing radiation arises from natural sources, especially from radionuclides present in terrestrial crust. Human activities can eventually concentrate such radionuclides to significant levels from the point of view of radiological protection. Phosphogypsum, a byproduct of fertilizers industry, shows radionuclide concentrations in these conditions. Therefore, the viability of its use as an alternative material for natural gypsum in dwellings construction is conditioned, among several additional aspects, to optimization studies. This paper presents a methodology for theoretical evaluation of external gamma doses due to radionuclides present in wall in an hypothetical room constructed of phosphogypsum sheets. Assessment of dose is being carried out through the application of photon transport model, taking into account self-absorption and buildup factors.