



AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE
DE SÃO PAULO

**DETERMINAÇÃO DE FATORES DE CONVERSÃO DE DOSE
PARA RADIAÇÃO GAMA EXTERNA EM RESIDÊNCIAS**

MARCELO FRANCIS MÁDUAR

Dissertação apresentada como parte
dos requisitos para obtenção do Grau
de Mestre em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear - Aplicações

Orientador:
Dr. Goro Hiromoto

**São Paulo
2000**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**DETERMINAÇÃO DE FATORES DE CONVERSÃO DE DOSE PARA
RADIAÇÃO GAMA EXTERNA EM RESIDÊNCIAS**

MARCELO FRANCIS MÁDUAR

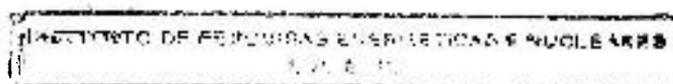


Dissertação apresentada como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Mestre em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear – Aplicações.

Orientador:
Dr. Goro Hiromoto

SÃO PAULO

2000



AGRADECIMENTOS

À Dr.^a Barbara Paci Mazzilli, chefe do Departamento de Radioproteção Ambiental, que sempre estimulou a busca de novos caminhos na pesquisa.

Aos amigos e colegas do IPEN, pelo necessário incentivo, em muitos momentos.

E, especialmente, a meu orientador, Dr. Goro Hiromoto, pela confiança em mim depositada e pelas valiosas sugestões, fundamentais para o desenvolvimento deste trabalho.

DETERMINAÇÃO DE FATORES DE CONVERSÃO DE DOSE PARA RADIAÇÃO GAMA EXTERNA EM RESIDÊNCIAS

Marcelo Francis Máduar

RESUMO

A utilização de materiais contendo radionuclídeos naturais na construção de residências pode levar a um incremento na exposição da população à irradiação externa e interna. Nesta situação, a exposição externa é causada por radionuclídeos emissores gama existentes nas paredes, chão e teto dos compartimentos da residência. Modelos matemáticos podem ser usados para prever as taxas de dose externa dentro dos compartimentos, a partir das concentrações destes radionuclídeos e da geometria da construção. Neste trabalho, uma metodologia e um código computacional, denominado EDVOS, foram desenvolvidos para o cálculo teórico da dose gama externa no ar causada por radionuclídeos presentes nos elementos de um compartimento hipotético. O compartimento foi considerado como sendo constituído de três pares de placas retangulares com espessuras finitas. As taxas de dose foram calculadas por meio das equações de transporte de fótons e levando-se em conta os efeitos da autoabsorção e do espalhamento da radiação. Os cálculos foram feitos para paredes de concreto e os resultados são apresentados para o ^{40}K , ^{226}Ra e ^{232}Th , distribuídos uniformemente nos elementos do compartimento. A resposta do modelo para os parâmetros de entrada foi estudada variando-se cada um deles dentro de uma faixa razoável de aplicabilidade, deixando-se os demais em valores predeterminados. Os resultados obtidos apresentaram boa concordância com aqueles relatados na literatura para valores particulares dos parâmetros, bem como com dados obtidos executando-se o código RESRAD-BUILD. Fatores de conversão de dose são apresentados em uma forma adequada para a utilização em estudos de avaliação de impacto radiológico aplicados a situações práticas.

DETERMINATION OF DOSE CONVERSION FACTORS FOR EXTERNAL GAMMA RADIATION IN DWELLINGS

Marcelo Francis Máduar

ABSTRACT

The use of building materials containing natural radionuclides in dwelling construction may lead to an increment of both external and internal radiation exposure of the population. External exposure in dwellings arises from gamma-emitter radionuclides existing in the walls, floor and ceiling. Mathematical models can be used to predict external dose rates inside the room, provided the radionuclide concentration activities in dwelling constituents and the building geometry are known. In this work, a methodology and a computer code, called EDVOS, for theoretical evaluation of external gamma doses in the air, due to radionuclides present in the constituents of an hypothetical room, were developed. The room is modeled as three pairs of rectangular sheets with finite thickness. Evaluation of doses was performed through the application of a photon transport model, taking in account self-absorption and radiation buildup. The radionuclides were assumed to be uniformly distributed in the building materials. Calculations were performed for concrete walls and results are presented for ^{40}K , ^{226}Ra , and ^{232}Th , taking in account, for dose calculations, all gamma emitters from ^{226}Ra and ^{232}Th decay chains. The response of the model to the input parameters was studied by varying each of them within a reasonable range of applicability, while leaving the other ones at fixed selected values. The results obtained showed a good agreement with those presented in the literature and with data obtained by running RESRAD-BUILD code. Dose conversions factors are presented in a form suitable for the use in radiological impact studies applied to practical situations.

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO	1
1.1 Considerações Gerais	1
1.2 Radioatividade em materiais de construção.....	2
1.2.1 Materiais convencionais	2
1.2.2 Subprodutos industriais	4
1.3 Vias de exposição à radiação	5
1.4 Objetivos	7
2 FUNDAMENTOS TEÓRICOS	8
2.1 Os radionuclídeos naturais.....	8
2.1.1 Séries de decaimento	8
2.1.2 Espectro de transições gama	15
2.2 Cálculo de dose externa.....	15
2.3 Fatores de conversão de dose.....	21
3 METODOLOGIA E CODIFICAÇÃO	23
3.1 Definição da fonte volumétrica	23
3.2 Obtenção dos fatores de <i>buildup</i>	26
3.3 Obtenção dos coeficientes de atenuação.....	29
3.4 O código EDVOS.....	30
4 RESULTADOS E DISCUSSÕES	32
4.1 Análise da resposta do modelo.....	32
4.1.1 Espessura	33
4.1.2 Densidade.....	34
4.1.3 Dimensões.....	34
4.1.4 Coordenadas do ponto de cálculo.....	35
4.1.5 Distribuição espacial da dose.....	37

4.1.6	Discussão dos resultados	39
4.2	Resultados relatados na literatura.....	40
4.3	O código RESRAD-BUILD.....	44
4.4	Aplicação dos fatores de conversão de dose.....	47
5	CONCLUSÕES	51
	APÊNDICE	53
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	61

LISTA DE TABELAS

	Página
Tabela 2.1 – Taxas de dose obtidas por diferentes métodos, para concentração unitária nas paredes (Koblinger, 1984).	21
Tabela 4.1 – Intervalos de variação dos parâmetros do modelo e valores de referência utilizados para cada parâmetro	32
Tabela 4.2 – Fatores de conversão de dose apresentados na literatura e aqueles obtidos no presente trabalho	42
Tabela 4.3 – Faixas de aplicabilidade dos fatores de conversão de dose dentro de erros predeterminados.....	49
Tabela A.1 – Energias efetivas (E_γ) das transições gama dos núclídeos das séries radioativas naturais do ^{232}Th e do ^{226}Ra e respectivas probabilidades percentuais (I_γ) de emissão de fóton por desintegração.....	53
Tabela A.2 – Coeficientes de atenuação linear e de absorção de energia para o ar seco, no nível do mar (Hubbell & Seltzer, 1997).....	55
Tabela A.3 – Coeficientes de atenuação linear e de absorção de energia para o concreto padrão (Hubbell & Seltzer, 1997).....	56
Tabela A.4 – Fatores de <i>buildup</i> para fontes isotrópicas, para o concreto.....	57
Tabela A.5 – Fatores de conversão de dose q em função da espessura das paredes do compartimento.	58
Tabela A.6 – Fatores de conversão de dose q em função da densidade do material.	58
Tabela A.7 – Fatores de conversão de dose q em função do comprimento do compartimento.	59
Tabela A.8 – Fatores de conversão de dose q em função da distância do ponto de interesse à parede mais próxima – compartimento 5 x 4 x 2,8 m.....	59
Tabela A.9 – Fatores de conversão de dose q em função da distância do ponto de interesse à parede mais próxima – compartimento 10 x 4 x 2,8 m.....	60

LISTA DE FIGURAS

	Página
Figura 2.1 – Série de decaimento radioativo do ^{238}U , a partir do ^{226}Ra (UNSCEAR, 1988).....	9
Figura 2.2 – Série de decaimento radioativo do ^{232}Th (UNSCEAR, 1988).....	10
Figura 2.3 – Relação entre as atividades de ^{232}Th , ^{228}Ra e ^{228}Th , quando inicialmente há somente ^{232}Th	11
Figura 2.4 – Relação entre as atividades de ^{228}Th e ^{228}Ra quando não há ^{232}Th	12
Figura 2.5 – Relação entre as atividades de ^{232}Th , ^{228}Ra e ^{228}Th para razão inicial $^{232}\text{Th}/^{228}\text{Ra}$ de 10:1.	13
Figura 3.1 – Geometria para o cálculo da taxa de dose absorvida devido a uma placa retangular.	23
Figura 3.2 – Visão superior da divisão do volume da placa em 4 partes para a integração 24	24
Figura 3.3 – Corte vertical x' feito num ângulo genérico ϕ , ilustrando os intervalos de variação para a integração de r e do ângulo θ 24	24
Figura 3.4 – Fatores de <i>buildup</i> x energia da radiação gama primária, para cada número de livres caminhos médios (MFP). 28	28
Figura 3.5 – Fatores de <i>buildup</i> x número de livres caminhos médios (MFP), para cada energia da radiação gama primária. 28	28
Figura 3.6 – Coeficientes de atenuação (μ/ρ) e de absorção de energia (μ_{en}/ρ) para o ar (Hubbell e Seltzer, 1997). 29	29
Figura 3.7 – Coeficientes de atenuação (μ/ρ) e de absorção de energia (μ_{en}/ρ) para o concreto (Hubbell e Seltzer, 1997). 30	30
Figura 4.1 – Fatores de conversão de dose q em função da espessura das paredes do compartimento. 33	33
Figura 4.2 – Fatores de conversão de dose q em função da densidade do material. 34	34
Figura 4.3 – Fatores de conversão de dose q em função do comprimento do compartimento. 35	35
Figura 4.4 – Fatores de conversão de dose q em função da distância do ponto de interesse à parede mais próxima – compartimento 5 x 4 x 2,8 m. 36	36

Figura 4.5 – Fatores de conversão de dose q em função da distância do ponto de interesse à parede mais próxima – compartimento 10 x 4 x 2,8 m.	37
Figura 4.6 – Curvas de isodose para o ^{40}K – compartimento 5 x 4 x 2,8 m.	38
Figura 4.7 – Curvas de isodose para o ^{40}K – compartimento 10 x 4 x 2,8 m.	38
Figura 4.8 – Gráfico comparativo entre os valores de q (fatores de conversão de dose) reportados na literatura e aqueles correspondentes obtidos no presente trabalho.	43
Figura 4.9 – Fatores de conversão de dose para ^{40}K em função do ponto de cálculo (x, x, x)	45
Figura 4.10 – Fatores de conversão de dose para ^{226}Ra em função do ponto de cálculo (x, x, x)	46
Figura 4.11 – Fatores de conversão de dose para ^{232}Th em função do ponto de cálculo (x, x, x)	46
Figura 4.12 – Faixas de espessura das paredes do compartimento para a aplicabilidade dos valores referência de fatores de conversão de dose.	49
Figura 4.13 – Faixas de densidade das paredes do compartimento para a aplicabilidade dos valores referência de fatores de conversão de dose.	50
Figura 4.14 – Faixas de deslocamento do ponto de interesse ao centro do compartimento para a aplicabilidade dos valores referência de fatores de conversão de dose.	50
Figura 4.15 – Faixas de comprimento do compartimento para a aplicabilidade dos valores referência de fatores de conversão de dose.	50

1 INTRODUÇÃO

1.1 Considerações Gerais

Dentre as várias formas de exposição à radiação ionizante a que está sujeita a população em geral, a maior contribuição provém de fontes naturais. Tais fontes incluem fontes externas, tais como radiação de origem cósmica e de radionuclídeos existentes na crosta terrestre, e fontes internas, resultantes da inalação e ingestão de substâncias naturalmente existentes no ar e na dieta alimentar. A população como um todo, em níveis relativamente constantes e desde o surgimento do ser humano, vem sendo submetida à radiação natural.

Certas práticas ou atividades humanas têm, entretanto, de várias formas, concentrado radionuclídeos naturais a níveis significativos do ponto de vista radiossanitário, o que pode ocasionar um incremento de dose em grupos populacionais que, em virtude de seus hábitos, estejam expostos a tais fontes de radiação. Situações desse tipo têm merecido, por parte da comunidade científica internacional, estudos mais detalhados, que antes eram prioritariamente dirigidos aos radionuclídeos artificiais produzidos pela indústria nuclear.

Dentre essas práticas, tem sido estudado o uso de materiais de construção em residências como fonte de exposição do indivíduo do público à radiação (OECD, 1979). Dependendo de seu tipo e origem, certos materiais de construção podem conter concentrações significativas de radionuclídeos naturais, especialmente radionuclídeos primordiais, que, em virtude de suas meias-vidas da ordem de grandeza da idade estimada do Universo, estão presentes desde a formação da Terra; estes incluem ^{40}K , ^{232}Th , ^{235}U e ^{238}U .

1.2 Radioatividade em materiais de construção

O conteúdo de radionuclídeos em matérias-primas reflete as características geológicas do local de sua extração. No caso de materiais industrializados, as características das etapas do processo de produção podem influir no conteúdo de radionuclídeos do produto final. Assim, a presença de níveis significativos de radionuclídeos naturais em materiais de construção pode estar ligada ao uso de matérias-primas oriundas de regiões com altos níveis de radiação natural terrestre (Mustonen, 1984), (Beretka & Mathew, 1985), (Mollah e outros, 1986), (Zikovsky & Kennedy, 1991), (Schuler e outros, 1991), (Malanca e outros, 1993), (Campos, 1994), (Malanca e outros, 1995), (Venturini & Nisti, 1997) e ao uso de subprodutos industriais com concentrações artificialmente elevadas de radionuclídeos naturais, decorrente de processos de concentração e purificação, sendo o gesso industrial o exemplo mais conhecido (Malavolta e outros, 1981), (Pressler, 1984), (Ryan & Cotter, 1988), (UNSCEAR, 1993), (Hussein, 1994), (Saeia, 1998).

1.2.1 Materiais convencionais

Uma fonte potencial de dose externa em residências é aquela decorrente do uso de materiais de construção convencionais produzidos em regiões com altos níveis de radioatividade natural. Mundialmente, têm sido feitos estudos de caracterização do conteúdo de radioatividade nesses materiais (Mustonen, 1984), (Mollah e outros, 1986), (Beretka & Mathew, 1985), (Zikovsky & Kennedy, 1991), (Schuler e outros, 1991).

UNSCEAR (1988) estimou que 95% da população mundial vive em áreas onde a taxa de dose absorvida ao ar livre, decorrente da exposição aos radionuclídeos primordiais, está na faixa de 30 a 70 nGy.h⁻¹, adotando um valor médio mundial de 55 nGy.h⁻¹. A maioria das estimativas da taxa de dose absorvida no interior de residências está na faixa de 60 a 95 nGy.h⁻¹, sendo a média, ponderada pela população, de 72 nGy.h⁻¹ (idem).

No Brasil, a determinação da radioatividade em materiais de construção é recente. Pesquisadores da Itália realizaram estudos em regiões com anomalias radiativas, nas localidades de Guarapari e Meaípe, no Estado de Espírito Santo (ES) e em 11 cidades no Rio Grande do Norte (RN).

No ES, encontrou-se concentrações máximas, para ^{226}Ra , de $68,8 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (argamassa) e $117,5 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (reboco); para ^{232}Th , $701,5 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (argamassa) e 1256 Bq.kg^{-1} (reboco). Em virtude das altas concentrações de ^{232}Th em algumas amostras de materiais beneficiados, os pesquisadores concluíram que a areia monazítica presente na região foi deliberadamente acrescentada, em alguma época, a esses materiais; mas que, no entanto, tal prática tem sido abandonada (Malanca e outros, 1995).

No RN, foram obtidas concentrações máximas de $91,1 \text{ Bq.kg}^{-1}$ de ^{226}Ra (tijolo), $451,4 \text{ Bq.kg}^{-1}$ de ^{232}Th (granito) e 1436 Bq.kg^{-1} de ^{40}K (granito). Concentrações menores foram obtidas em materiais beneficiados (Malanca e outros, 1993).

Em Santo André (SP), CAMPOS (1994) analisou amostras de areia, concreto, pedra, viga laje, cimento e tijolo laje. O valor das concentrações médias por material variou nas seguintes faixas: $14,0$ (pedra) a $53,3 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (cimento) de ^{226}Ra ; $18,7$ (cimento) a $98,3 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (concreto) de ^{232}Th ; e 160 (cimento) a 1050 Bq.kg^{-1} (concreto) de ^{40}K .

Na cidade de São Paulo (SP) foram analisadas 26 amostras de 8 diferentes tipos de materiais de construção (Venturini & Nisti, 1997). Os valores médios obtidos por material variaram nas faixas de $9,9$ a $70,5 \text{ Bq.kg}^{-1}$ de ^{226}Ra , $26,4$ a 91 Bq.kg^{-1} de ^{232}Th e $26,6$ a 1064 Bq.kg^{-1} de ^{40}K .

No Paquistão, ZAIDI e outros (1999) examinaram amostras de areia, cimento e tijolos produzidos localmente, encontrando concentrações nas faixas de 15 a 22 Bq.kg^{-1} de ^{232}Th , 5 a 15 Bq.kg^{-1} de ^{238}U e 280 a 350 Bq.kg^{-1} de ^{40}K em areia; 7 a 15 Bq.kg^{-1} de ^{232}Th , 15 a 22 Bq.kg^{-1} de ^{238}U e 100 a 140 Bq.kg^{-1} de ^{40}K em cimento e 29 a 33 Bq.kg^{-1} de ^{232}Th , 27 a 33 Bq.kg^{-1} de ^{238}U e 240 a 460 Bq.kg^{-1} de ^{40}K em tijolos.

A maioria dos trabalhos de caracterização radioisotópica tem como objetivo último a avaliação de impacto radiológico no indivíduo. Há, entretanto, outras situações de interesse. Em algumas aplicações técnicas, é importante assegurar que o material utilizado contenha baixas concentrações de radionuclídeos. Um exemplo é a construção de blindagens com baixa radiação de fundo para uso em detectores de radiação gama de alta sensibilidade. Com esse objetivo, CROFT & HUTCHINSON (1999) determinaram ^{238}U e ^{232}Th em agregado, areia e cimento. Os materiais, oriundos do Reino Unido, apresentaram de 19,73 (areia) a 27,32 Bq.kg^{-1} (agregado) de ^{232}Th e 15,85 (areia) a 93,37 Bq.kg^{-1} (agregado) de ^{238}U . Os autores concluíram que estes materiais são adequados para a aplicação pretendida.

1.2.2 Subprodutos industriais

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 (Ryan & Cotter, 1988), (Pressler, 1984), (Hussein, 1994); 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 é utilizado na agricultura como fonte de cálcio e enxofre para correção do solo (Malavolta e outros, 1981), bem como em alguns segmentos da indústria de construção civil (UNSCEAR, 1993). 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 (ICRP, 1984), (ICRP, 1990) demonstrarem a sua viabilidade, analisando-se a questão do ponto de vista estritamente radio sanitário.

Estudos de caracterização de parte do fosfogesso estocado no Brasil, realizados por SAUEIA (1998), mostraram concentrações nas faixas de 22 a 729 Bq.kg⁻¹ de ²²⁶Ra, 11 a 152 Bq.kg⁻¹ de ²³²Th e menores que 52 Bq.kg⁻¹ de ⁴⁰K.

1.3 Vias de exposição à radiação

O estudo dos processo pelos quais a radiação no meio ambiente pode causar um incremento de dose à qual os seres humanos estão normalmente submetidos conduz ao conceito de vias de exposição do indivíduo à radiação. Tais vias são as diferentes formas pelas quais a radiação atinge o ser humano, produzindo potencialmente um incremento de dose.

Analisando-se a situação colocada pela existência de radionuclídeos nos materiais de construção de residências, no que diz respeito à conseqüente exposição advinda pela permanência do indivíduo no interior destas residências, conclui-se que há duas vias de exposição à radiação por meio das quais pode ocorrer um incremento de dose: a inalação do radônio e de seus produtos de decaimento presentes no ar e a exposição à radiação gama externa, decorrente de radionuclídeos emissores gama presentes no material dos elementos constitutivos das residências.

A inalação de radônio e de seus produtos de decaimento tem sido mundialmente estudada (Porstendörfer e outros, 1978), (Swedjemark, 1983), (Roelofs & Scholten, 1994), (Rogers e outros, 1994). O radônio, elemento radioativo gasoso, é continuamente gerado na natureza a partir do decaimento de nuclídeos das séries naturais do urânio e do tório. Além de ser gerado por materiais de construção contendo tais elementos radioativos, o radônio pode também originar-se, em determinadas situações geológicas, do solo subjacente à residência, permeando o piso e alcançando o interior dos cômodos; pode, ainda, estar dissolvido na água de abastecimento e, no momento do consumo, emanar para a atmosfera. Sob certas circunstâncias, particularmente em países de inverno rigoroso,

onde a ventilação da residência na estação fria é mínima, o radônio e seus descendentes tendem a se acumular no ar. Este fato, aliado à permanência do indivíduo por longos períodos no interior da residência, pode levar a um considerável incremento de dose nos pulmões pela inalação e deposição dos produtos de decaimento do radônio no trato respiratório.

A segunda via de exposição que deve ser considerada é a radiação gama externa. Vários dos radionuclídeos presentes nos materiais de construção são emissores gama. A radiação gama, dentre os tipos de radiação produzidas por radionuclídeos terrestres, é a mais penetrante. Diferentemente da radiação alfa ou beta, para as quais pode-se definir um alcance, ou seja, uma distância limite a partir da fonte no meio absorvedor além da qual toda a radiação é barrada, a radiação gama é atenuada exponencialmente com a distância, não sendo portanto possível definir um alcance para a mesma. Na presente situação, isso significa que o campo de ação da radiação não se limita ao espaço próximo às paredes ou outros elementos da residência; os efeitos da radiação gama podem ser observados, em princípio, em toda a extensão do espaço interno do compartimento considerado da residência.

Na avaliação de seus efeitos, deve-se incluir a radiação primária produzida pelos nuclídeos emissores gama, bem como a radiação espalhada, resultante da interação da radiação primária com a matéria interposta entre a fonte de radiação primária e o meio receptor; assim, o ar e o próprio material no interior do qual o radionuclídeo está distribuído definirão as características do campo de radiação.

De forma diferente da radiação advinda da inalação, a radiação gama direta atua independentemente de fatores ambientais. A dose absorvida no ar depende exclusivamente das características da fonte primária de radiação, incluindo sua composição química elementar e sua distribuição espacial, e da distribuição de matéria na vizinhança do conjunto fonte-receptor.

1.4 Objetivos

O presente trabalho tem por objetivo estabelecer uma metodologia para avaliar a dose absorvida no ar no interior de uma residência hipotética construída à base de placas com concentrações definidas de radionuclídeos naturais, considerando-se a componente decorrente da radiação gama proveniente dos elementos constituintes da residência.

Considerando-se a residência como um compartimento único de seção retangular e os radionuclídeos uniformemente distribuídos em cada parede, a expressão mais freqüentemente citada na literatura para o cálculo da dose no centro do compartimento é expressa como uma combinação linear de valores de concentração de radionuclídeos e fatores de conversão de dose correspondentes.

O fator de conversão de dose é definido como a razão entre a taxa de dose absorvida em dado ponto no interior de um compartimento, devido à presença de um determinado radionuclídeo e seus descendentes, e a concentração desse radionuclídeo nas paredes do compartimento.

Neste trabalho pretende-se determinar os valores dos fatores de conversão de dose 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.

2 FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1 Os radionuclídeos naturais

O ser humano está continuamente exposto a radiações ionizantes naturais. De acordo com a sua origem, pode-se classificá-las em três grupos, a saber: a radiação cósmica, oriunda do sol e de outras fontes no espaço sideral; a radiação produzida por radionuclídeos cosmogênicos, principalmente ^3H , ^7Be , ^{14}C e ^{22}Na , gerados pela interação da radiação cósmica com a atmosfera terrestre; e a radiação produzida por radionuclídeos primordiais, presentes desde o início da formação da Terra, que incluem ^{40}K , ^{232}Th , ^{235}U e ^{238}U (UNSCEAR, 1993).

Para o presente trabalho, a componente da radiação que deve ser considerada é aquela devida aos radionuclídeos primordiais, uma vez que os mesmos estão distribuídos por toda a crosta terrestre e, portanto, normalmente presentes nos materiais de construção das residências.

2.1.1 Séries de decaimento

Os principais radionuclídeos primordiais, com exceção do ^{40}K , decaem sucessivamente para vários outros radionuclídeos, antes de chegar a um nuclídeo final estável, dando origem às séries de decaimento radioativo.

Existem três séries naturais de decaimento, que se iniciam com os nuclídeos ^{238}U , ^{235}U e ^{232}Th . Do ponto de vista radiológico, a série do ^{235}U não é importante, pois a contribuição de seus radionuclídeos para a dose gama externa total é pequena em relação às outras séries (UNSCEAR, 1988).

Dentro de cada série, há nuclídeos de meia-vida longa em relação à dos subseqüentes, além do precursor da série. Isto dá origem às sub-séries, nas quais a atividade do precursor regula as atividades de seus produtos de decaimento.

A série do ^{238}U divide-se em:

- sub-série do ^{238}U , constituída pelo ^{238}U , ^{234}Th , ^{234}Pa e ^{234}U ;
- sub-série do ^{226}Ra , constituída pelo ^{226}Ra , ^{222}Rn , ^{218}Po , ^{214}Pb e ^{214}Bi ;
- sub-série do ^{210}Pb , constituída pelo ^{210}Pb , ^{210}Bi , ^{210}Po . Este último decai para o ^{206}Pb estável, encerrando a série.

Dentre essas sub-séries, a única que apresenta emissões gama com probabilidades de emissão superiores a 1% é a sub-série do ^{226}Ra . A figura 2.1 apresenta a cadeia de decaimento dos nuclídeos da série do ^{238}U , a partir do ^{226}Ra ; os radionuclídeos emissores gama estão em fundo escuro.

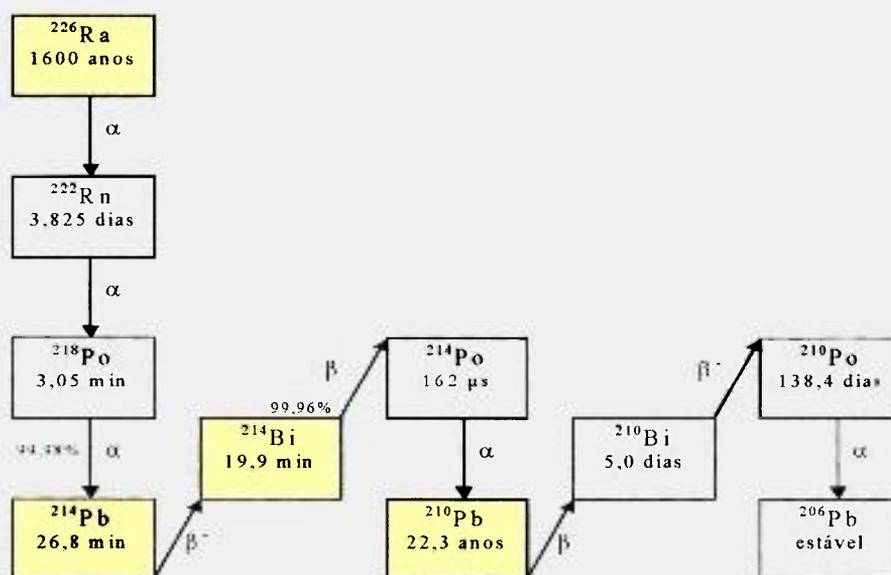


Figura 2.1. Série de decaimento radioativo do ^{238}U , a partir do ^{226}Ra (UNSCEAR, 1988).

A série do ^{232}Th apresenta uma situação peculiar, onde o ^{228}Ra decai para o ^{228}Ac , de meia-vida relativamente curta, e este decai para o ^{228}Th , de meia-vida da mesma ordem de grandeza do ^{228}Ra . Isso faz com que surjam situações de equilíbrio transiente, onde a

razão de atividades $^{228}\text{Th}/^{228}\text{Ra}$ varia na escala de tempo da ordem de algumas dezenas de anos, dependendo da relação entre as atividades iniciais de ^{232}Th e ^{228}Ra . Uma vez que tanto o ^{228}Ac como os descendentes do ^{228}Th apresentam emissões gama, é importante, para os objetivos do presente trabalho, examinar tais situações. A figura 2.2 mostra a cadeia de decaimento do ^{232}Th ; os radionuclídeos emissores gama estão em fundo escuro.

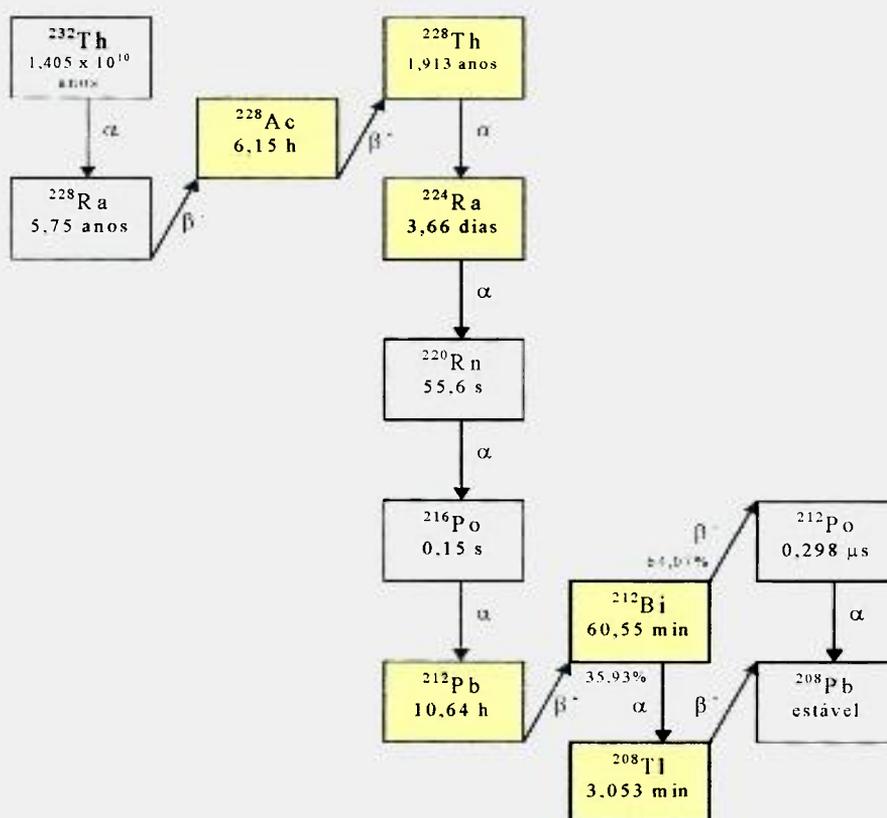


Figura 2.2. Série de decaimento radioativo do ^{232}Th (UNSCEAR, 1988).

As leis do decaimento radioativo dão origem a um sistema de equações diferenciais lineares, cuja resolução analítica fornece as atividades dos nuclídeos em função do tempo. Assim, chamando os radionuclídeos ^{232}Th , ^{228}Ra e ^{228}Th respectivamente de A, B e C, onde A decai para B e este decai para C (a atividade do ^{228}Ac pode ser considerada igual à do ^{228}Ra , por ter meia-vida muito pequena em relação a este), as atividades respectivas $A(t)$, $B(t)$ e $C(t)$ são expressas por (Evans, 1982):

$$\begin{aligned}
 A(t) &= A_0 \\
 B(t) &= A_0 + (B_0 - A_0)e^{-\lambda_B t} \\
 C(t) &= A_0 + \frac{\lambda_c}{\lambda_c - \lambda_R} (B_0 - A_0)(e^{-\lambda_B t} - e^{-\lambda_C t}) - A_0 e^{-\lambda_C t}
 \end{aligned}
 \tag{2.1}$$

onde λ_A , λ_B e λ_C são as constantes de decaimento dos radionuclídeos A, B e C, respectivamente, e $A_0 = A(0)$, $B_0 = B(0)$, $C_0 = C(0)$ e satisfeita a condição $C(0) = 0$. Uma vez que a relação entre a constante de decaimento λ e a meia-vida T é expressa por $\lambda = \ln 2/T$, tem-se $\lambda_A \ll \lambda_B$ e $\lambda_A \ll \lambda_C$. $A(t)$ pode ser suposta constante porque a meia-vida do ^{232}Th é muito grande comparada à escala de tempo considerada.

A figura 2.3 mostra a relação entre as atividades, quando há apenas ^{232}Th e não há inicialmente ^{228}Ra e ^{228}Th . Na situação da figura 2.4, não há ^{232}Th e a atividade do ^{228}Th é regulada pela do ^{228}Ra .

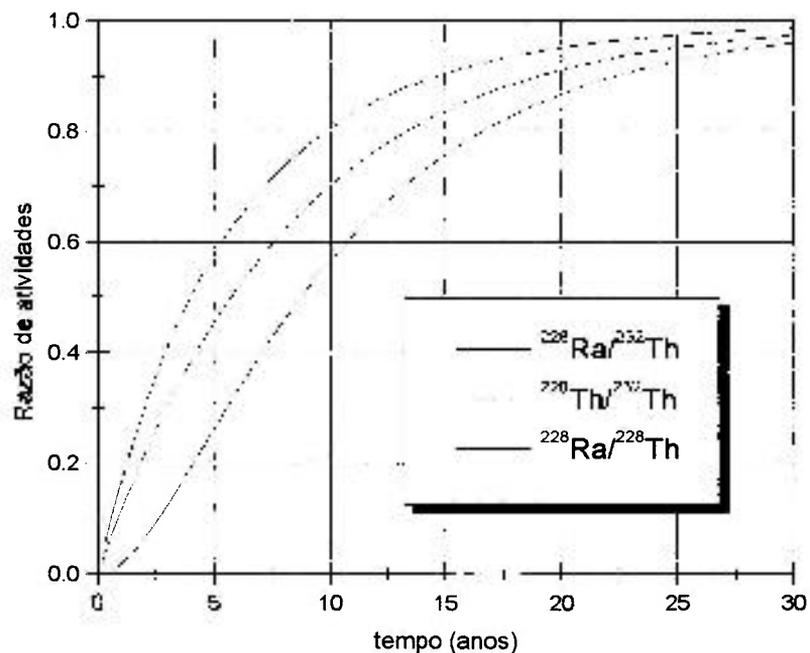


Figura 2.3. Relação entre as atividades de ^{232}Th , ^{228}Ra e ^{228}Th quando inicialmente há somente ^{232}Th .

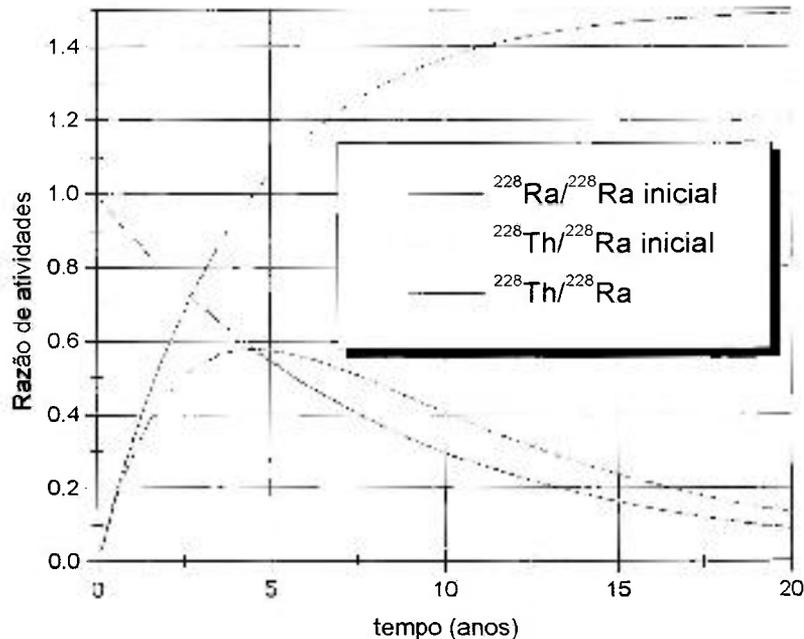


Figura 2.4. Relação entre as atividades de ^{228}Th e ^{228}Ra , quando não há ^{232}Th .

As figuras 2.3 e 2.4 ilustram situações extremas. No presente trabalho, considera-se que os três radionuclídeos apresentam, em cada instante, a mesma atividade. Na prática, esta é a situação mais comum. Ressalva-se porém que, se por alguma razão houver ^{228}Ra com atividade inicialmente superior à do ^{232}Th - por exemplo, em decorrência de algum processo industrial de produção do material - haverá uma situação transiente por várias décadas, antes de se atingir o equilíbrio secular. Durante esse período, as atividades de ^{228}Th e ^{228}Ra serão superiores à do ^{232}Th .

A figura 2.5 exemplifica um caso desse tipo, quando a razão inicial de atividades $^{228}\text{Ra}/^{232}\text{Th}$ é de 10 para 1. Nestas situações, não é válida a aplicação de um fator de conversão de dose para o ^{232}Th tal como apresentado neste e em outros trabalhos relatados na literatura, porque a dose foi calculada supondo-se atividades iguais, em cada instante, de ^{232}Th , ^{228}Th e ^{228}Ra . Se as atividades de ^{228}Th e ^{228}Ra forem superiores à do ^{232}Th , a dose, para uma mesma atividade de ^{232}Th , será superior à dose correspondente na situação de equilíbrio radioativo.

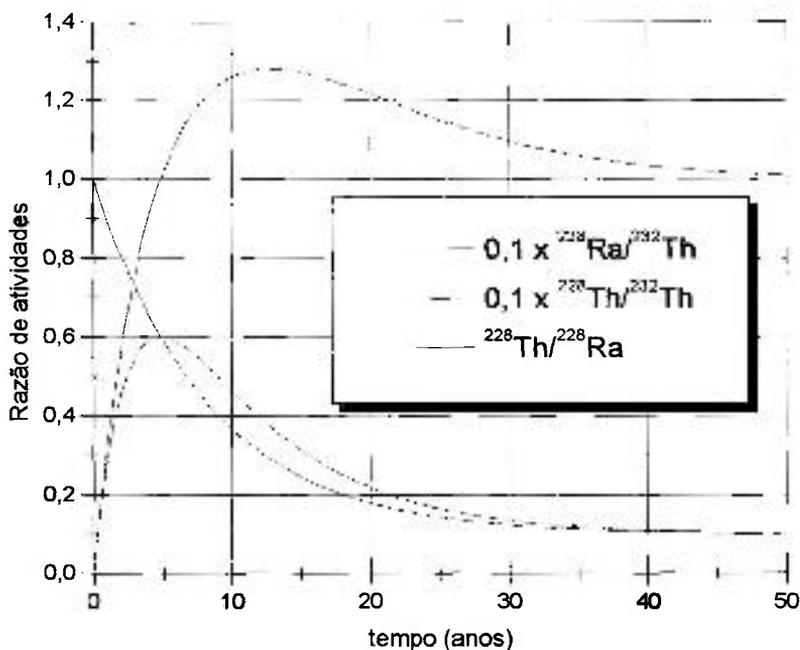


Figura 2.5. Relação entre as atividades de ^{232}Th , ^{228}Ra e ^{228}Th para razão inicial $^{232}\text{Th}/^{228}\text{Ra}$ de 10:1

Um outro aspecto a ser considerado nas séries de decaimento é a alteração do equilíbrio pela exalação do radônio. As séries naturais do urânio e do tório têm, entre seus constituintes, isótopos do elemento radônio, ^{222}Rn na série do urânio e ^{220}Rn na do tório. Este elemento é gasoso e, portanto, uma fração do radônio pode exalar da matriz que contém os nuclídeos precursores das séries de decaimento. Como consequência, é estabelecida uma situação de equilíbrio dinâmico, onde os nuclídeos subsequentes ao radônio, em cada série de decaimento, apresentam-se com atividades menores do que na situação em que a totalidade do radônio permanece na matriz. Assim, a exalação do radônio tende a diminuir a dose gama externa, já que vários dos nuclídeos subsequentes são emissores gama.

Sob esse aspecto, é importante estimar qualitativamente até que ponto a exalação do radônio pode influenciar nos fatores de conversão de dose. Há, na literatura, vários estudos buscando estimar a exalação do radônio, expressa em termos da fração do radônio gerada que se desprende da matriz. Sabe-se que o fator de exalação é influenciado, com

graus variados de dependência, pelas características do material considerado e por parâmetros ambientais. Tais processos foram estudados em detalhe por diversos pesquisadores.

O'RIORDAN e outros (1972) estimaram o escape de radônio dos elementos constituintes de residências, obtendo as seguintes frações: para painéis não tratados, 0,1; painéis pintados ou revestidos com papel, 0,07; e placas de gesso não tratadas, 0,04. Observaram também que a espessura do painel não tem efeito pronunciado sobre o escape, na faixa examinada de espessuras (até 76 mm).

O'BRIEN e outros (1991) determinaram a taxa de exalação de radônio e a concentração de atividade em placas de fosfogesso, concluindo que mais de 90% do radônio formado decai no interior da própria placa.

PEN'SKO e outros (1980) determinaram coeficientes de exalação de radônio em materiais de construção tradicionais e em resíduos industriais, obtendo médias por tipo de material. Para cinzas volantes e escória, obtiveram valores praticamente iguais, 0,62%, enquanto que para o fosfogesso obtiveram mais de 21%.

A exalação de torônio (^{220}Rn) é praticamente independente da espessura do material, para qualquer espessura usada na prática, devido à meia-vida relativamente pequena do torônio — 55,6 segundos — quando comparada à do radônio, que é de 3,825 dias (Mustonen, 1984). Isto significa que um tratamento superficial simples, como pintura, previne a exalação do torônio (idem).

MISDAQ e outros (1997) propuseram um método para a avaliação da exalação de radônio, baseado em detectores de traços nucleares; concluíram que a exalação é mais acentuada em paredes feitas de solo do que naquelas feitas de tijolos e cimento.

Em vista de tais resultados, neste trabalho foi adotada a suposição de que todo o radônio permanece no interior das paredes da construção. Tal suposição é bastante razoável, considerando que, para os materiais normalmente utilizados, a fração de exalação é pequena e levando-se em conta, ainda, que as paredes internas das residências

usualmente apresentam algum tipo de tratamento (pintura ou outro tipo de revestimento) que previne ainda mais a exalação.

2.1.2 Espectro de transições gama

A dose gama externa depende diretamente das características do espectro de emissão gama da fonte de radiação. Assim, é preciso considerar as transições gama de cada radionuclídeo presente nas séries de decaimento estudadas.

Cada transição gama é caracterizada por uma energia do fóton gama emitido, E_γ , e por uma probabilidade de emissão, I_γ , que é a razão entre o número de ocorrências da transição gama considerada e o número de átomos que se desintegram; esta probabilidade é normalmente expressa em percentuais.

O ^{40}K possui uma única emissão gama com $E_\gamma = 1460,832 \text{ keV}$ e $I_\gamma = 10,67\%$, decaindo para o nuclídeo estável ^{40}Ca (Firestone, 1996).

Os radionuclídeos da subsérie do ^{228}Ra e da série do ^{232}Th , por outro lado, apresentam no conjunto dezenas de transições gama, muitas com valores de I_γ relativamente pequenos (menores que 0,005), mas que no conjunto contribuem apreciavelmente para a dose externa. A tabela A.1 do apêndice mostra os valores efetivos de E_γ e I_γ das transições gama dos nuclídeos da série do ^{232}Th e da subsérie do ^{226}Ra . O procedimento para a redução da quantidade de transições gama é descrito no item 3.4 deste trabalho.

2.2 Cálculo de dose externa

A interação da radiação com a matéria, considerando-se uma fonte primária de radiação e os sucessivos eventos nos quais os fótons são espalhados, absorvidos ou criados,

pode ser expressa, em sua forma mais geral, pela equação integral de Boltzmann (Kalos & Whitlock, 1986):

$$\chi(P)dP = S(P)dP + \int K(P' \rightarrow P)\chi(P')dP'dP \quad (2.2)$$

onde

$P = (\vec{X}, E, \vec{\Omega}, t)$	ponto que caracteriza o estado de cada fóton em termos de sua localização \vec{X} , energia E , sentido $\vec{\Omega}$ e instante t
$\chi(P)$	distribuição da radiação que emerge de cada ponto P
$S(P)$	distribuição da fonte primária de radiação
$K(P' \rightarrow P)$	função densidade de probabilidade de transição do fóton do estado P' para o estado P

As diversas grandezas de interesse na dosimetria da radiação podem ser expressas em termos de integrais sobre a distribuição $\chi(P)dP$. A partir da equação integral de Boltzmann, há uma variedade de métodos para a solução do transporte de radiação, adequadas para situações particulares. Um caminho é a utilização do ajuste de funções, permitindo a integração analítica das funções na equação integral; outra forma é a simulação numérica do transporte da radiação, a partir da amostragem aplicada às distribuições da função, ou de alguma distribuição derivada, e da contagem seletiva dos eventos para a estimativa da grandeza dosimétrica de interesse, o que é genericamente conhecido por método de Monte Carlo.

A taxa de dose num determinado ponto devida a fótons não espalhados, oriundos de uma fonte distribuída num volume V , é dada por:

$$\dot{D}_u = \frac{KS}{4\pi} \sum_{i=1}^n I_i \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_{u,E_i} E_i \int_V \frac{1}{r^2} \exp(-\mu_{m,E_i} r_m - \mu_{a,E_i} r_a) \quad (2.3)$$

onde

\dot{D}_u	componente da taxa de dose absorvida devida ao feixe não espalhado (Gy.s ⁻¹)
K	constante de conversão de unidades, de (Bq.g ⁻¹).keV para Gy.s ⁻¹ , igual a 1,602 x 10 ⁻¹³
S	concentração de um dado radionuclídeo, no volume V (Bq.cm ⁻³)
I_i	probabilidade de emissão para a i -ésima transição gama

$\left(\frac{\mu_{en}}{\rho}\right)_{a,E_i}$	coeficiente mássico de absorção de energia para o ar, correspondente à energia gama E_i ($\text{cm}^2 \cdot \text{g}^{-1}$)
E_i	energia da i -ésima transição gama (keV)
r	distância do ponto de interesse a cada ponto do volume V da fonte (cm)
r_m	distância percorrida no material absorvedor (cm)
r_a	distância percorrida no ar (cm)
μ_{m,E_i}	coeficiente de atenuação linear no absorvedor, para a energia E_i (cm^{-1})
μ_{a,E_i}	coeficiente de atenuação linear no ar, para a energia E_i (cm^{-1})

A expressão 2.3 leva em conta apenas os fótons primários para o cálculo da taxa de dose. Para incluir a contribuição devida à radiação espalhada, há essencialmente três opções, descritas a seguir (Koblinger, 1984).

A aproximação mais simples é feita com o uso de coeficientes de atenuação modificados, que serão menores que os coeficientes de atenuação lineares, já que os fótons espalhados contribuem para aumentar a taxa de dose.

A segunda opção, mais direta porém mais dispendiosa, é usar simulação computacional, com o método de Monte Carlo (Koblinger, 1976). Este método é adequado para estudar o transporte da radiação gama em geometrias complexas. Baseia-se na simulação das histórias dos fótons primários, desde o ponto de origem, acompanhando-se suas interações com a matéria até que os fótons secundários sejam absorvidos ou deixem o volume de interesse. Em cada interação, escolhe-se a nova energia e direção do fóton resultante. A contagem das interações é feita para cada elemento de volume, de modo a se determinar, após um número suficiente de histórias, a energia depositada em cada elemento e daí a taxa de dose em função da posição no volume de interesse. As escolhas são feitas de modo a obedecer, para um grande número de histórias de fóton, as funções de distribuição correspondentes.

A terceira opção é o uso de fatores de *buildup*. A dose calculada levando-se em conta unicamente o fluxo de fótons primários subestima a dose real. Uma das formas de se

introduzir a contribuição da radiação espalhada é a introdução do chamado fator de *buildup*, que expressa a razão entre determinada grandeza dosimétrica – no presente caso, a dose absorvida – e o valor que esta grandeza assumiria se não houvesse o espalhamento da radiação. Este fator é expresso na forma $B(E, \mu r)$, ou seja, é uma função da energia do fóton primário E e do número de livres caminhos médios μr (ou *MFP*, do inglês *mean free paths*). A expressão 2.3 é então modificada para incluir o fator de *buildup*.

Assim, a taxa de dose \dot{D} no ar num determinado ponto devida aos fótons primários e espalhados, oriundos de uma fonte distribuída num volume V , será dada pela expressão 2.4:

$$\dot{D} = \frac{KS}{4\pi} \sum_{i=1}^n I_i \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_{a.E_i} E_i \int_V dV \frac{1}{r^2} B(E_i, \mu_{m.E_i} r_m) \exp(-\mu_{m.E_i} r_m - \mu_{a.E_i} r_a) \quad (2.4)$$

onde

\dot{D}	taxa de dose absorvida ($\text{Gy} \cdot \text{s}^{-1}$)
K	constante de conversão de unidades, de $(\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}) \cdot \text{keV}$ para $\text{Gy} \cdot \text{s}^{-1}$, igual a $1,602 \times 10^{-13}$
S	concentração de um dado radionuclídeo, no volume V ($\text{Bq} \cdot \text{cm}^{-3}$)
n	número de transições gama consideradas
I_i	probabilidade de emissão para a i -ésima transição gama
$\left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_{a.E_i}$	coeficiente mássico de absorção de energia para o ar, correspondente à energia E_i ($\text{cm}^2 \cdot \text{g}^{-1}$)
E_i	energia da i -ésima transição gama (keV)
r	distância do ponto de interesse a cada ponto do volume V da fonte (cm)
r_m	distância percorrida no material absorvedor (cm)
r_a	distância percorrida no ar (cm)
B	fator de <i>buildup</i>
$\mu_{m.E_i}$	coeficiente de atenuação linear no absorvedor, para a energia E_i (cm^{-1})
$\mu_{a.E_i}$	coeficiente de atenuação linear no ar, para a energia E_i (cm^{-1})

Vários autores apresentam dados tabelados e funções empíricas para a aplicação de fatores de *buildup* no cálculo da dose (Trubey, 1966), (Morgan & Emerson, 1967), (Rockwell, 1956), (Eisenhauer & Simmons, 1975).

MORGAN & EMERSON (1967) apresentam valores tabelados e funções ajustadas para valores de E a partir de 500 keV, para 6 diferentes materiais; para água, são disponíveis fatores B com E a partir de 255 keV. Além de algumas aproximações mais simples, o autor apresenta uma aproximação analítica expressa como

$$B(E, \mu r) \cong A(E)\exp[-\alpha_1(E)\mu r] + [1 - A(E)]\exp[-\alpha_2(E)\mu r] \quad (2.5)$$

onde α_1 , α_2 e A são os parâmetros ajustados. Outro autor (Trubey, 1966) obteve esses parâmetros para 6 diferentes materiais.

No trabalho de STRANDEN (1979), a contribuição do *buildup* é levada em conta utilizando-se uma expressão linear da forma

$$B(E, s) = 1 + \alpha(E)\mu_m(E) \cdot s \quad (2.6)$$

O autor utilizou um ajuste de 1 MFP para o termo $\alpha(E)$. Foram utilizados os coeficientes apresentados por TRUBEY (1966).

EISENHAUER & SIMMONS (1975), utilizando o método dos momentos, apresentam, unicamente para o concreto, valores calculados de B para fontes isotrópicas numa faixa ampla de energia: 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.

TAKEUCHI & TANAKA (1985) determinaram fatores de *buildup* para fontes puntiformes isotrópicas usando um código de integração direta, obtendo valores em boa concordância com os obtidos por Eisenhauer & Simmons.

HARIMA e outros (1986) propuseram um método, referenciado posteriormente na literatura como método G-P (de *geometric-progression*), que aproxima o fator de *buildup* por uma expressão na forma

$$B_r = 1 + (B - 1)(K^X - 1)/(K - 1) \quad (2.7)$$

onde X é o número de médio de caminhos livres e K é um parâmetro dependente de X .

As referências obtidas a respeito da contribuição do *buildup* 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. A Tabela A.1 mostra que parte significativa das emissões gama dos núclídeos das séries naturais não se encontra nessa faixa. EISENHAUER & SIMMONS (1975) e, posteriormente, TAKEUCHI & TANAKA (1985), numa faixa ampliada de livres caminhos médios, apresentam os fatores de *buildup* na faixa de energia abaixo de 500 keV, e somente para o concreto.

KOBLINGER (1984) comparou os resultados obtidos pelos diferentes métodos para a obtenção da dose absorvida no interior de residências, considerando a fonte de radiação nos elementos que constituem a construção. O autor concluiu que a utilização dos coeficientes de atenuação, associada ao uso dos fatores de *buildup* para levar em conta o acréscimo na dose devido ao espalhamento da radiação, fornece resultados em concordância muito boa com aqueles obtidos a partir de simulações diretas utilizando métodos de Monte Carlo. A Tabela 2.1 compara as taxas de dose obtidas por diversos autores, para diferentes métodos.

Tabela 2.1. Taxas de dose obtidas por diferentes métodos, para concentração unitária nas paredes (Koblinger, 1984).

Taxas de dose ($\mu\text{Gy}\cdot\text{ano}^{-1}$)			Geometria / dimensões	Material das paredes e densidade	Método
^{40}K	^{238}U	^{232}Th			
0,61	6,94	7,79	4 x 5 x 2,8 m ³ ; 20 cm	SiO ₂ , $\rho=2,32$	Monte Carlo adjunto
0,61	6,94	8,42	4 x 5 x 2,8 m ³ ; 20 cm	SiO ₂ , $\rho=2,32$	Atenuação + <i>buildup</i>
0,65	7,18	8,65	Casca esférica	41% tijolo, 59% concreto, $\rho=1,89$	Atenuação com coeficientes modificados
0,75	9,51	13,7	Cavidade num meio infinito	-	-

A tabela comparativa apresentada anteriormente mostra que, pelo menos para a dose no centro do compartimento, a variação está dentro de uma faixa estreita (11%, no máximo), com exceção do cálculo para uma cavidade num meio infinito, situação essa que não é realista e cuja utilidade maior, na verdade, é fornecer um máximo teórico para o fator de conversão de dose. Há que se considerar, no entanto, a dificuldade de se comparar situações heterogêneas tais como as apresentadas acima, com diversos parâmetros variando simultaneamente. Deve-se levar em conta, também, que pode haver variação considerável na dose ao se afastar do centro do compartimento, variando-se a distância do ponto de interesse às paredes.

Neste trabalho, a taxa de dose no interior de um compartimento será calculada usando-se a expressão 2.4.

2.3 Fatores de conversão de dose

Dada a concentração de um determinado radionuclídeo, em uma fonte volumétrica definida, pode-se então calcular a dose absorvida no ar em qualquer ponto de interesse pelos métodos anteriormente descritos. Como a dose é função linear da concentração, é possível definir fatores de conversão de dose. A relação entre a taxa de dose absorvida e os fatores de conversão de dose é expressa por

$$\dot{D} = \sum q_i C_i \quad (2.8)$$

onde

- \dot{D} taxa de dose absorvida (Gy.s^{-1})
 q_i fator de conversão de dose para o radionuclídeo precursor da série i
 ($\text{Gy.s}^{-1}/(\text{Bq.kg}^{-1})$)
 C_i concentração do radionuclídeo precursor da série i (Bq.kg^{-1})

Assim, o fator de conversão de dose q_i para cada radionuclídeo ou série radioativa será dado pela expressão

$$q_i = \frac{\dot{D}_i \rho}{S_i} \quad (2.9)$$

onde

- \dot{D}_i componente da taxa de dose absorvida devida ao i -ésimo radionuclídeo precursor
 (Gy.s^{-1})
 S_i razão atividade/volume do radionuclídeo precursor i (Bq.cm^{-3})
 ρ densidade do material (kg.cm^{-3})

A expressão anterior pressupõe o uso de um único tipo de material nas paredes, de densidade (ρ) e atividade por volume (S_i) homogêneas.

3 METODOLOGIA E CODIFICAÇÃO

3.1 Definição da fonte volumétrica

O programa foi desenvolvido para calcular a dose considerando-se um único compartimento composto de três pares de placas retangulares com espessura finita.

Considera-se inicialmente a dose em um ponto O , devida a uma distribuição uniforme de radionuclídeos numa placa retangular finita com espessura t . O ponto O está na origem do sistema de coordenadas cartesianas, 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 pelo ponto O a intercepta. Esta construção é mostrada na figura 3.1.

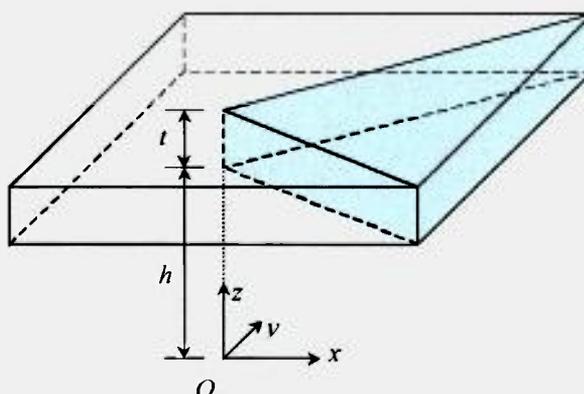


Figura 3.1. Geometria para o cálculo da taxa de dose absorvida devido a uma placa retangular.

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.

Usando-se coordenadas esféricas, com O 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 O , devida às transições gama de um nuclídeo ou de uma série radioativa.

Dividindo-se o volume da placa em 4 partes, sendo cada uma um prisma de base triangular, obtém-se os intervalos de variação para a integral da expressão da dose, conforme mostrado nas figuras 3.2 e 3.3.

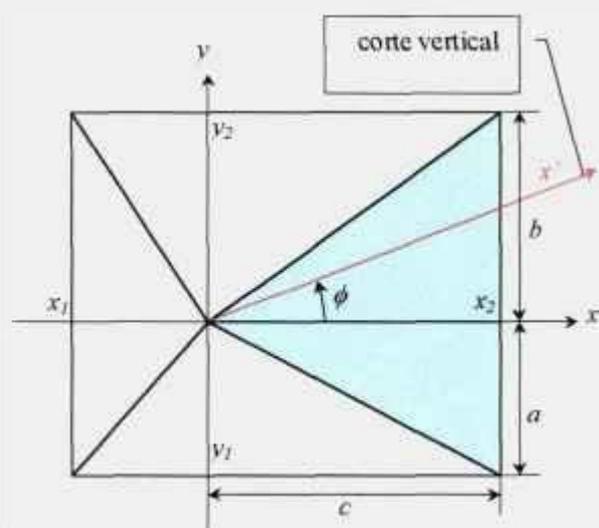


Figura 3.2. Visão superior da divisão do volume da placa em 4 partes para a integração.

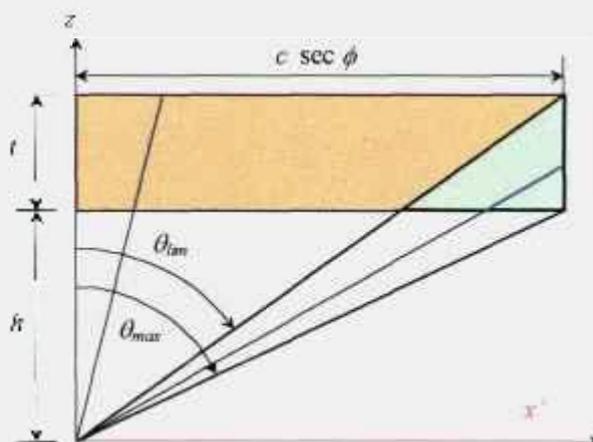


Figura 3.3. Corte vertical x' feito num ângulo genérico ϕ , ilustrando os intervalos de variação para a integração de r e do ângulo θ .

Assim, a taxa de dose absorvida será obtida por

$$\dot{D} = \frac{KS}{4\pi} \sum_{i=1}^n I_i \left(\frac{\mu_{r,r}}{\rho} \right)_{a,E_i} \sum_{V=1}^4 A_{i,V} \quad (3.1)$$

onde

- \dot{D} taxa de dose absorvida ($\text{Gy} \cdot \text{s}^{-1}$)
 K constante de conversão de unidades, de $(\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}) \cdot \text{keV}$ para $\text{Gy} \cdot \text{s}^{-1}$, igual a $1,602 \times 10^{-13}$
 S concentração de um dado radionuclídeo, no volume V ($\text{Bq} \cdot \text{cm}^{-3}$)
 n número de transições gama consideradas
 I_i probabilidade de emissão para a i -ésima transição gama
 $\left. \frac{\mu_{r,r}}{\rho} \right|_{a,E_i}$ coeficiente mássico de absorção de energia para o ar, correspondente à energia E_i ($\text{cm}^2 \cdot \text{g}^{-1}$)
 E_i energia da i -ésima transição gama (keV)

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

$$\int_{\phi = \arctg \frac{-a}{c}}^{\arctg \frac{b}{c}} \left[\int_{\theta=0}^{\theta_{\text{lim}}(\phi)} \int_{r=h \sec \theta}^{(h+t) \sec \theta} f(r, \theta) dr d\theta + \int_{\theta=\theta_{\text{lim}}(\phi)}^{\theta_{\text{max}}(\phi)} \int_{r=h \sec \theta}^{c \sec \phi \text{ cosec } \theta} f(r, \theta) dr d\theta \right] d\phi \quad (3.2)$$

onde

$$\theta_{\text{lim}}(\phi) = \arctg \frac{c \sec \phi}{h+t} \quad \theta_{\text{max}}(\phi) = \arctg \frac{c \sec \phi}{h}$$

$$f(r, \theta) = B(E_i, \mu_{m,E_i} r_m) \exp(-\mu_{m,E_i} r_m - \mu_{a,E_i} r_a) \text{sen } \theta$$

$$r_m = r - h \sec \theta$$

$$r_a = h \sec \theta$$

- h distância do ponto de interesse à face da fonte voltada para o mesmo (cm)
 t espessura da fonte (cm)
 r distância do ponto de interesse a cada ponto do volume V da fonte (cm)
 r_m distância percorrida no material absorvedor (cm)
 r_a distância percorrida no ar (cm)
 B fator de *buildup*

μ_{m,E_i} coeficiente de atenuação linear no absorvedor, para a energia E_i (cm^{-1})

μ_{a,E_i} coeficiente de atenuação linear no ar, para a energia E_i (cm^{-1})

e as dimensões a , b , c são definidas conforme a parte V considerada, como ilustrado na figura 3.2.

Este conjunto de expressões é válido para a situação geométrica geral descrita anteriormente. No entanto, em casos particulares de interesse físico podem ser utilizadas simetrias para simplificar a expressão; por exemplo, quando a perpendicular do ponto de interesse à placa passa pelo centro desta ou por um eixo de simetria da placa.

3.2 Obtenção dos fatores de *buildup*

Neste trabalho, utilizou-se fatores de *buildup* para concreto, aplicando-se o mesmo para todos os materiais usados na modelagem. Este procedimento é justificado pelo fato de que o número atômico Z efetivo dos materiais de construção é próximo ao Z efetivo do concreto.

EISENHAUER & SIMMONS (1975) sugerem que interpolações devam 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, os fatores de *buildup* foram obtidos por meio de uma interpolação aplicada aos logaritmos da energia e do número de livres caminhos médios, sobre os valores de B fornecidos por TAKEUCHI & TANAKA (1985). A escolha deste tipo de interpolação deve-se à natureza do ajuste que foi usado pelos autores na determinação de B .

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 , tais que $E_1 < E < E_2$ e $\mu r_1 < \mu r < \mu r_2$, foi calculado pela expressão

$$B(E, \mu r) = B(E, \mu r_1) \exp \left[\ln \frac{B(E, \mu r_2) \mu r - \mu r_1}{B(E, \mu r_1) \mu r_2 - \mu r_1} \right] \quad (3.3)$$

onde

$$B(E, \mu r_1) = B_{11} \exp \left[\ln(B_{11}/B_{21}) \frac{\ln(E/E_1)}{\ln(E_2/E_1)} \right] \quad (3.4)$$

$$B(E, \mu r_2) = B_{12} \exp \left[\ln(B_{12}/B_{22}) \frac{\ln(E/E_1)}{\ln(E_2/E_1)} \right]$$

Os valores de E_i , que são os valores de energia das transições gama primárias, compõem um espectro de valores discretos, enquanto que os valores de μr variam continuamente quando é feita a integração da função do integrando, que contém o fator $B(E, \mu r)$. Assim, a interpolação é feita primeiramente sobre os logaritmos dos valores tabelados de energia, obtendo-se um conjunto de fatores de *buildup* para os valores-padrão de μr , para cada valor de energia gama primária; quando é feito o cálculo do fator de conversão de dose, esse conjunto de dados é utilizado para se obter os valores de B para μr variando continuamente.

As figuras 3.4 e 3.5 mostram os gráficos dos fatores de *buildup* em função da energia e do número de livres caminhos médios. Os pontos representam os valores da literatura e as linhas que os unem representam os valores interpolados conforme descrito anteriormente.

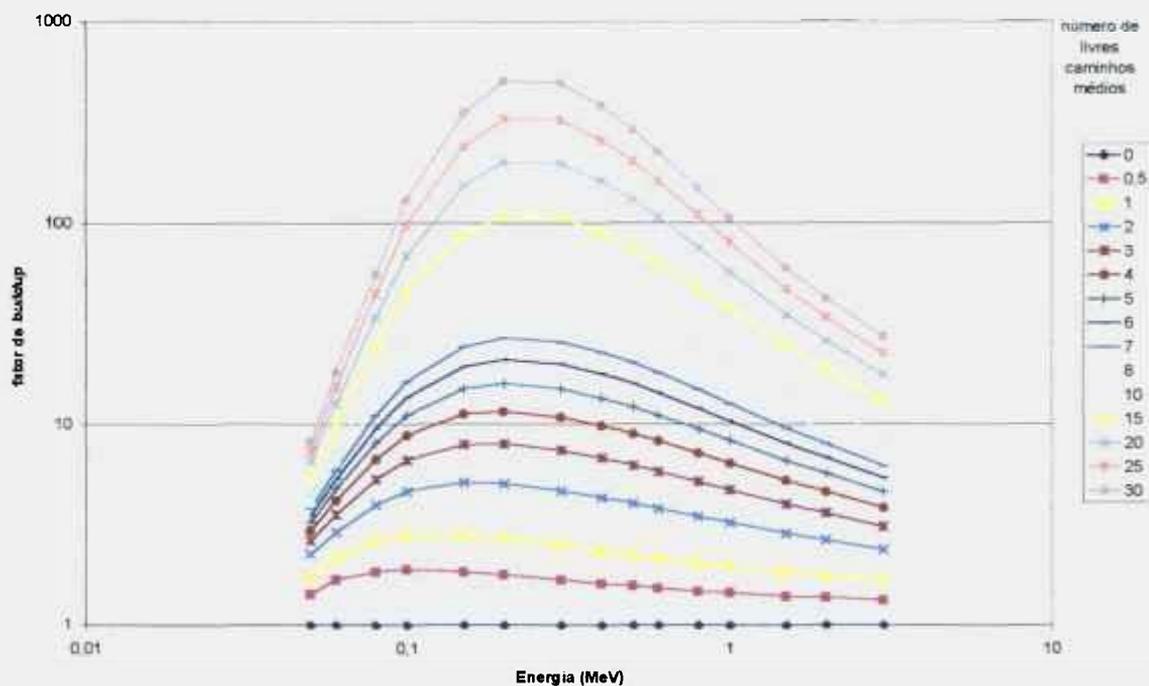


Figura 3.4. Fatores de *buildup* x energia da radiação gama primária, para cada número de livres caminhos médios (MFP).

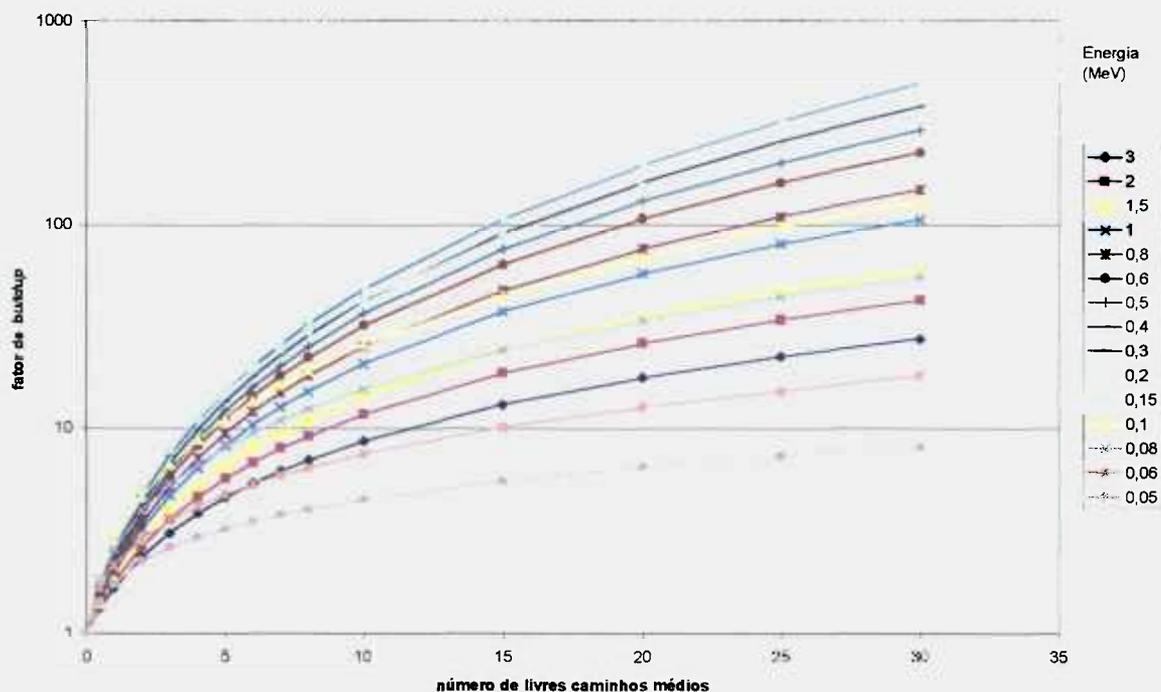


Figura 3.5. Fatores de *buildup* x número de livres caminhos médios (MFP), para cada energia da radiação gama primária.

3.3 Obtenção dos coeficientes de atenuação

Neste trabalho, foram utilizados valores da literatura para os coeficientes mássicos de atenuação e de absorção de energia para valores particulares de energia, na faixa de 1 keV a 20 MeV (figuras 3.6 e 3.7) (Hubbell & Seltzer, 1997). 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 expressão

$$\mu(E) = \mu(E_1) \exp \left\{ \ln \left[\frac{\mu(E_2)}{\mu(E_1)} \right] \frac{\ln(E/E_1)}{\ln(E_2/E_1)} \right\} \quad (3.5)$$

Cabe observar que o gráfico da função do coeficiente de atenuação em função da energia gama incidente não é suave em toda a extensão, apresentando os chamados "degraus" de absorção, devido à existência de valores limiares de energia para a excitação dos elétrons atômicos das camadas interiores. Essa característica exige que os valores de energia dos degraus estejam sempre nos extremos de trechos para a interpolação, de modo que cada trecho não contenha nenhum "degrau".

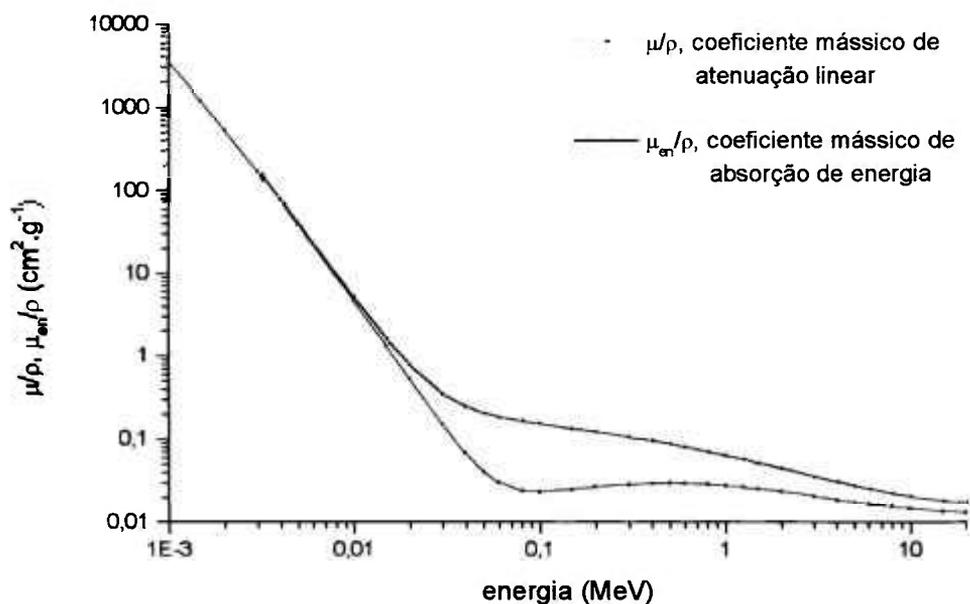


Figura 3.6. Coeficientes de atenuação (μ/ρ) e de absorção de energia (μ_{en}/ρ) para o ar (Hubbell e Seltzer, 1997).

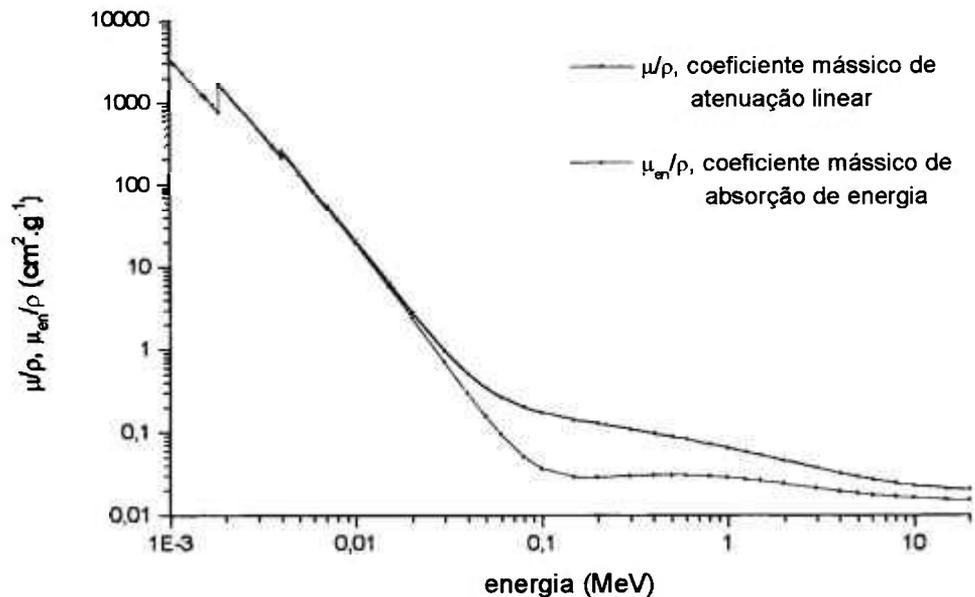


Figura 3.7. Coeficientes de atenuação (μ/ρ) e de absorção de energia (μ_{en}/ρ) para o concreto (Hubbell e Seltzer, 1997).

3.4 O código EDVOS

A partir das expressões descritas nos itens 3.1 a 3.3, foi desenvolvido um código computacional, denominado EDVOS (de *External Gamma Doses Due to Volumetric Sources*). O programa foi integralmente codificado utilizando-se o aplicativo *Mathematica*, versão 3, em ambiente Windows para microcomputadores PC. Essa ferramenta, além das funções matemáticas básicas, implementa a integração múltipla de funções, analítica ou numericamente.

As expressões usadas no cálculo da dose envolvem expressões não passíveis de integração analítica, portanto é necessário proceder-se à avaliação numérica das mesmas. No caso de integração numérica, o algoritmo do aplicativo faz a amostragem da função dentro de intervalos sucessivamente menores, dividindo-os até se alcançar a precisão especificada pelo usuário. Neste trabalho, foram especificados 3 algarismos significativos nos resultados.

Para uma avaliação individual de um cenário de exposição, o código utiliza os seguintes dados de entrada:

- concentração, expressa como razão entre atividade e massa, do radionuclídeo distribuídos nas paredes;
- densidade aparente e espessura das paredes;
- largura, comprimento e altura do compartimento;
- dados relacionados às energias gama efetivas, incluindo
 - fatores de buildup para valores discretos de livres caminhos médios, para cada uma das transições gama efetivas utilizadas;
 - fatores de atenuação linear e absorção de energia para cada um dos valores de energia efetiva gama utilizados.

Uma técnica já utilizada por diversos autores, adotada também neste trabalho, é a redução do número de transições gama no cálculo. A idéia é substituir um conjunto de transições gama de energias E_γ próximas por um único valor efetivo de energia gama, dado pela média das energias do conjunto ponderadas pelas respectivas probabilidades de emissão I_γ ; resulta assim uma única transição gama com o valor efetivo de E_γ e valor efetivo I_γ igual à soma das probabilidades individuais das transições do conjunto. No presente caso, após diversos ensaios, com dados de entrada variando em toda a faixa estudada, concluiu-se que a redução sucessiva do número de linhas gama até a obtenção de um conjunto de valores efetivos com I_γ efetivo mínimo de 0,005 não altera o resultado final em mais do que 0,5%, tendo sido portanto adotado tal critério para a redução.

A tabela A.1 do apêndice apresenta os valores efetivos de E_γ e I_γ obtidos para os radionuclídeos das séries de decaimento estudadas, a partir dos valores fornecidos na literatura (Firestone, 1996). Os valores efetivos foram obtidos em uma sessão prévia de processamento, na qual é especificado o valor mínimo de I_γ efetivo.

O código EDVOS, para um dado conjunto de dados conforme especificado anteriormente, apresenta como saída, essencialmente, o valor do fator de conversão de dose. No estudo da resposta do modelo à variação de cada parâmetro, a saída é apresentada na forma de vetores que contêm os fatores de conversão de dose correspondentes a cada um dos valores discretos definidos para o parâmetro em estudo.

4 RESULTADOS E DISCUSSÕES

4.1 Análise da resposta do modelo

Para a avaliação da resposta do modelo, foi realizada uma série de simulações, variando-se os parâmetros de entrada de forma a cobrir uma variedade de cenários.

Em cada simulação foi estudada a variação de um parâmetro do modelo, numa faixa razoável de aplicabilidade prática, sendo mantidos constantes os demais parâmetros em valores considerados típicos. A Tabela 4.1 apresenta os parâmetros estudados com os respectivos valores de referência e faixas de variação consideradas. As figuras 4.1 a 4.5 mostram os gráficos dos fatores de conversão de dose em função de cada parâmetro estudado.

Os fatores de conversão de dose q , para cada nuclídeo estudado, foram obtidos pela aplicação da Equação 2.9. Em cada gráfico, são apresentadas três seqüências de dados, uma para cada radionuclídeo estudado. Devido à diferença entre as ordens de grandeza dos fatores de conversão de dose q , a escala vertical esquerda é usada para o ^{40}K e a direita para o ^{232}Th e ^{226}Ra .

Tabela 4.1. Intervalos de variação dos parâmetros do modelo e valores de referência utilizados para cada parâmetro.

	Espessura (cm)	Densidade (g.cm ⁻³)	Dimensões (m)	Distância do ponto de interesse à parede mais próxima (m)
Valor referência	20	2,35	C x L x A ^a : 5 x 4 x 2,80 10 x 4 x 2,80	centro do compartimento
Faixa de variação	5 – 60	0,5 – 5,0	C ^a : 1,50 – 10	0,10 – centro do compartimento

^a C: comprimento; L: largura; A: altura.

4.1.1 Espessura

Considerando-se inicialmente a espessura das paredes, variando-a na faixa de 5 cm a 60 cm, observa-se que os fatores de conversão de dose aumentam inicialmente de forma apreciável e tendem a um valor máximo limite para uma espessura suficientemente grande. A uma espessura de 40 cm, o fator de conversão de dose já alcança um valor somente 4% inferior ao fator correspondente para uma espessura de 60 cm.

Os fatores de conversão estão relacionados na Tabela A.5 e o gráfico correspondente é apresentado na figura 4.1.

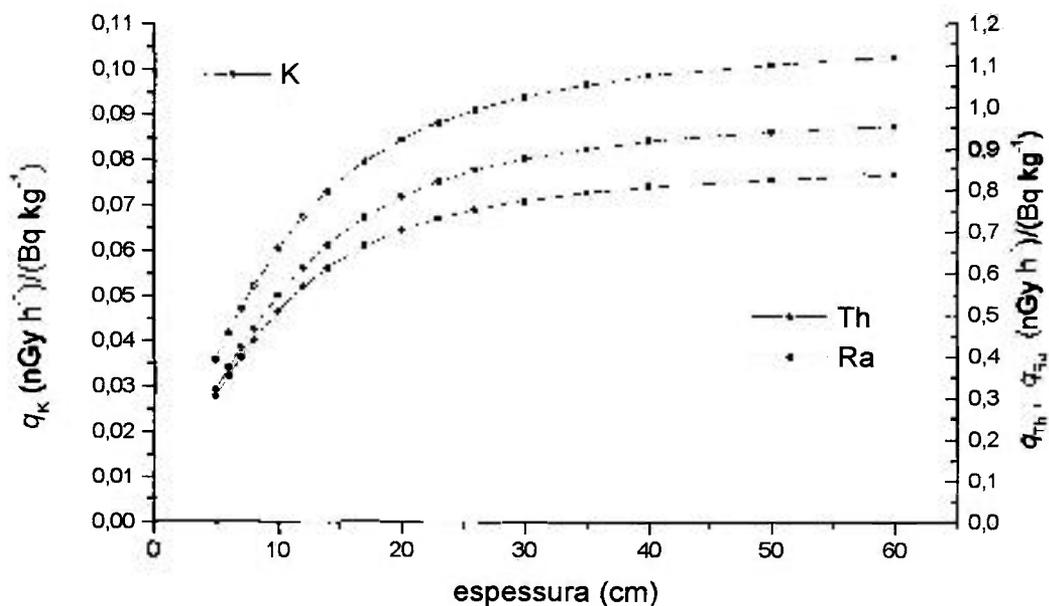


Figura 4.1. Fatores de conversão de dose q em função da espessura das paredes do compartimento.

4.1.2 Densidade

Variando-se a densidade do material, o fator de conversão de dose aumenta com a densidade do material de construção da parede (figura 4.2), tendendo a um limite para densidades superiores a 4 g.cm^{-3} . Para uma densidade de $3,5 \text{ g.cm}^{-3}$, o fator de conversão de dose atinge um valor 5% inferior ao fator correspondente para uma densidade de $5,0 \text{ g.cm}^{-3}$.

Os fatores de conversão estão relacionados na Tabela A.6 e o gráfico correspondente é apresentado na figura 4.2.

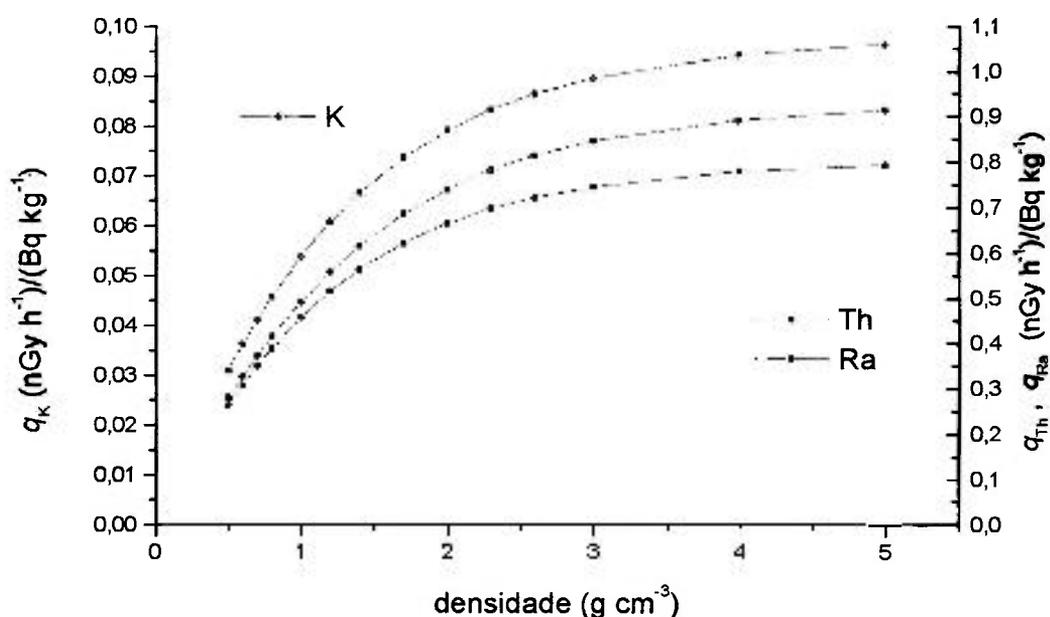


Figura 4.2. Fatores de conversão de dose q em função da densidade do material.

4.1.3 Dimensões

Se forem mantidas duas dimensões do compartimento constantes, ou seja, a altura de 2,80 m e a largura de 4 m, e variar-se o comprimento na faixa de 1,50 m a 10 m, o fator

de conversão de dose decresce 5% de 1,50 m a 4,00 m, e daí a 10 m eleva-se gradualmente até um valor de 1 a 2% maior que o mínimo a 4,00 m.

Os fatores de conversão estão relacionados na Tabela A.7 e o gráfico correspondente é apresentado na figura 4.3.

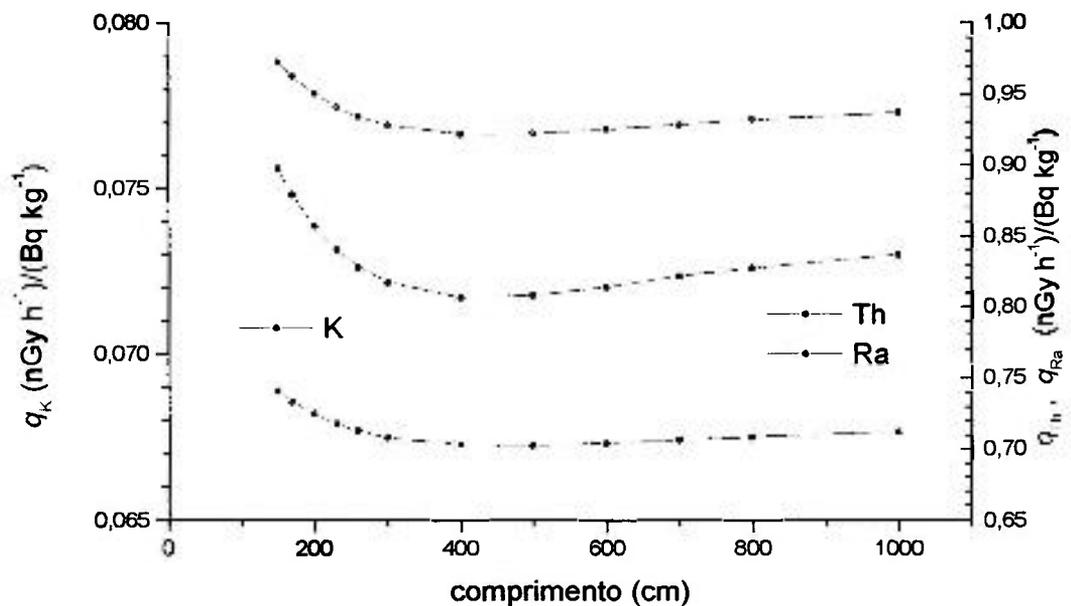


Figura 4.3. Fatores de conversão de dose q em função do comprimento do compartimento.

4.1.4 Coordenadas do ponto de cálculo

Calculando-se o fator de conversão de dose em posições ao longo do eixo que une os centros de duas paredes paralelas, a partir do centro do compartimento e aproximando-se até 10 cm da parede, observa-se que, para um compartimento de 5 m x 4 m x 2,8 m:

- o fator de conversão de dose mantém-se praticamente constante (dentro de uma faixa de 1%) desde o centro do compartimento até aproximadamente 1,5 m da parede;

- de 1,5 m até 10 cm de distância da parede, o fator de conversão de dose eleva-se gradualmente, porém não mais do que 8% do valor no centro.

Os fatores de conversão estão relacionados na Tabela A.8 e o gráfico correspondente é apresentado na figura 4.4.

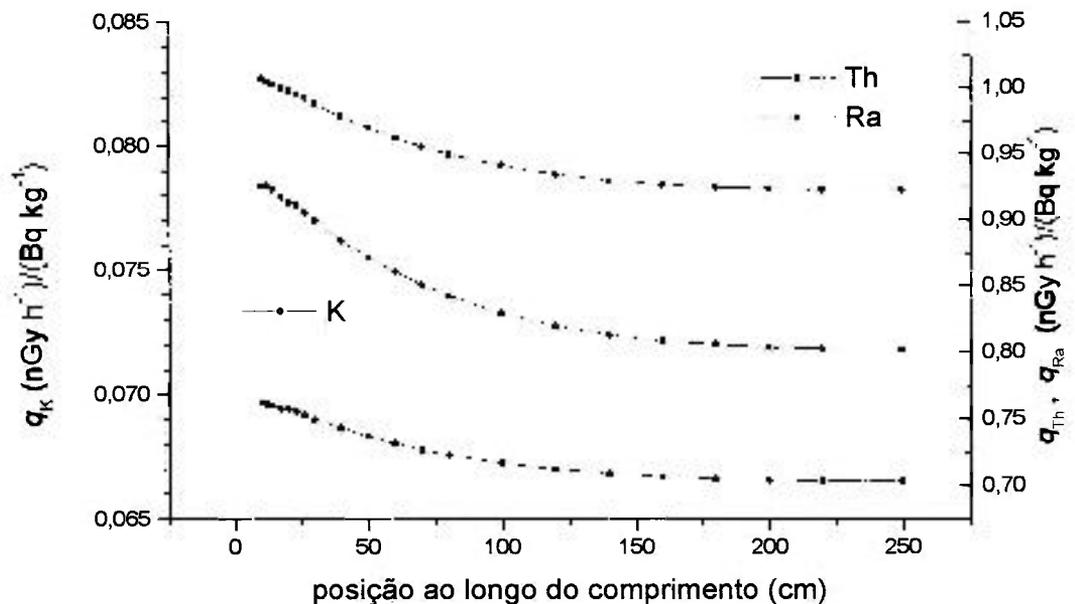


Figura 4.4. Fatores de conversão de dose q em função da distância do ponto de interesse à parede mais próxima – compartimento 5 x 4 x 2,8 m.

Para um compartimento 10 m x 4 m x 2,8 m (figura 4.5), observa-se que:

- do centro do compartimento (5 m da parede) e aproximando-se da parede, o fator de conversão mantém-se praticamente constante (dentro de uma margem de 1%) até 2 m de distância da parede;
- a partir de 2 m até 10 cm da parede, cresce até um valor 8% superior ao do centro.

Os fatores de conversão estão relacionados na Tabela A.9 e o gráfico correspondente é apresentado na figura 4.5.

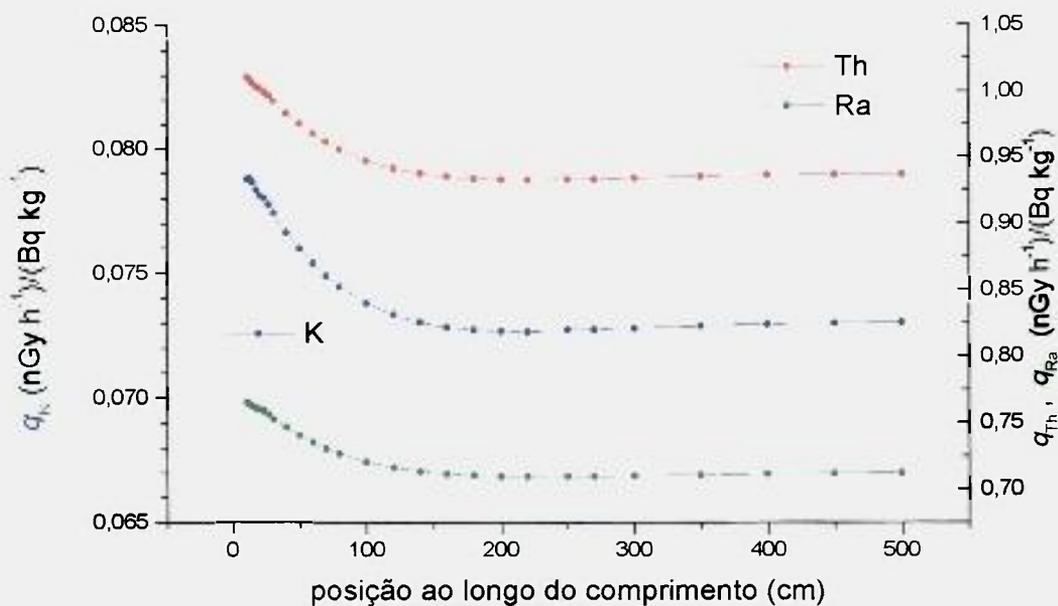


Figura 4.5. Fatores de conversão de dose q em função da distância do ponto de interesse à parede mais próxima – compartimento 10 x 4 x 2,8 m.

4.1.5 Distribuição espacial da dose

As figuras 4.6 e 4.7 mostram as curvas de isodose em uma seção horizontal a 1 m de altura do piso do compartimento. Como a distribuição é simétrica em relação aos planos verticais que passam pelo meio de cada par de placas paralelas, é mostrado apenas um quadrante da distribuição. Nas figuras, o ponto de coordenadas (0,0) representa o centro do compartimento e o canto superior direito a junção de duas paredes.

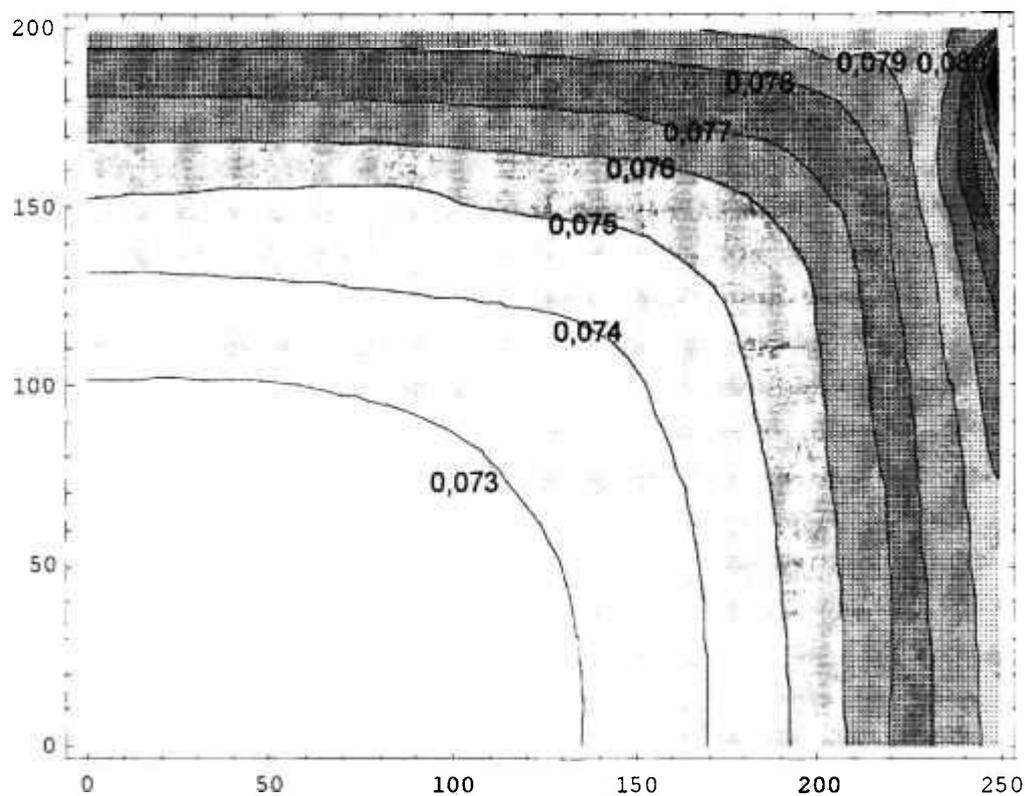


Figura 4.6. Curvas de isodose para o ^{40}K – compartimento 5 x 4 x 2,8 m. Os valores nas curvas são dados em $(\text{nGy}\cdot\text{h}^{-1})/(\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1})$ e os valores nos eixos em cm.

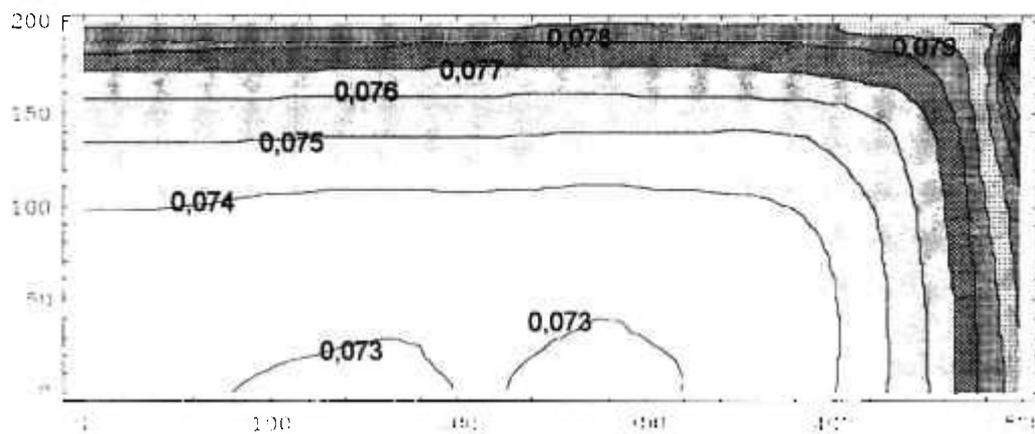


Figura 4.7. Curvas de isodose para o ^{40}K – compartimento 10 x 4 x 2,8 m. Os valores nas curvas são dados em $(\text{nGy}\cdot\text{h}^{-1})/(\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1})$ e os valores nos eixos em cm.

4.1.6 Discussão dos resultados

O estudo realizado mostra que os parâmetros para os quais a resposta do modelo apresenta maior dependência são a densidade e a espessura dos componentes do compartimento. Para ambos os parâmetros, o fator de conversão de dose aumenta de forma pronunciada até valores limites.

Observa-se que a resposta é menos pronunciada para os parâmetros relacionados à geometria do compartimento, ou seja, as dimensões e as coordenadas espaciais nas quais é feito o cálculo da dose. Para grande extensão no compartimento, as doses mantêm-se em valores praticamente constantes, dentro de uma faixa geral de 10%. Entretanto, observa-se um aumento pronunciado à medida que o ponto de cálculo aproxima-se das paredes. Tal fato é evidenciado nos gráficos de contorno que apresentam as curvas de isodose.

Um efeito interessante é a dependência da dose com o radionuclídeo considerado. Embora os espectros de energia gama dos radionuclídeos considerados variem consideravelmente entre si, o comportamento qualitativo das curvas dos fatores de conversão de dose específicos para cada radionuclídeo não se modifica de um radionuclídeo para outro, quando se varia qualquer dos parâmetros estudados. Tal fato pode ser justificado ao se analisar a energia efetiva média dos espectros dos nuclídeos das cadeias de decaimento. A energia efetiva é a média ponderada das transições gama dos nuclídeos pertencentes a cada série de decaimento, ponderada pelas probabilidades de emissão e pela atividade relativa de cada nuclídeo da série. Fazendo-se o cálculo, observa-se que tal energia é muito próxima para os nuclídeos e respectivas séries de decaimento.

KOBLINGER (1984) faz uma comparação bastante abrangente entre os diversos modelos utilizados para se avaliar a dose absorvida gama externa oriunda da radiação emitida pelas paredes de edificações, a partir da composição dos materiais utilizados e da geometria da construção. Em geral, supõe-se quartos de secção retangular, embora a aproximação do quarto por uma casca esférica seja satisfatória, em alguns casos (Koblinger, 1984). Em geral, supõe-se a homogeneidade dos materiais empregados na construção das paredes. Os materiais utilizados em construção variam enormemente na sua

composição. Mas, se a atividade específica permanecer inalterada de um material para outro, a variação decorrente na taxa de dose tende a ser pequena (Koblinger, 1984).

Costuma-se omitir janelas e portas na modelagem. Janelas e portas causam basicamente os seguintes efeitos: a atividade específica do material das paredes e o espalhamento devido às mesmas são maiores que os de portas e janelas, aumentando portanto a dose estimada; por outro lado, as paredes têm o efeito de blindar mais efetivamente a radiação gama proveniente de fontes externas ao compartimento (fontes terrestres e de compartimentos contíguos), diminuindo a dose estimada. O efeito combinado dessa omissão na modelagem leva a uma ligeira superestimativa da taxa de dose, geralmente inferior a 10% (Koblinger, 1984).

A radiação gama proveniente de salas vizinhas é fortemente atenuada pela lei do inverso do quadrado da distância e pela blindagem dos materiais ao longo da trajetória da radiação. Um valor típico para o incremento da taxa de dose devida a fótons de salas vizinhas é de 10% (Koblinger, 1984). Porém, este valor pode variar consideravelmente com a espessura das paredes que separam as salas, desde um incremento desprezível para paredes de 30 cm até cerca de 40% para paredes finas (5 cm) (idem).

4.2 Resultados relatados na literatura

Vários autores (Koblinger, 1978), (Stranden, 1979), (Ackers e outros, 1983), (Mirza e outros, 1991), (Ahmad e outros, 1998) apresentaram dados de composição radioisotópica de materiais dos mais diversos tipos, efetivamente utilizados nos respectivos países de origem, e determinaram fatores de conversão de dose.

KOBLINGER (1978) considerou um compartimento-padrão de dimensões 5 m x 4 m x 2,8 m, delimitado por 3 pares de paredes homogêneas de 20 cm, sem janelas. O material considerado foi SiO₂ puro, com densidade de 2,32 g.cm⁻³.

STRANDEN (1979) considerou duas geometrias de compartimento: aquela usada por KOBLINGER (1978) e um modelo para simular residências existentes na Noruega. O

modelo consiste num compartimento de 9 m x 5 m x 2,5 m, delimitado por teto e piso de 25 cm de espessura e 3 paredes verticais. Não foi considerada uma das paredes de 5 m x 2,5 m para simular as janelas. O autor obteve fatores de conversão de dose considerando alternativamente 3 materiais para as paredes verticais: concreto ($2,35 \text{ g.cm}^{-3}$), tijolo ($2,0 \text{ g.cm}^{-3}$) e *LECA* (agregado expandido de argila) ($0,7 \text{ g.cm}^{-3}$).

KOBLINGER (1978) e STRANDEN (1979) não consideram o efeito da emissão do radônio, ou seja, é suposto o equilíbrio dos núcleos das séries radioativas no material das paredes.

ACKERS (1983) considerou um compartimento de 6 m x 4 m x 3 m, baseado em materiais e dimensões adotados em residências construídas na Holanda. Esse compartimento possui (os percentuais são relativos à área total das superfícies do compartimento: paredes, piso e teto):

- teto e piso de concreto (44%), espessura de 12 cm e densidade de $2,4 \text{ g cm}^{-3}$;
- paredes de tijolos (32%, $t=10 \text{ cm}$, $\rho=1,8 \text{ g.cm}^{-3}$), de gesso (17%, $t=10 \text{ cm}$, $\rho=0,8 \text{ g.cm}^{-3}$) e outros materiais (7%).

Além disso, o teto de concreto é parcialmente coberto com placas de gesso ($t=1 \text{ cm}$, $\rho=0,8 \text{ g.cm}^{-3}$), perfazendo 11% da área total. O fator de conversão de dose foi calculado no ponto central da sala. O autor leva em conta o efeito da emissão do radônio, considerando fatores de emissão distintos para cada material utilizado.

AHMAD e outros (1998) realizaram estudos em materiais de construção usados em residências na Jordânia. Para a avaliação da dose, utilizaram um código computacional denominado INGRE (Mirza e outros, 1991), que usa o método da integral sobre o volume da fonte. O modelo geométrico, baseado em residências comumente existentes naquele país, foi de um compartimento de 4 m x 5 m x 2,8 m, com piso de 50 cm de espessura e demais elementos da construção com 20 cm de espessura. Foi suposta densidade de $2,35 \text{ g.cm}^{-3}$ das paredes, piso e teto. A dose foi calculada num ponto no centro do compartimento e a uma altura de 60 cm do piso.

A Tabela 4.2 mostra os resultados obtidos nos trabalhos citados para os fatores de conversão de dose calculados no centro de um compartimento delimitado por paredes homogêneas planas e paralelas. Para comparação, nesta Tabela estão também relacionados os fatores obtidos no presente trabalho, aplicando-se os mesmos valores de parâmetros utilizados pelos autores.

No gráfico da figura 4.8 são mostrados os dados obtidos em função dos dados correspondentes da literatura. Para ilustrar a concordância entre os valores, a reta central é o lugar geométrico dos valores coincidentes e as retas superior e inferior delimitam a região na qual a diferença entre o valor obtido e o da literatura é inferior a 20%.

Tabela 4.2. Fatores de conversão de dose apresentados na literatura e aqueles obtidos no presente trabalho.

Dimensões do compartimento (m)	Espes-sura (cm)	Densi-dade (g/cm ³)	Fatores de conversão de dose q (nGy/h)/(Bq/kg)			Autor ^a
			⁴⁰ K	²²⁶ Ra	²³² Th	
5 x 4 x 2,8	20	2,35	0,070	0,79	0,89	Ko
			0,070	0,79	0,96	St
			0,1	1,2	1,29	Mi
			0,081	0,954	1,208	Ah
			0,072	0,70	0,92	Ma
5,6 x 3,1 x 2,5	14	2,32	0,063	0,56	0,77	Ko
			0,062	0,62	0,80	Ma
9 x 5 x 2,5 ^b	25 e 20	2,35	0,066	0,76	0,90	St
			0,071	0,69	0,91	Ma
9 x 5 x 2,5 ^b	20	2,0	0,0153	0,188	0,221	St
			0,0187	0,185	0,241	Ma
9 x 5 x 2,5	20	0,7	0,0085	0,096	0,117	St
			0,0092	0,095	0,123	Ma
6 x 4 x 3	várias	várias	0,054	0,62	0,89	Ac
			0,043	0,44	0,57	Ma

^a Ko: Koblinger (1978); St: Strandén (1979); Ac: Ackers e outros (1983); Mi: Mirza e outros (1991); Ah: Ahmad e outros (1998) e Ma: presente trabalho.

^b Somente três paredes, sendo duas de dimensões 9 x 2,5 m e uma de 5 m x 2,5 m.

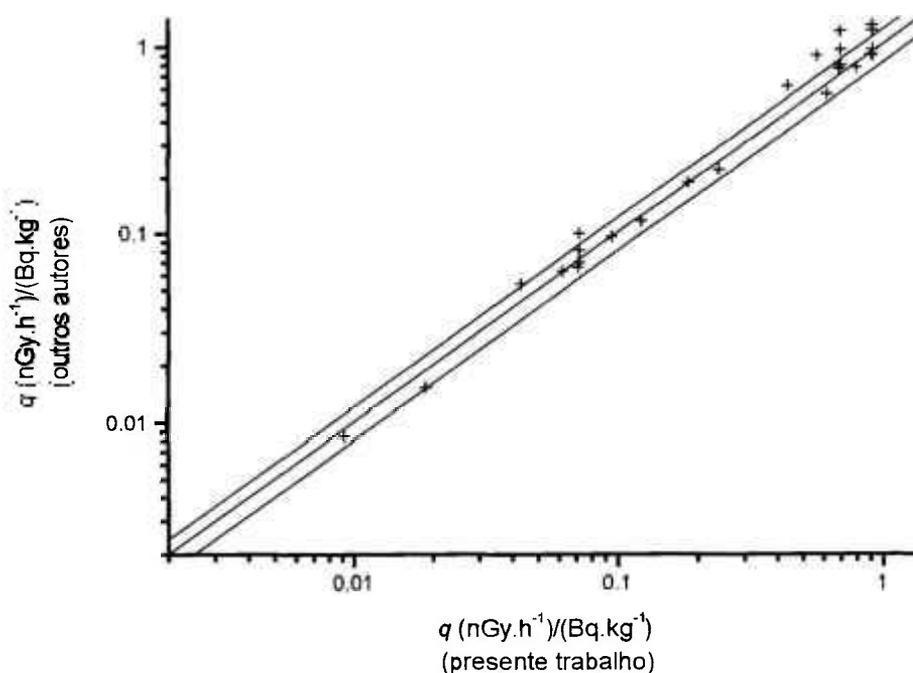


Figura 4.8. Gráfico comparativo entre os valores de q (fatores de conversão de dose) reportados na literatura e aqueles correspondentes obtidos no presente trabalho. As retas superior e inferior delimitam uma faixa de 20%.

KLUSOŇ & PETR (1992), utilizando simulação numérica, estudaram a distribuição espacial de campos de radiação gama produzidos pelo ^{226}Ra e descendentes presentes nas paredes de um compartimento. Os autores computaram curvas de isodose em secções de um cômodo retangular com dimensões de 3 m x 5 m e 2,5 m de altura, paredes com espessura de 20 cm, densidade de $2,3 \text{ g.cm}^{-3}$ e número atômico efetivo de 12,6, simulando várias combinações de paredes contendo ^{226}Ra com atividade unitária por volume (1 Bq.m^{-3}) e paredes não radioativas. Considerando 4 paredes contaminadas e teto e chão não ativos e uma secção horizontal à meia-altura, obtiveram uma taxa de exposição no centro de $1,18 \times 10^{-18} \text{ C.kg}^{-1}.\text{s}^{-1}$ e valores crescentes aproximando o ponto de interesse às paredes; em valores percentuais relativos à taxa de exposição na posição central, obtiveram 125% encostado no centro das paredes de 5 m, 130% encostado no centro das paredes de 3 m e 135 a 140% na junção de duas paredes. Resultados semelhantes foram encontrados neste trabalho.

Com o objetivo de comparar efeitos radiológicos do ^{226}Ra , ^{232}Th e ^{40}K , alguns trabalhos têm utilizado um índice denominado atividade equivalente de rádio, Ra_{eq} (Beretka & Mathew, 1985), (Malanca e outros, 1993), (Safdar Ali, 1996), (Zaidi e outros, 1999). Assim, admite-se que 370 Bq.kg^{-1} de ^{226}Ra , 259 Bq.kg^{-1} de ^{232}Th ou 4810 Bq.kg^{-1} de ^{40}K produzem a mesma taxa de dose gama externa, definindo-se então

$$Ra_{eq} = A_{Ra} + 1,43A_{Th} + 0,077A_K \quad (4.1)$$

onde A_{Ra} , A_{Th} e A_K são as concentrações de atividade, em Bq.kg^{-1} , de ^{226}Ra , ^{232}Th e ^{40}K , respectivamente.

Com os dados obtidos neste trabalho, considerando-se os valores de referência, obtemos a seguinte relação:

$$Ra_{eq} = A_{Ra} + 1,31A_{Th} + 0,103A_K \quad (4.2)$$

De uma forma geral, nota-se que os resultados obtidos neste trabalho são concordantes com aqueles relatados na literatura.

4.3 O código RESRAD-BUILD

O código RESRAD-BUILD (Yu e outros, 1994), desenvolvido no *Argonne National Laboratory*, EUA, tem por finalidade a avaliação da dose potencial resultante da ocupação ou permanência de indivíduos em sítios contaminados com material radioativo. O código permite a avaliação da dose externa e interna, considerando as diversas vias de exposição à radiação envolvidas; a seleção dos dados de entrada do código permite a simulação de uma variedade de cenários de exposição.

A disponibilidade do código RESRAD-BUILD torna viável um estudo comparativo com o EDVOS, uma vez que é possível aplicar o mesmo conjunto de dados de entrada para ambos os códigos. No presente caso, o interesse é comparar os resultados para a via de exposição sob estudo, que é a exposição à radiação gama externa.

No RESRAD-BUILD, a geometria da fonte de radiação pode ser puntiforme, linear, plana bidimensional ou volumétrica; para fontes planas e volumétricas, em qualquer geometria, o código as aproxima por fontes circulares e cilíndricas, respectivamente.

Uma vez que o código RESRAD-BUILD opera com fontes cilíndricas, foi escolhido para estudo um compartimento de 3 m x 3 m x 3 m, portanto com paredes quadradas, que podem ser melhor aproximadas por cilindros. Nesse caso, cada parede de 3 m x 3 m é substituída por uma placa circular com área de 9 m² e mesma espessura.

Uma vez que a geometria utilizada pelos dois códigos é distinta, foi feito um estudo da variação da dose ao longo de uma diagonal, do centro até um dos cantos do compartimento. Portanto, colocando um canto interno inferior do compartimento na origem do sistema de coordenadas cartesianas, foram calculados os fatores de conversão de dose para pontos de coordenadas (x, x, x), onde x variou de 0,05 m a 1,50 m.

As figuras 4.9 a 4.11 mostram os gráficos dos fatores de conversão de dose em função da posição. Em cada gráfico, são apresentadas as seqüências de resultados referentes a um radionuclídeo estudado; as linhas contínuas representam os resultados do EDVOS e as tracejadas os do RESRAD-BUILD.

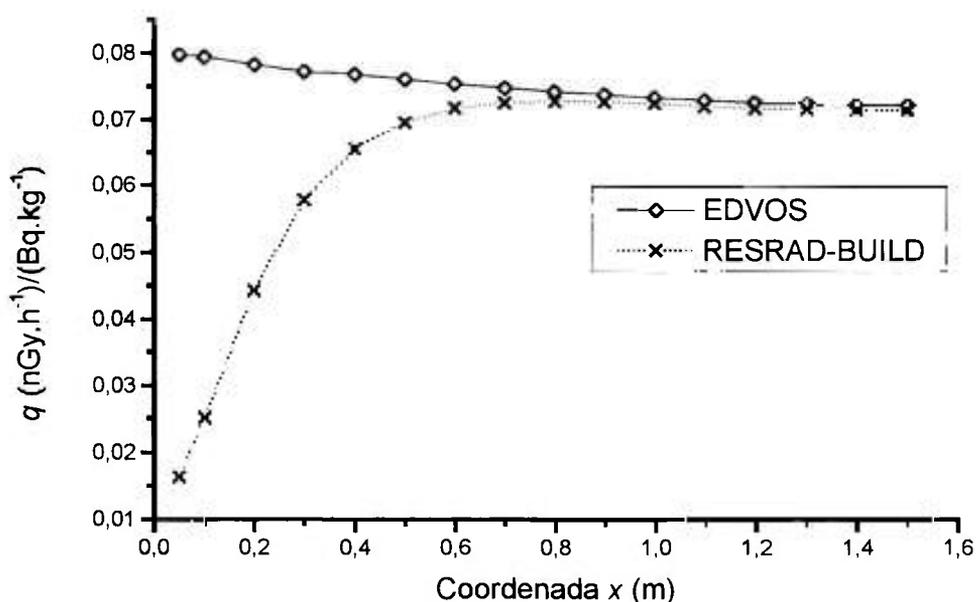


Figura 4.9. Fatores de conversão de dose para ⁴⁰K em função do ponto de cálculo (x, x, x)

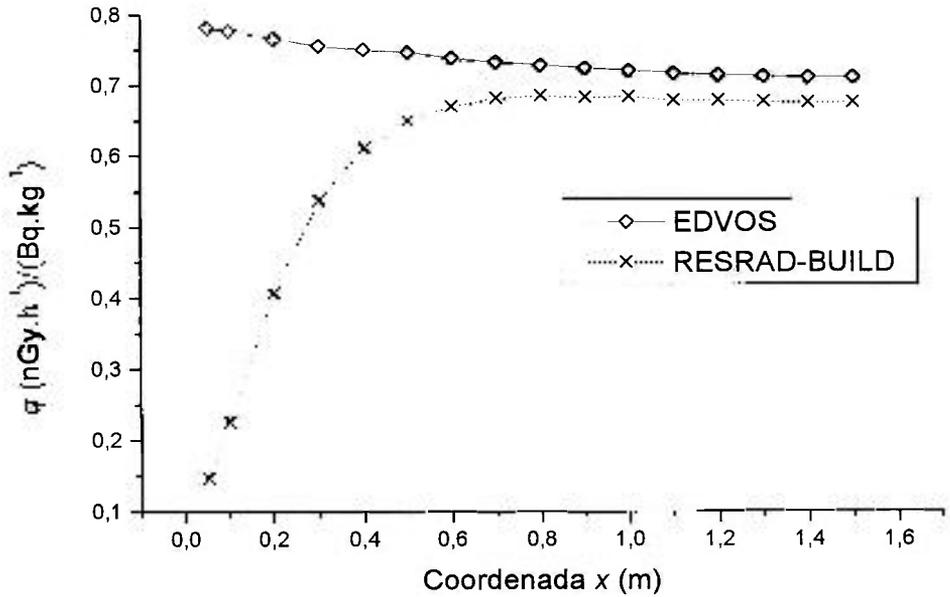


Figura 4.10. Fatores de conversão de dose para ²²⁶Ra em função do ponto de cálculo (x, x, x)

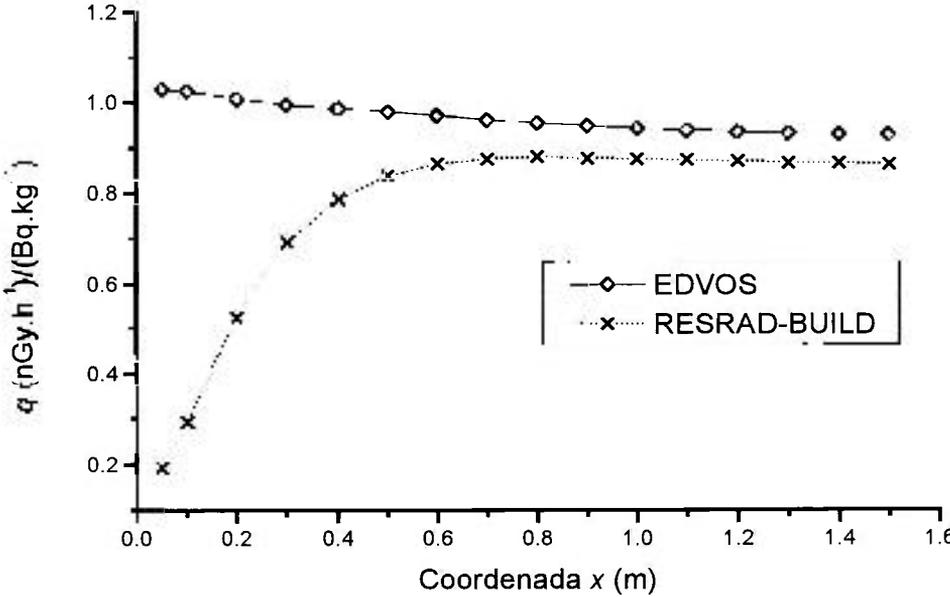


Figura 4.11. Fatores de conversão de dose para ²³²Th em função do ponto de cálculo (x, x, x)

Uma análise comparativa dos dados mostra que na posição central do compartimento, os resultados obtidos com ambos os códigos são muito próximos entre si. Para o ^{40}K , ^{226}Ra e ^{232}Th , há uma diferença de 1%, 5% e 7%, respectivamente, sendo o valor obtido por EDVOS sempre superior ao obtido pelo RESRAD-BUILD. Nota-se que a melhor concordância é observada para o ^{40}K , onde o espectro das energia gama envolvidas nos cálculos é bem mais simples do que para o ^{226}Ra e ^{232}Th . Isso pode ser uma indicação de que as diferenças observadas entre os dois códigos estejam relacionadas com as metodologias adotadas para a composição das energias e respectivos parâmetros associados, como os valores adotados para os fatores de *buildup* e os coeficientes mássicos de atenuação e absorção.

Como era de se esperar, à medida que o ponto de interesse se aproxima do canto do compartimento, é grande a discrepância entre os resultados dos dois códigos, pois, em RESRAD-BUILD, as paredes são circulares. É evidente que, nos vértices do compartimento, os resultados fornecidos por RESRAD-BUILD estão subestimados.

O estudo da distribuição espacial da dose mostra a importância de se procurar simular a geometria do compartimento de uma forma realista. Observa-se que a utilização de modelos geométricos distintos pode levar, para algumas faixas dos parâmetros de entrada, a resultados acentuadamente divergentes. No presente caso, observou-se tal fato para situações em que o ponto de cálculo aproxima-se de um canto interno do compartimento.

4.4 Aplicação dos fatores de conversão de dose

O estudo da resposta do modelo à variação dos parâmetros leva à questão da definição de critérios para a utilização dos fatores de conversão de dose obtidos em situações práticas. Embora as faixas de variação estudadas tenham se baseado em características físicas comumente encontradas, numa situação real é pouco provável que todos os parâmetros estudados tenham, simultaneamente, os mesmos valores padrões de parâmetros adotados neste ou em outros trabalhos. Neste sentido, é importante procurar uma forma de se avaliar em que medida fatores de dose calculados para um conjunto

particular de parâmetros pode ser aplicado para outros valores dentro de uma determinada margem admissível de erro.

Segundo este trabalho, para um compartimento referência com as seguintes características:

- dimensões: 5 m de comprimento, 4 m de largura e 2,8 m de altura
- espessura: 20 cm, para teto, piso e paredes
- material: concreto padrão
- densidade: $2,35 \text{ g.cm}^{-3}$

os fatores de conversão de dose obtidos para o centro do compartimento, especificados com dois dígitos significativos, são:

- ^{40}K : $0,072 \text{ (nGy.h}^{-1}\text{)/(Bq.kg}^{-1}\text{)}$
- ^{226}Ra : $0,70 \text{ (nGy.h}^{-1}\text{)/(Bq.kg}^{-1}\text{)}$
- ^{232}Th : $0,92 \text{ (nGy.h}^{-1}\text{)/(Bq.kg}^{-1}\text{)}$

Variando-se os parâmetros de entrada de modelo em intervalos que contenham os respectivos valores de referência, é possível obter, para cada um dos parâmetros, os limites do intervalo de variação para o qual o fator de conversão de dose está dentro da margem de erro especificada.

Adotando-se esse procedimento, foram obtidas as faixas de aplicabilidade dos fatores de conversão para cada uma das margens de erro adotadas. No caso das dimensões, variou-se o comprimento e a largura simultaneamente, de modo a manter constante a razão entre ambos em um valor igual a 1,25, que corresponde à razão do compartimento referência. Os resultados são apresentados na Tabela 4.3 e nas figuras 4.12 a 4.15, na forma de gráficos representando os intervalos de aplicabilidade, para cada um dos parâmetros estudados.

Tabela 4.3. Faixas de aplicabilidade dos fatores de conversão de dose dentro de erros predeterminados.

Radionuclídeo: ^{40}K

Parâmetro	Faixas de aplicabilidade			
	2%	5%	10%	20%
espessura (cm)	19 a 21	18 a 23	16 a 28	13 a 51
densidade ($\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$)	2,24 a 2,52	2,07 a 2,77	1,83 a 3,41	1,47 a 5,00
comprimento (m)	2,30 a 11,00	1,50 a 50,00	1,00 a 50,00	1,00 a 50,00
deslocamento (m)	0 a 1,56	0 a 2,01	0 a 2,40	0 a 2,40

Radionuclídeo: ^{226}Ra

Parâmetro	Faixas de aplicabilidade			
	2%	5%	10%	20%
espessura (cm)	19 a 21	17 a 24	15 a 29	12 a 62
densidade ($\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$)	2,18 a 2,48	1,99 a 2,79	1,75 a 3,61	1,38 a 5,00
comprimento (m)	2,80 a 10,66	1,73 a 50,00	1,00 a 50,00	1,00 a 50,00
deslocamento (m)	0 a 1,50	0 a 1,97	0 a 2,40	0 a 2,40

Radionuclídeo: ^{232}Th

Parâmetro	Faixas de aplicabilidade			
	2%	5%	10%	20%
espessura (cm)	19 a 21	17 a 23	15 a 28	12 a 51
densidade ($\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$)	2,19 a 2,48	2,02 a 2,75	1,78 a 3,41	1,41 a 5,00
comprimento (m)	2,63 a 10,14	1,65 a 50,00	1,00 a 50,00	1,00 a 50,00
deslocamento (m)	0 a 1,42	0 a 1,95	0 a 2,40	0 a 2,40

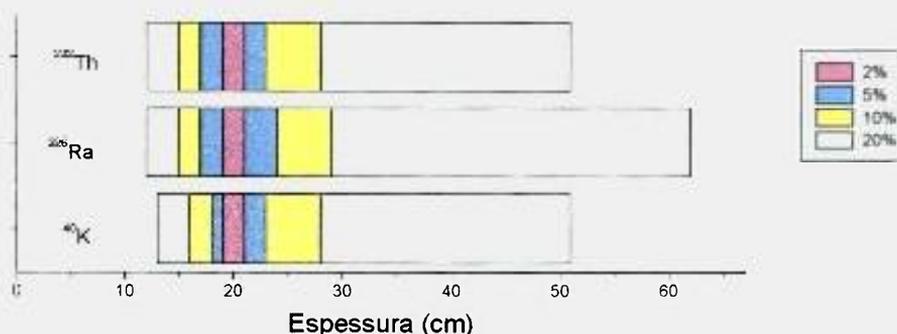


Figura 4.12. Faixas de espessura das paredes do compartimento para a aplicabilidade dos valores referência de fatores de conversão de dose.

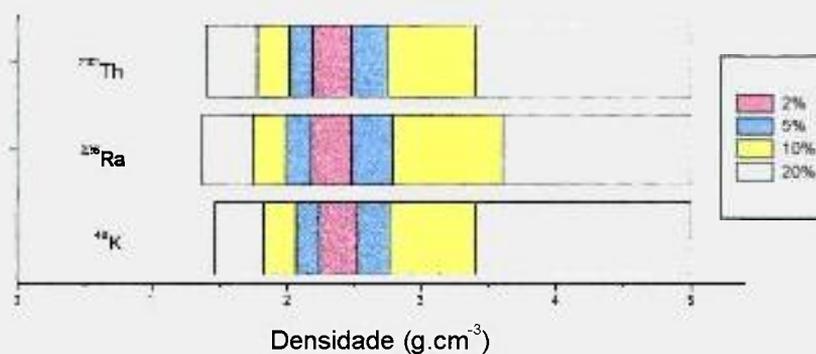


Figura 4.13. Faixas de densidade das paredes do compartimento para a aplicabilidade dos valores referência de fatores de conversão de dose.

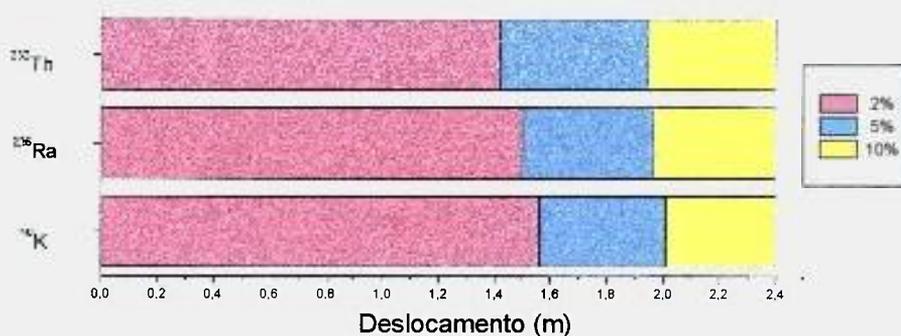


Figura 4.14. Faixas de deslocamento do ponto de interesse ao centro do compartimento para a aplicabilidade dos valores referência de fatores de conversão de dose.

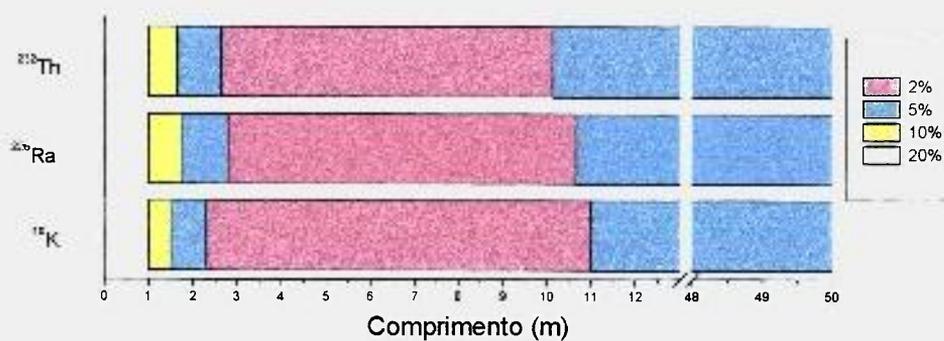


Figura 4.15. Faixas de comprimento do compartimento para a aplicabilidade dos valores referência de fatores de conversão de dose.

5 CONCLUSÕES

Com o estudo realizado, observa-se que os fatores de conversão de dose são mais sensíveis à variação na espessura das paredes e densidade do material, e pouco dependentes das dimensões do compartimento e posição das coordenadas do ponto de cálculo, nos intervalos estudados.

A resposta do modelo à variação dos parâmetros reflete-se na largura dos intervalos de aplicabilidade. Assim, para a densidade e a espessura o intervalo de aplicabilidade dentro de determinada margem de erro é relativamente estreito, quando comparado aos intervalos correspondentes aos parâmetros relacionados à geometria, ou seja, as dimensões do compartimento e o ponto de cálculo. Em particular, no caso das dimensões do compartimento, os fatores de conversão de dose do compartimento-referência podem ser aplicados para toda a faixa fisicamente razoável de dimensões para um compartimento retangular de proporções 4 : 5 (ou seja, de 1m x 1,25m a 40m x 50m), com margens de erro inferiores a 10%.

A concordância e coerência dos resultados obtidos pelo EDVOS com aqueles relatados na literatura em situações análogas e com o RESRAD-BUILD atestam a robustez e confiabilidade das metodologias desenvolvidas neste trabalho.

Finalizando, convém salientar ainda que a capacidade de processamento disponível nos microcomputadores atuais possibilita simulações que retratam de forma cada vez mais realista o sistema físico sob estudo, não mais se justificando portanto simplificações grosseiras do modelo matemático. De fato, a tendência é no sentido de se refinar a análise, incluindo parâmetros que anteriormente não eram estudados em virtude da baixa sensibilidade do modelo aos mesmos, sempre que houver necessidade de uma maior exatidão nos cálculos.

Como proposta para trabalhos futuros, há vários aspectos relacionados ao presente trabalho cuja análise poderia ser aprofundada. Em particular, novos estudos poderiam abordar outros aspectos, tais como:

- composição química elementar dos materiais utilizados em construções;
- a distribuição dos radionuclídeos no interior das paredes, levando em conta possíveis inhomogeneidades no material de construção utilizado;
- a contribuição da radiação proveniente de cômodos vizinhos;
- influência do retroespalhamento nas paredes;
- análise de incerteza;
- a influência da idade do material utilizado, da qual depende a proporção relativa entre os radionuclídeos da série do tório;
- a determinação de expressões que forneçam a dose em função dos parâmetros de entrada variando de forma contínua, com o uso de técnicas de regressão múltipla;
- a validação experimental do modelo, com a construção de compartimentos e a medida direta das taxas de dose no interior dos mesmos.

APÊNDICE

Tabela A.1. Energias efetivas (E_γ) das transições gama dos nuclídeos das séries radioativas naturais do ^{232}Th e do ^{226}Ra e respectivas probabilidades percentuais (I_γ) de emissão de fóton por desintegração.

Série do ^{232}Th	
E_γ (keV)	I_γ (%)
^{228}Ac	
911,235	26,671
969,234	16,440
338,436	11,647
964,770	5,107
463,149	4,986
794,910	4,383
209,641	3,995
270,720	3,764
328,005	3,705
1588,210	3,272
129,005	2,457
408,662	2,093
1629,655	1,875
835,710	1,676
562,948	1,612
772,433	1,602
1729,298	1,436
99,143	1,399
1497,865	1,365
717,163	1,140
755,315	1,006
1569,153	0,996
151,245	0,993
899,040	0,973
1265,358	0,964
840,541	0,951
1456,408	0,932
509,987	0,922
1124,582	0,800
647,656	0,773
195,271	0,693
829,190	0,643
1042,664	0,559
57,455	0,516
953,216	0,509
782,142	0,500
^{228}Th	
84,370	1,266
183,759	0,526
^{224}Ra	
240,987	3,970

Série do ^{232}Th		
E_γ (keV)		I_γ (%)
^{212}Pb		
238,633		43,648
300,087		3,344
115,176		0,591
^{212}Bi		
727,330		6,579
1615,159		1,926
785,370		1,102
1078,481		0,580
911,369		0,545
^{208}Tl		
2614,533		99,160
583,221		84,560
510,716		22,658
872,931		13,326
277,358		6,307
758,251		2,080
241,361		1,180
Série do ^{226}Ra		
E_γ (keV)		I_γ (%)
^{226}Ra		
186,1		3,5
^{214}Pb		
351,921		35,8
295,213		18,5
241,981		7,50
53,226		1,11
264,911		0,90
785,910		0,85
528,314		0,79
839,030		0,63
^{214}Bi		
609,312		44,791
1764,494		15,357
1120,287		14,797
1238,110		5,859
2204,210		4,859
768,356		4,799
1377,669		3,919
934,061		3,029
1729,595		2,879
1407,980		2,799
1509,228		2,12
1874,420		2,04
1155,190		1,64
1401,500		1,55
2447,860		1,50
1280,960		1,44
665,453		1,29
2118,550		1,14
1661,280		1,14
806,174		1,12

Tabela A.2. Coeficientes de atenuação linear e de absorção de energia para o ar seco, no nível do mar (Hubbell & Seltzer, 1997).

Energia (keV)	μ/ρ (cm ² g ⁻¹)	μ_{en}/ρ (cm ² g ⁻¹)
50	2,080 x 10 ⁻¹	4,098 x 10 ⁻²
60	1,875 x 10 ⁻¹	3,041 x 10 ⁻²
80	1,662 x 10 ⁻¹	2,407 x 10 ⁻²
100	1,541 x 10 ⁻¹	2,325 x 10 ⁻²
150	1,356 x 10 ⁻¹	2,496 x 10 ⁻²
200	1,233 x 10 ⁻¹	2,672 x 10 ⁻²
300	1,067 x 10 ⁻¹	2,872 x 10 ⁻²
400	9,549 x 10 ⁻²	2,949 x 10 ⁻²
500	8,712 x 10 ⁻²	2,966 x 10 ⁻²
600	8,055 x 10 ⁻²	2,953 x 10 ⁻²
800	7,074 x 10 ⁻²	2,882 x 10 ⁻²
1000	6,358 x 10 ⁻²	2,789 x 10 ⁻²
1250	5,687 x 10 ⁻²	2,666 x 10 ⁻²
1500	5,175 x 10 ⁻²	2,547 x 10 ⁻²
2000	4,447 x 10 ⁻²	2,345 x 10 ⁻²
3000	3,581 x 10 ⁻²	2,057 x 10 ⁻²
4000	3,079 x 10 ⁻²	1,870 x 10 ⁻²
5000	2,751 x 10 ⁻²	1,740 x 10 ⁻²
6000	2,522 x 10 ⁻²	1,647 x 10 ⁻²
8000	2,225 x 10 ⁻²	1,525 x 10 ⁻²
10000	2,045 x 10 ⁻²	1,450 x 10 ⁻²
15000	1,810 x 10 ⁻²	1,353 x 10 ⁻²
20000	1,705 x 10 ⁻²	1,311 x 10 ⁻²

Tabela A.3. Coeficientes de atenuação linear e de absorção de energia para o concreto padrão (Hubbell & Seltzer, 1997).

Energia (keV)	μ/ρ (cm ² g ⁻¹)	μ_{en}/ρ (cm ² g ⁻¹)
50	3,412 x 10 ⁻¹	1,563 x 10 ⁻¹
60	2,660 x 10 ⁻¹	9,554 x 10 ⁻²
80	2,014 x 10 ⁻¹	5,050 x 10 ⁻²
100	1,738 x 10 ⁻¹	3,649 x 10 ⁻²
150	1,436 x 10 ⁻¹	2,897 x 10 ⁻²
200	1,282 x 10 ⁻¹	2,868 x 10 ⁻²
300	1,097 x 10 ⁻¹	2,969 x 10 ⁻²
400	9,783 x 10 ⁻²	3,024 x 10 ⁻²
500	8,915 x 10 ⁻²	3,033 x 10 ⁻²
600	8,236 x 10 ⁻²	3,015 x 10 ⁻²
800	7,227 x 10 ⁻²	2,940 x 10 ⁻²
1000	6,495 x 10 ⁻²	2,843 x 10 ⁻²
1250	5,807 x 10 ⁻²	2,716 x 10 ⁻²
1500	5,288 x 10 ⁻²	2,595 x 10 ⁻²
2000	4,557 x 10 ⁻²	2,395 x 10 ⁻²
3000	3,701 x 10 ⁻²	2,120 x 10 ⁻²
4000	3,217 x 10 ⁻²	1,951 x 10 ⁻²
5000	2,908 x 10 ⁻²	1,840 x 10 ⁻²
6000	2,697 x 10 ⁻²	1,763 x 10 ⁻²
8000	2,432 x 10 ⁻²	1,669 x 10 ⁻²
10000	2,278 x 10 ⁻²	1,617 x 10 ⁻²
15000	2,096 x 10 ⁻²	1,559 x 10 ⁻²
20000	2,030 x 10 ⁻²	1,539 x 10 ⁻²

Tabela A.4. Fatores de *buildup* para fontes isotrópicas, para o concreto (Takeuchi & Tanaka, 1985)

número de livres caminhos médios	Energia (MeV)						
	3	2	1,5	1	0,8	0,6	0,5
0	1	1	1	1	1	1	1
0,5	1,33	1,37	1,39	1,45	1,48	1,53	1,57
1	1,67	1,77	1,85	1,98	2,06	2,18	2,27
2	2,38	2,65	2,86	3,24	3,47	3,80	4,03
3	3,09	3,60	4,00	4,72	5,18	5,82	6,26
4	3,84	4,61	5,25	6,42	7,18	8,25	8,97
5	4,61	5,68	6,60	8,33	9,47	11,1	12,2
6	5,40	6,80	8,05	10,4	12,0	14,3	15,9
7	6,20	7,97	9,58	12,7	14,9	18,0	20,2
8	7,03	9,18	11,2	15,2	18,1	22,2	25,0
10	8,71	11,7	14,6	20,7	25,1	31,8	36,4
15	13,1	18,6	24,2	37,2	47,4	63,6	75,6
20	17,7	26,0	35,0	57,1	75,7	107	131
25	22,5	33,9	46,9	80,1	110	161	203
30	27,4	42,2	59,6	106	149	226	292

número de livres caminhos médios	Energia (MeV)							
	0,4	0,3	0,2	0,15	0,1	0,08	0,06	0,05
0	1	1	1	1	1	1	1	1
0,5	1,61	1,68	1,78	1,84	1,89	1,84	1,68	1,42
1	2,37	2,52	2,72	2,82	2,78	2,58	2,15	1,74
2	4,31	4,66	5,05	5,13	4,63	3,96	2,89	2,26
3	6,80	7,42	8,00	7,92	6,63	5,31	3,54	2,63
4	9,85	10,8	11,6	11,2	8,80	6,69	4,17	2,95
5	13,5	15,0	15,9	15,0	11,1	8,09	4,77	3,25
6	17,8	19,9	20,9	19,3	13,6	9,52	5,34	3,53
7	22,8	25,6	26,7	24,2	16,3	11,0	5,90	3,79
8	28,5	32,2	33,4	29,7	19,2	12,5	6,44	4,04
10	42,1	48,2	49,6	42,7	25,6	15,7	7,52	4,51
15	90,7	107	109	87,6	44,9	24,3	10,2	5,57
20	162	198	201	153	69,1	33,8	12,7	6,52
25	259	326	331	240	97,9	44,3	15,2	7,38
30	383	497	507	353	131	55,4	18,2	8,18

Tabela A.5. Fatores de conversão de dose q em função da espessura das paredes do compartimento.

espessura (cm)	q (nGy.h ⁻¹)/(Bq.kg ⁻¹)		
	⁴⁰ K	²³² Th	²²⁶ Ra
5	0,02942	0,39286	0,30428
6	0,03422	0,45622	0,35318
7	0,03868	0,51437	0,39796
8	0,04280	0,56749	0,43871
10	0,05009	0,65966	0,50897
12	0,05621	0,73522	0,56601
14	0,06127	0,79697	0,61197
17	0,06728	0,86912	0,66465
20	0,07178	0,92257	0,70300
23	0,07517	0,96298	0,73097
26	0,07775	0,99361	0,75206
30	0,08025	1,02537	0,77363
35	0,08246	1,05398	0,79303
40	0,08418	1,07470	0,80615
50	0,08622	1,10148	0,82339
60	0,08755	1,12108	0,83696

Tabela A.6. Fatores de conversão de dose q em função da densidade do material

densidade (g cm ⁻³)	q (nGy.h ⁻¹)/(Bq.kg ⁻¹)		
	⁴⁰ K	²³² Th	²²⁶ Ra
0,5	0,02558	0,34159	0,26466
0,6	0,02991	0,39932	0,30929
0,7	0,03399	0,45331	0,35096
0,8	0,03784	0,50356	0,38967
1	0,04480	0,59321	0,45843
1,2	0,05086	0,66939	0,51642
1,4	0,05605	0,73361	0,56489
1,7	0,06243	0,81116	0,62258
2	0,06739	0,87064	0,66585
2,3	0,07123	0,91616	0,69843
2,6	0,07420	0,95115	0,72267
3	0,07713	0,98567	0,74626
4	0,08116	1,03709	0,77983
5	0,08310	1,05930	0,79332

Tabela A.7. Fatores de conversão de dose q em função do comprimento do compartimento.

comprimento (cm)	q (nGy.h ⁻¹)/(Bq.kg ⁻¹)		
	⁴⁰ K	²³² Th	²²⁶ Ra
150	0,07562	0,97285	0,74090
170	0,07484	0,96287	0,73366
200	0,07389	0,95081	0,72478
230	0,07317	0,94159	0,71807
260	0,07264	0,93472	0,71302
300	0,07216	0,92854	0,70833
400	0,07172	0,92232	0,70333
500	0,07178	0,92257	0,70300
600	0,07202	0,92516	0,70443
700	0,07236	0,92859	0,70648
800	0,07260	0,93186	0,70853
1000	0,07303	0,93735	0,71242

Tabela A.8. Fatores de conversão de dose q em função da distância do ponto de interesse à parede mais próxima – compartimento 5 x 4 x 2,8 m.

distância (cm)	q (nGy.h ⁻¹)/(Bq.kg ⁻¹)		
	⁴⁰ K	²³² Th	²²⁶ Ra
10	0,07840	1,00738	0,76290
12	0,07842	1,00533	0,76168
14	0,07826	1,00298	0,76049
17	0,07797	0,99988	0,75816
20	0,07773	0,99845	0,75797
23	0,07761	0,99553	0,75612
26	0,07734	0,99311	0,75403
30	0,07702	0,98860	0,75000
40	0,07621	0,97898	0,74373
50	0,07553	0,97055	0,73736
60	0,07494	0,96272	0,73204
70	0,07440	0,95609	0,72730
80	0,07396	0,95024	0,72321
100	0,07325	0,94133	0,71666
120	0,07274	0,93486	0,71200
140	0,07239	0,93024	0,70870
160	0,07214	0,92716	0,70639
180	0,07199	0,92505	0,70493
200	0,07187	0,92374	0,70388
220	0,07181	0,92300	0,70325
250	0,07178	0,92257	0,70300

Tabela A.9. Fatores de conversão de dose q em função da distância do ponto de interesse à parede mais próxima – compartimento 10 x 4 x 2,8 m.

distância (cm)	q (nGy.h ⁻¹)/(Bq.kg ⁻¹)		
	⁴⁰ K	²³² Th	²²⁶ Ra
10	0,07880	1,01145	0,76552
12	0,07882	1,00943	0,76433
14	0,07867	1,00716	0,76317
17	0,07838	1,00412	0,76087
20	0,07814	1,00275	0,76072
23	0,07803	0,99996	0,75891
26	0,07777	0,99756	0,75685
30	0,07744	0,99313	0,75309
40	0,07665	0,98376	0,74691
50	0,07600	0,97551	0,74066
60	0,07542	0,96793	0,73547
70	0,07490	0,96157	0,73084
80	0,07448	0,95610	0,72693
100	0,07380	0,94753	0,72082
120	0,07333	0,94154	0,71636
140	0,07302	0,93754	0,71338
160	0,07282	0,93513	0,71144
180	0,07271	0,93361	0,71034
200	0,07266	0,93281	0,70967
220	0,07264	0,93249	0,70952
250	0,07271	0,93284	0,70951
270	0,07273	0,93314	0,70959
300	0,07278	0,93372	0,71000
350	0,07287	0,93512	0,71053
400	0,07294	0,93611	0,71134
450	0,07300	0,93683	0,71194
500	0,07303	0,93735	0,71242

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ACKERS, J.G.; BOSNJAKOVIC, B.F.M.; STRACKEE, L. Limitation of radioactivity concentrations in building materials based on a practical calculation model. *Rad. Prot. Dos.*, v. 7, n. 1-4, p. 413-416, 1983.
- AHMAD, N.; HUSSEIN, A.J.A; ASLAM. Radiation doses in Jordanian dwellings due to natural radioactivity in construction materials and soil. *J. Environ. Radioactivity*, v. 41, n. 2, p. 127-136, 1998.
- BERETKA, J.; MATHEW, P.J. Natural radioactivity of Australian building materials, industrial wastes and by-products. *Health Phys.*, v. 48, p. 87-95, 1985.
- CAMPOS, M.P. *Avaliação do impacto radiológico provocado por materiais de construção em moradores de casas populares*. São Paulo: 1994. Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
- EISENHAUER, C.M.; SIMMONS, G.L. Point isotropic gamma-ray buildup factors in concrete. *Nucl. Sci. Eng.*, n. 56, p. 263-270, 1975.
- EVANS, R.D. *The atomic nucleus*. Krieger, Malabar, 1982.
- FIRESTONE, R.B. *Table of isotopes CD-ROM – eighth edition, version 1.0, March 1996*. Lawrence Berkeley National Laboratory, University of California. John Wiley & Sons, 1996.
- HARIMA, Y.; SAKAMOTO, Y.; TANAKA, S.; KAWAI, M. Validity of the geometric-progression formula in approximating gamma-ray buildup factors. *Nucl. Sci. Eng.*, n. 94, p. 24-35, 1986.
- HUBBELL, J. H.; SELTZER, S. M. *Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients*. National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD, 1997.
- HUSSEIN, E.M. Radioactivity of phosphate ore, superphosphate, and phosphogypsum in Abu-Zaabal phosphate plant, Egypt. *Health Phys.*, v. 67, n. 3, p. 280-282, 1994.
- INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. *Radiation Quantities and Units*. Bethesda, 1980. (ICRU Report 33).
- INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection*. Oxford, Pergamon, 1990. (ICRP-60).

- INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *Principles for limiting exposure of the public to natural sources of radiation*. Oxford, Pergamon, 1984. (ICRP-39).
- KALOS, M.H.; WHITLOCK, P.A. *Monte Carlo methods - volume I: basics*. John Wiley & Sons, New York, 1986.
- KLUSOŇ, J.; PETR, I. Spatial characteristics of photon fields in dwellings. *J. Radioanal. Nucl. Chem. Lett.*, v. 164, n. 6, p. 347-356, 1992.
- KOBLINGER, L. Calculation of exposure rates from gamma sources in walls of dwelling rooms. *Health Phys.*, v. 34, p. 459-463, 1978.
- KOBLINGER, L. Mathematical models of external gamma radiation and congruence of measurements. *Rad. Prot. Dos.*, v. 7, n. 1-4, p. 227-234, 1984.
- KOBLINGER, L. *REBEL-2: an adjoint Monte Carlo code for the calculation of radiation in dwelling rooms*. Budapest: Central Research Institute for Physics, Aug. 1976. (KFKI-76-65).
- MALANCA, A.; PESSINA, V.; DALLARA, G.; LUCE, C.N.; GAIDOLFI, L. Natural radioactivity in building materials from the Brazilian state of Espírito Santo. *Appl. Radiat. Isot.*, v. 46, n. 12, p. 1387-1392, 1995.
- MALANCA, A.; PESSINA, V.; DALLARA, G. Radionuclide content of building materials and gamma-ray dose rates in dwellings of Rio Grande do Norte, Brazil. *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 48, n. 2, p. 199-203, 1993.
- MALAVOLTA, E.; ROMERO, J.P.; LIEM, T.H.; VITTI, G.C. *Gesso agrícola: seu uso na adubação e correção do solo*. 2ª ed. São Paulo: Ultrafertil, Depto. de Serviços Técnicos e Agrônômicos, 1981. (Série Divulg. Técnica, 8).
- MIRZA, N.M.; ALI, B.; MIRZA, S.M.; TUFAIL, M.; AHMAD, N. A shape and mesh adaptative computational methodology for gamma-ray dose from volumetric sources. *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 38(4), p. 307-314, 1991.
- MISDAQ, M.A.; MOUSTAAIDINE, H.; SATIF, C.; CHARIK, R. A new method for evaluating the influence of building materials on radon emanation in Marrakechi dwellings. *Appl. Radiat. Isot.*, v. 48, n. 1, p. 111-115, 1997.
- MOLLAH, A. S.; UHAMED, G. U.; HUSAIN, S. R.; RAHMAN, M. M. The natural radioactivity of some building materials used in Bangladesh. *Health Phys.*, v. 50, p. 849-851, 1986.
- MORGAN, K.Z.; EMERSON, L.C. Dose from external sources of radiation. In: MORGAN, K.Z.; TURNER, J.E. *Principles of radiation protection. A textbook of health physics*. New York, N.Y.: Wiley, 1967. p. 268-297.
- MUSTONEN, R. Natural radioactivity and radon exhalation from Finnish building materials. *Health Phys.*, v. 46, p. 1195-1203, 1984.

- O'BRIEN, R.S.; PEGGIE, J.R.; LEITH, I.S. *Estimates of the radiation dose from phosphogypsum plasterboard if used in domestic buildings*. Yallambie: Australian Radiation Laboratory, Feb. 1991. (ARL-TR-098)
- ORGANIZATION FOR ECONOMIC COOPERATION AND DEVELOPMENT (OECD). *Exposure to radiation from the natural radioactivity in building materials*. Paris, France: OECD Nuclear Energy Agency, May 1979.
- O'RIORDAN, M.C.; DUGGAN, M.J.; ROSE, W.B.; BRADFORD, G.F. *The radiological implications of using by-product gypsum as a building material*. Harwell, UK: National Radiological Protection Board, Dec. 1972. (NRPB-R7).
- PEŃSKO, J.; STPICZYŃSKA, Z.; BLATON-ALBICKA, K. Emanating power of Radon-222 measured in building materials. *Nukleonika*, v. 25, n. 5, p. 693-699, 1980.
- PORSTENDÖRFER, J.; WICKE, A.; SCHRAUB, A. The influence of exhalation, ventilation and deposition processes upon the concentration of radon (^{222}Rn), thoron (^{220}Rn) and their decay products in room air. *Health Phys.*, v. 34, p. 465-473, 1978.
- PRESSLER, J.W. Byproduct gypsum. In: *The chemistry and technology of gypsum*, 1984. (ASTM STB 861).
- ROCKWELL, T. *Reactor shielding design manual*. Princeton, N.J.: Van Nostrand, 1956.
- ROELOFS, L.M.M.; SCHOLTEN, L.C. The effect of aging, humidity, and fly-ash additive on the radon exhalation from concrete. *Health Phys.*, v. 67, n. 3, p. 266-271, 1994.
- ROGERS, V.C.; NIELSON, K.K.; HOLT, R.B.; SNODDY, R. Radon diffusion coefficients for residential concretes. *Health Phys.*, v. 67, n. 3, p. 261-265, 1994.
- RYAN, M.T.; COTTER, S.J. *An integrated assessment of the phosphate industry*. Oak Ridge, TN, ORNL, 1988. (ORNL-5583).
- SAFDAR ALI; TUFAIL, M.; KHALID JAMIL; ABID AHMAD; KHAN, H.A. Gamma-ray activity and dose rate of brick samples from some areas of North West Frontier Province (NWFP), Pakistan. *Sci. Tot. Environ.*, v. 187, p. 247-252, 1996.
- SAUEIA, C.H.R. *Caracterização radioquímica do fosfogesso e implicações radiológicas de sua utilização como material de construção*. São Paulo: 1998. Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
- SCHULER, CH.; CRAMERI, R.; BURKART, W. Assessment of the indoor Rn contribution of Swiss building materials. *Health Phys.*, v. 60, p. 447-451, 1991.
- STRANDEN, E. Radioactivity of Building Materials and the Gamma Radiation in Dwellings. *Phys. Med. Biol.*, v. 24, n. 5, p. 921-930, 1979.
- SWEDJEMARK, G.A. The equilibrium factor F . *Health Phys.*, v. 45, n. 2, p. 453-462, 1983.

- TAKEUCHI, K.; TANAKA, S. Point isotropic buildup factors of gamma rays, including bremsstrahlung and annihilation radiation for water, concrete, iron, and lead. *Nucl. Sci. Eng.*, n. 90, p. 158-164, 1985.
- TRUBEY, D.K. *A survey of empirical functions used to fit gamma-ray buildup factors*. Oak Ridge, TN, ORNL, 1966. (ORNL-RSIC 10).
- UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION (UNSCEAR). *Sources, effects and risks of ionizing radiation*. New York, United Nations, 1988.
- UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION (UNSCEAR). *Sources and effects of ionizing radiation*. New York, United Nations, 1993.
- VENTURINI, L.; NISTI, M.B. Natural Radioactivity of some Brazilian building materials. *Radiat. Prot. Dosim.*, v. 71, n. 3, p. 227-229, 1997.
- YU, C.; LEPOIRE, D.J.; LOUREIRO, C.O.; JONES, L.G.; CHEN, S.Y. *RESRAD-BUILD: A computer model for analyzing the radiological doses resulting from the remediation and occupancy of buildings contaminated with radioactive material*. Argonne, Ill.: Argonne National Laboratory, Nov. 1994. (ANL/EAD/LD-3).
- ZAIDI, J.H.; ARIF, M.; AHMAD, S.; FATIMA, I.; QURESHI, I.H. Determination of natural radioactivity in building materials used in the Rawalpindi/Islamabad area by γ -ray spectrometry and instrumental neutron activation analysis. *Appl. Radiat. Isotopes*, v. 51, p. 559-564, 1999.
- ZIKOVSKY, L.; KENNEDY, G. Radioactivity of building materials available in Canada. *Health Phys.*, v. 63, p. 449-452, 1992.