

CÁLCULO DE DOSE EFETIVA COMPROMETIDA E ESTIMATIVA DE
INCIDÊNCIA DE CÂNCER DEVIDO A INGESTÃO DE ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra E ^{228}Th
EM GRÃOS DA DIETA DA POPULAÇÃO DO MUNICÍPIO DE POÇOS DE
CALDAS (MG)

Leandro Barbosa da Silva

Dissertação de Mestrado apresentada ao
Programa de Pós-graduação em Engenharia
Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do
Rio de Janeiro, como parte dos requisitos
necessários à obtenção do título de Mestre em
Engenharia Nuclear.

Orientador: Ademir Xavier da Silva

Rio de Janeiro
Fevereiro de 2020

CÁLCULO DE DOSE EFETIVA COMPROMETIDA E ESTIMATIVA DE
INCIDÊNCIA DE CÂNCER DEVIDO A INGESTÃO DE ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra E ^{228}Th
EM GRÃOS DA DIETA DA POPULAÇÃO DO MUNICÍPIO DE POÇOS DE
CALDAS (MG)

Leandro Barbosa da Silva

DISSERTAÇÃO SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO
LUIZ COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA DA
UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM
CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Orientador: Ademir Xavier da Silva

Aprovada por: Prof. Ademir Xavier da Silva

Dr. César Marques Salgado

Dr. Wagner de Souza Pereira

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

FEVEREIRO DE 2020

Silva, Leandro Barbosa da

Cálculo de Dose Efetiva Comprometida e Estimativa de Incidência de Câncer Devido a Ingestão de ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{228}Th em Grãos da Dieta da População do Município de Poços de Caldas (MG) / Leandro Barbosa da Silva. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2020.

XI, 75 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Ademir Xavier da Silva

Dissertação (mestrado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2020.

Referências Bibliográficas: p. 70-75.

1. Detecção de radiação gama. 2. HPGe. 3. LabSOCS. 4. Taxa de Dose. 5. Estimativa do Risco de Câncer. I. Silva, Ademir Xavier da. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

Resumo da Dissertação apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Mestre em Ciências (M.Sc.)

CÁLCULO DE DOSE EFETIVA COMPROMETIDA E ESTIMATIVA DE
INCIDÊNCIA DE CÂNCER DEVIDO A INGESTÃO DE ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra E ^{228}Th
EM GRÃOS DA DIETA DA POPULAÇÃO DO MUNICÍPIO DE POÇOS DE
CALDAS (MG)

Leandro Barbosa da Silva

Fevereiro/2020

Orientador: Ademir Xavier da Silva

Programa: Engenharia Nuclear

A dose efetiva anual e o método de estimativa de risco de câncer devido ao consumo de radionuclídeos naturais ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{228}Th foram calculados por meio da espectrometria gama de alta resolução, dos dados de consumo alimentar para os habitantes do município de Poços de Caldas e dos coeficientes de dose publicados pela CNEN 164/2014. Este trabalho avalia a contribuição de alguns alimentos analisados para o aumento da dose de radiação ionizante no ser humano. Amostras de grãos foram coletadas e analisadas através da espectrometria gama com o uso de um detector semiconductor de germânio hiperpuro. Nas amostras de grãos foram obtidos valores de atividades específicas de 21,75 a 606,2 Bq.kg⁻¹ para ^{40}K , de 0,79 a 8,07 Bq.kg⁻¹ para ^{226}Ra , de 1,22 a 10,01 Bq.kg⁻¹ para ^{228}Ra e de 0,52 a 43,97 Bq.kg⁻¹ para o ^{228}Th . A dose efetiva anual total calculada foi de 1,086 mSv.ano⁻¹, 8,6% acima do valor limite de dose recomendado, foi estimado usando o método de estimativa de risco de câncer um valor de 4127 casos por milhão.

Abstract of Dissertation presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Master of Science (M.Sc.)

CALCULATION OF EFFECTIVE DOSE COMPROMISED AND ESTIMATION OF
CANCER INCIDENCE DUE TO INTAKE OF ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra AND ^{228}Th IN
GRAINS OF THE DIET OF THE POPULATION OF THE MUNICIPALITY OF
WELLS OF CALDAS (MG)

Leandro Barbosa da Silva

February/2020

Advisor: Ademir Xavier da Silva

Department: Nuclear Engineering

The annual effective dose and the method of estimating cancer risk due to consumption of natural radionuclides ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{228}Th were calculated from high resolution gamma spectrometry, food consumption data for the inhabitants of the municipality of Poços de Caldas and dose coefficients published by the CNEN 164/2014. This work evaluates the contribution of some foods analyzed to increase the dose of ionizing radiation in humans. Grain samples were collected and analyzed by gamma spectrometry with the use of a semiconductor detector of hyperpure germanium. In the grain samples, specific activity values were obtained from 21,75 a 606,2 Bq.kg⁻¹ for ^{40}K , from 0,79 to 8,07 Bq.kg⁻¹ for ^{226}Ra , of 1,22 to 10,01 Bq.kg⁻¹ for ^{228}Ra and 0,52 a 43,97 Bq.kg⁻¹ for ^{228}Th . The calculated total annual effective dose was 1,086 mSv.year⁻¹, 8,6% above the recommended dose limit, estimated using the cancer risk estimation method at 4127 cases per million.

Sumário

CAPÍTULO 1 - Introdução.....	1
1.1 Considerações Gerais.....	1
1.2 Justificativa:	3
1.3 Apresentação do Problema	5
1.4 Objetivo	6
CAPÍTULO 2 - Fundamentação Teórica	7
2.1 Radioatividade Natural	7
2.1.1 Séries Radioativas: ^{238}U	10
2.1.2 Séries Radioativas: ^{232}Th	11
2.1.3 Elemento ^{40}K	12
2.1.4 Elementos ^{226}Ra e ^{228}Ra	13
2.2 Radioatividade Artificial.....	14
2.3 Radionuclídeos em Alimentos	14
2.4 Efeitos Biológicos da Radiação no Corpo Humano	16
2.5 Interação Radiação Eletromagnética com a Matéria	19
2.5.1 Efeito Fotoelétrico	19
2.5.2 Efeito Compton	19
2.5.3 Produção de Pares.....	20
2.6 Radiação Ionizante alfa (α), beta (β) e radiação gama (γ)	20
2.7 Lei do Decaimento Radioativo	23
2.8 Atividade Específica	26
2.9 Equilíbrio Radioativo.....	27
2.10 Equilíbrio Secular	27
2.11 Dose Absorvida(D).....	28
2.12 Dose Efetiva Comprometida (Def)	30
2.13 Dose Efetiva por Ingestão	31
2.14 Cálculo da Atividade Específica.....	31
2.15 Incertezas da Atividade Específica	33
2.16 Atividade Mínima Detectável (AMD).....	34
2.17 Cálculo de Dose Efetiva Comprometida.....	34
2.18 Cálculo do Risco de Câncer ao Longo da Vida (Rc)	35
CAPÍTULO 3 – Instrumentação e Metodologia	36

3.1 Espectrometria Gama.....	36
3.2 Sistema Operacional para Aquisição de Espectrometria de Raios Gama.....	36
3.3 Características do Detector Semicondutor HPGE	37
3.4 Calibração em Energia do Sistema de Aquisição	43
3.5 Eficiência de Detecção.....	44
3.6 Validação do Sistema de Detecção	46
3.7 Curvas de Ajustes	46
3.8 Análises das Amostras	48
CAPÍTULO 4 –Resultados.....	51
4.1 Análises das Concentrações de Atividade Específica dos Radionuclídeos	51
4.1.1 Analise de Concentração de Atividade dos Radionuclídeos Divididos em Grupos.	53
4.2 Cálculos de Dose Efetiva Comprometida.....	58
4.2.1 Analise Quantitativa das Doses Efetivas Comprometidas dos Radionuclídeos	62
4.2.2 Analise dos Grupos A e B para a Dose Efetiva Comprometida.....	62
4.2.3 Analise Quantitativa das Doses Efetivas Comprometidas Acumuladas em Alguns Órgãos do Tecido Humano.....	63
4.3 Cálculo da Estimativa do Risco de Câncer Devido a Ingestão de ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{226}Th das Amostras de Grãos.	65
CAPÍTULO 5 – Conclusão.....	68
Referências Bibliográficas:.....	70

Lista de Figuras

Figura 1. Ilustração Representativa do Esquema de um Átomo Radioativo (COUTO, 2010).....	7
Figura 2. Dose Individual Média Anual Decorrente de Fontes Naturais e Artificiais (IPEN, 2017).....	9
Figura 3. Decaimento Radioativo da Série do ^{238}U (IAGUSP, 2018).....	10
Figura 4. Decaimento Radioativo da Série do ^{232}Th (IAGUSP, 2018)	11
Figura 5. Esquema de Decaimento do ^{40}K (LOPES, 2018).	12
Figura 6. Descreve o ciclo de Incorporação de Radionuclídeos até a Absorção pelo Homem (MELQUIADES, 2004).....	15
Figura 7. Órgãos mais Sensíveis à Radiação Ionizante (RADIOPROTEÇÃO NA PRÁTICA, 2018).....	17
Figura 8. Efeitos da Radiação no DNA (RADIOPROTEÇÃO NA PRÁTICA, 2018). 18	
Figura 9. Diferentes Tipos de Radiação e sua Interação (RADIOPROTEÇÃO NA PRÁTICA, 2018).....	20
Figura 10. Número $N(t)$ de Núcleos que Ainda não Decaíram em Função do Tempo t	23
Figura 11. Esquema Ilustrativo de um Cristal de Germânio em Configuração Coaxial, com Contato Tipo n na Superfície Externa ao Cristal e Janela de Entrada (CAVALCANTE, 2017).....	38
Figura 12. Diagrama de Blocos de um Sistema de Detecção para Espectrometria Gama com Configuração vertical: a) cargas elétricas são produzidas na interação da radiação com o volume ativo do cristal, são processadas pelo pré-amplificador e b) registradas pelo analisador multicanal (CAVALCANTE, 2017).	39
Figura 13. Dewars e Criostatos (CAMBERRA, 2012).	41

Figura 14. Espectrômetro Utilizado: Em (a) observa-se o “dewar”. Em (b) a blindagem do detector com baixo fundo de radiação. Em (c) O multicanal DSA 1000. Em (d) o espectro de uma amostra na tela de um computador.	42
Figura 15: Ilustração do Sistema de Detecção (a) Ilustração do sistema de detecção com amostra posicionada sobre o cristal, instalado dentro de uma blindagem de chumbo com baixa radiação de fundo. O sistema é mantido em temperatura baixa por um reservatório de nitrogênio líquido. (b) Foto do sistema e (c) detalhes da blindagem citada e janela de carbono sobre o cristal (CAVALCANTE, 2017).	42
Figura 16. Espectro e Curva de Eficiência Gerados com o Uso de Fonte Padrão Produzida pelo LNMRI – IRD/CNEN (LOPES, 2018).	45
Figura 17. Visualização Gráfica do Geometry Composer. Em (a) pode-se observar o gabarito da geometria a ser modelada. Em (b) a matriz da caixa de diálogo onde deve ser inserido as dimensões do becker, como proposto em (a). Em (c) A visualização gráfica das inserções feitas através da geometria requerida.	45
Figura 18. Ajuste em Energia para Espectrometria Gama.	48
Figura 19. Em (a) o Triturador Manual e em (b) os Portas Amostras Utilizados no Trabalho.....	49
Figura 20. Balança Utilizada para a Medição dos Pesos das Amostras.	49

Lista de Tabelas

Tabela 1. Média Global da Dose Efetiva Anual para Adultos Devido a Fontes Naturais de Radiação Ionizante (UNSCEAR 2000).	8
Tabela 2. Produtos Iniciais e Finais das Séries Radioativas dos Radionuclídeos Naturais de Origem Terrestre.....	8
Tabela 3- Dados Biocinéticos dos Radionuclídeos de Interesse.	13
Tabela 4. Elementos Radioativos Presentes no Corpo Humano (HEILBRON FILHO, 2004).....	16
Tabela 5. Fatores de Ponderação para Vários Tipos de Radiação Ionizante (ICRP, 2007).....	28
Tabela 6. Níveis, limites e referências de dose de radiação para uma comparação simplificada (CNEN, 2014).....	29
Tabela 7. Alguns Fatores de Ponderação (wT), para Alguns Tecidos ou Órgãos T	30
Tabela 8. Determinação dos coeficientes de Dose Publicados pela (CNEN, 2014).....	34
Tabela 9. Radionuclídeos e suas Respektivas Energias Utilizadas na Calibração em Energia do Sistema de Detecção.	43
Tabela 10. Pontos Experimentais Utilizado para Ajuste Quadrático em Energia	47
Tabela 11. Dados das Amostras.	50
Tabela 12. Valores de Referência da UNSCEAR (2000) para Grãos, em $Bq.kg^{-1}$	51
Tabela 13. Concentração de Atividades ($Bq.Kg^{-1}$).....	52
Tabela 14. Analise Quantitativa das Concentrações dos Radionuclídeos.....	53
Tabela 15. Analise Quantitativa das Concentrações dos Radionuclídeos nos Grupos..	53
Tabela 16. Comparação das Concentrações Específicas de ^{40}K com (GARCÊZ, 2016) e (LOPES, 2018), Respektivamente.....	54

Tabela 17. Comparação das Concentrações Específicas de ^{226}Ra com (LOPES, 2018).	55
Tabela 18. Comparação das Concentrações Específicas de ^{228}Ra com (LOPES, 2018).	56
Tabela 19. Comparação das Concentrações Específicas de ^{228}Th com (LOPES, 2018).	57
Tabela 20. Calculo de Dose Efetiva Comprometida ($\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$).	58
Tabela 21. Comparação das Doses de ^{40}K com (GARCÊZ, 2016) e (LOPES, 2018) ..	59
Tabela 22. Valores de Referência para Dose Efetiva Comprometida (UNSCEAR, 2000).	60
Tabela 23. Comparação das Doses de ^{226}Ra com (LOPES, 2018).	60
Tabela 24. Comparação das Doses de ^{228}Ra com (LOPES, 2018).	61
Tabela 25. Comparação das Doses de ^{228}Th com (LOPES, 2018).	61
Tabela 26. Analise Quantitativa das Doses Efetivas Comprometidas ($\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$).	62
Tabela 27. Analise Quantitativa das Doses para os Grupos.	62
Tabela 28: Dose Efetiva Comprometida Acumulada em Alguns Órgãos do Tecido Humano.	63
Tabela 29. Calculo do Risco de Câncer ($10 - 6$).	65
Tabela 30. Analise do Risco de Câncer para cada Radionuclídeo	66
Tabela 31. Analise Quantitativa do Risco de Câncer para os Grupos.	67

CAPÍTULO 1

Introdução

1.1 Considerações Gerais

Entende-se por radiação ionizante a energia que pode penetrar nos átomos e moléculas alterando sua estrutura (PANAMERICANA, 1959). A nocividade das radiações ionizantes nos seres humanos está vinculada a vários fatores, como a dose absorvida (baixa ou alta), taxa de exposição (crônica ou aguda) e forma da exposição. Independente da dose, assim que ela for absorvida, pode desencadear reações como morte de células e câncer ou nada pode ocorrer. O que irá discernir esse fato é a probabilidade do dano, ou seja, as mutações que originam o câncer e as células mortas (OKUNO, 2013).

Os efeitos das radiações ionizantes variam de acordo com a quantidade e a qualidade da incidência, através do processo de transmissão de energia, podendo ser classificadas em diretamente ionizantes, cujos exemplos são as partículas alfa, beta e prótons ou indiretamente ionizantes como raios X, raios gama e nêutrons (FONSECA, 2009). O comportamento em relação ao organismo consegue ser bem variado, pois cada organismo interpreta a radiação de uma forma diferente, sendo capaz ou não de desencadear algum tipo de malefício, como: lesões degenerativas, efeitos carcinogênicos, entre outros (OKUNO; YOSHIMURA, 2010).

Toda forma de vida está exposta a certa quantidade de radiação ionizante, camada de radiação de fundo, devido à presença de elementos radioativos na natureza (solo, água e ar). Os radionuclídeos de maior contribuição ao *background* são o potássio 40 (^{40}K) e aqueles pertencentes às séries do urânio 238 (^{238}U) e do tório 232 (^{232}Th), e com menor importância, a série do urânio 235 (^{235}U). Como a radioatividade é um fenômeno natural e comum da matéria, o ser humano também é radioativo (SILVA, 2018).

A exposição à radiação devido aos elementos das cadeias naturais do ^{238}U , ^{235}U e ^{232}Th deve-se ao fato da característica solúvel, principalmente ^{232}Th , e sua capacidade migratória para reservatórios subterrâneos, contaminando vegetais que retiram seus

nutrientes do solo. Os radionuclídeos são incorporados nas plantas, juntamente com os nutrientes e chega a partes comestíveis, situação em que quando ingeridos pelo homem acometem reações que vão desde vômitos até câncer (SHANTHI et al., 2012). Especificamente, radionuclídeos de ocorrência natural pertencentes as cadeias do ^{238}U e do ^{232}Th , contribuem aproximadamente com 30-60% da dose devido a radiação interna (FERREIRA, 2018).

O conhecimento da radioatividade natural no homem e no seu ambiente é importante, uma vez que os radionuclídeos naturais são as principais fontes de exposição à radiação humana. Os nuclídeos radioativos presentes no ambiente natural entram no corpo humano principalmente através de alimentos e água (GARCÊZ, 2016).

As maiores concentrações de radionuclídeos presentes no corpo humano são o, ^{40}K , ^{14}C , ^{232}Th e ^{238}U , e a principal via de incorporação destes elementos é através da ingestão de alimentos, aos quais os grãos estão incluídos. As ações humanas também podem alterar a concentração de radioatividade ao introduzir radionuclídeos artificiais em determinados ambientes.

A dose interna devido aos radionuclídeos naturais não são riscos, desde que a ingestão destes elementos não seja acima das recomendações. A verificação dos níveis de concentração de radionuclídeos naturais e artificiais nos alimentos, fornece parâmetros de referência em casos de anormalidades e/ou contaminação do solo, por exemplo (SCHEIBEL, 2006).

1.2 Justificativa:

A AIEA (Agencia Internacional de Energia Atômica) criada em 1957 estabelece recomendações e normas de segurança para a proteção da saúde e minimização de perigo para a vida, além de prever a aplicação destas normas. Seguindo esse caminho a Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP), organismo não governamental independente criado em 1928, divulga as suas recomendações que envolvem aspectos relacionados à proteção radiológica e aos riscos associados às radiações ionizações sob a forma de relatórios, denominados Publicações ICRP. Estas recomendações tratam das radiações ionizantes, à proteção do Homem e ao meio ambiente, servindo de orientação de caráter prático ao conhecimento de radiobiologia e radioproteção para agências reguladoras, grupos de gerenciamento e profissionais na área de radioproteção (PEREIRA & KELECON, 2010).

No Brasil, as Normas Básicas de Proteção Radiológica (NBPR) foram aprovadas pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) em 1973 adotando os Princípios de Proteção Radiológica e os limites de dose seguindo as recomendações da ICRP. No início do ano de 2005, a CNEN aprovou a Norma CNEN-NN-3.01, sob o título Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica, juntamente com as Posições Regulatórias, em substituição a Norma CNEN-NE-3.01, sendo atualizada pela Resolução CNEN 164/2014 (CNEN, 2014a). Esta norma foi baseada nas recomendações da Publicação ICRP 26 de 1977, que introduziu o conceito de detrimento associado à probabilidade de ocorrência de danos causados pelas radiações e estabeleceu os Princípios de Proteção Radiológica: Justificação, Otimização e Limitação de Dose. A presente norma é baseada nas recomendações da Publicação ICRP 60. Além disso, os três Princípios de Proteção Radiológica foram denominados requisitos (TAUHATA et al., 2014). A radioproteção voltada a seres humanos é norteada por princípios e boas práticas, de forma a evitar o surgimento de efeitos determinísticos e diminuir a probabilidade de ocorrer efeitos estocásticos para cada indivíduo (ICRP, 2007).

A exposição nos seres humanos em relação aos radionuclídeos pode ser externa e interna. Quanto à exposição externa destacam-se os radionuclídeos cosmogênicos e elementos radioativos existentes no ambiente, no solo e em rochas. A exposição de 95% da população à radiação se dá entre 0,3 e 0,6 mSv.ano⁻¹, salientando que o limite de dose máxima permitido é 1mSv.ano⁻¹. No caso de exposição interna, estima-se que

aproximadamente $2/3$ de dose de radiação que os seres humanos recebem advém de fontes naturais como o ar, os alimentos e a água. Um exemplo é o elemento (^{40}K) onde o homem recebe aproximadamente $180 \mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$ (CNEN, 2014a).

1.3 Apresentação do Problema

A radiação ionizante pode causar câncer e de acordo com a Agência Internacional para a Pesquisa do Câncer (IARC, na sigla em inglês) 1 a cada 5 homens e 1 a cada 6 mulheres terão a doença que em grande maioria não é causada pela radiação ionizante. Estimativas mostram um aumento do número de casos e mortes por tumores a cada ano. Só em 2018, cerca de 18,1 milhões de casos de câncer seriam diagnosticados, enquanto 9,6 milhões de pessoas morreriam por causa dele. Esse é o cenário apontado pelo GLOBOCAN 2018 (Estatísticas globais de câncer 2018: estimativas GLOBOCAN de incidência e mortalidade em todo o mundo para 36 cânceres em 185 países). Se medidas efetivas para o controle do problema não forem tomadas ou ao menos reforçadas, a IARC prevê uma explosão de 63% no número de episódios e de 70% no de mortes por ano até 2040 (FORBES, 2018).

O Planalto Poços de Caldas é mundialmente conhecido pela sua radioatividade elevada de urânio e tório. Dados mostraram que em 15% das casas a concentração de radônio ficou acima do limite aceitável. Os estudos são do Ministério da Saúde, através do Instituto Nacional do Câncer (INCA) em parceria com a Secretaria Estadual de Saúde e a Comissão Nacional de Energia do Ministério da Ciência, Tecnologia e Inovação. Durante 12 anos, foram levantados os números de casos de câncer e dos níveis de radiação natural na cidade. Fizeram parte do estudo 342 domicílios de Poços de Caldas (G1, 2018).

O radônio é um elemento radioativo e é o segundo maior causador de câncer de pulmão no mundo. “O radônio é conhecido como um dos causadores do câncer de pulmão, mas está bem atrás do tabaco. Quanto menor a incidência dele no ar, melhor”. A pesquisa ainda apontou que nos últimos cinco anos foram registrados 3.446 casos de câncer em Poços de Caldas. Os índices na cidade ficaram de acordo com a média nacional em municípios do mesmo porte (G1, 2018).

1.4 Objetivo

O objetivo do presente estudo é determinar a concentração de atividade dos radionuclídeos ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{228}Th presentes em alguns alimentos (Grãos) incluídos na dieta da população de Poços de Caldas, utilizando espectrometria gama de alta resolução em um detector de germânio hiper-puro (HPGe), estimar a dose efetiva comprometida, o risco de câncer devido a estes radionuclídeo a partir dos dados dos coeficientes de conversão da publicação 119 da ICRP (2012) e comparar com os valores de literatura encontrados. Estabelecer uma base de dados, a fim de fornecer subsídios para a Administração Pública direta e indireta a fim de minimizar os possíveis danos causados pela radiação ionizante.

CAPÍTULO 2

Fundamentação Teórica

2.1 Radioatividade Natural

A radioatividade pode ser definida como um processo no qual um radionuclídeo sofre uma desintegração espontânea, liberando certa quantidade de radiação e formando um núcleo novo (YOUNG e FREEDMAN, 2009), tal como ilustrado na Figura 1. Assim, essas partículas ou ondas eletromagnéticas são chamadas radiação, enquanto que o direcionamento destas partículas emitidas sobre um alvo (alimento, células cancerígenas, etc..) é chamado irradiação.

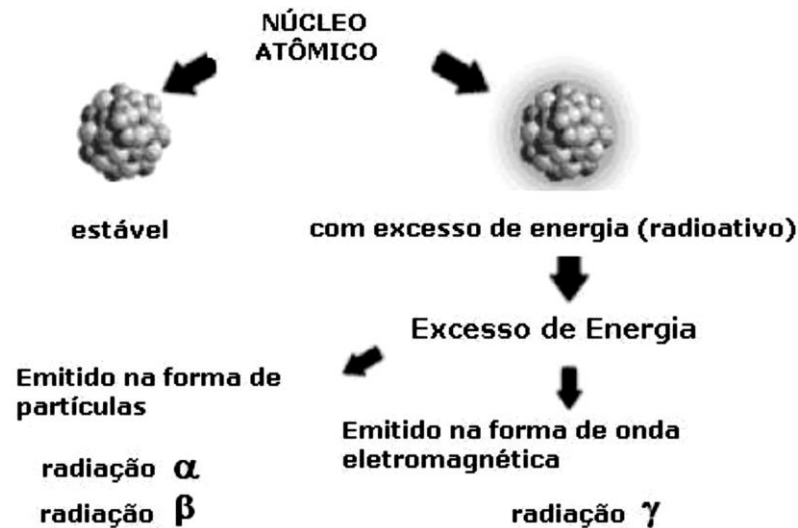


Figura 1. Ilustração Representativa do Esquema de um Átomo Radioativo (COUTO, 2010).

A radioatividade natural é composta pela radiação de origem cósmica, de radionuclídeos presentes na crosta terrestre e da que resulta da ingestão e inalação de elementos radioativos presentes nos alimentos e no ambiente (Tabela 1). Estima-se que a dose efetiva média mundial devido à radiação natural seja de $2,4 \text{ mSv}\cdot\text{ano}^{-1}$ (UNSCEAR, 2000). Na Tabela 2, estão relacionadas às quatro séries radioativas, seus núcleos iniciais, finais e seu número de massa e na Tabela 1 a média global da dose efetiva anual para adultos devido a fontes naturais de radiação ionizante (UNSCEAR 2000).

Tabela 1. Média Global da Dose Efetiva Anual para Adultos Devido a Fontes Naturais de Radiação Ionizante (UNSCEAR 2000).

Componente da exposição	Dose efetiva anual (mSv)
Raios cósmicos e radionuclídeos cosmogênicos	0,39
Radionuclídeos terrestres: exposição gama externa	0,48
Radionuclídeos no corpo: exposição interna (exceto radônio)	0,29
Radônio e filhos	1,26
Total	2,42

Tabela 2. Produtos Iniciais e Finais das Séries Radioativas dos Radionuclídeos Naturais de Origem Terrestre.

Nome da série	Número de massa	Inicial	Período	Final
Tório	$4n$	^{232}Th	$1,4 \cdot 10^{10}$ anos	^{208}Pb
Netúnio	4_{n+1}	^{237}Np	$2,2 \cdot 10^6$ anos	^{209}Bi
Urânio	4_{n+2}	^{238}U	$4,5 \cdot 10^9$ anos	^{206}Pb
Actínio	4_{n+3}	^{235}U	$7,2 \cdot 10^8$ anos	^{207}Pb

A irradiação externa do corpo humano se dá principalmente através da radiação gama dos radionuclídeos das séries naturais do ^{238}U e do ^{232}Th e do decaimento do ^{40}K . A ingestão através dos alimentos e da água é a principal via de incorporação desses radionuclídeos no organismo e depende dos hábitos alimentares, do tipo de solo e de práticas de agricultura de uma dada população. Internamente, além da radiação

gama, o organismo é irradiado pelas partículas alfa e beta produzidas no processo de decaimento desses elementos (UNSCEAR, 2000). Outra série natural, a do actínio, começa com o ^{235}U com composição isotópica relativa de 0,71% enquanto que a de ^{238}U é de 99,28%. Os radioisótopos comportam-se da mesma forma que seus isótopos não radioativos com relação à absorção pelas raízes das plantas e mesmo não tendo função metabólica, podem estar presentes nos tecidos vegetais. A Figura 2 apresenta a dose individual média anual decorrente de fontes naturais e artificiais.

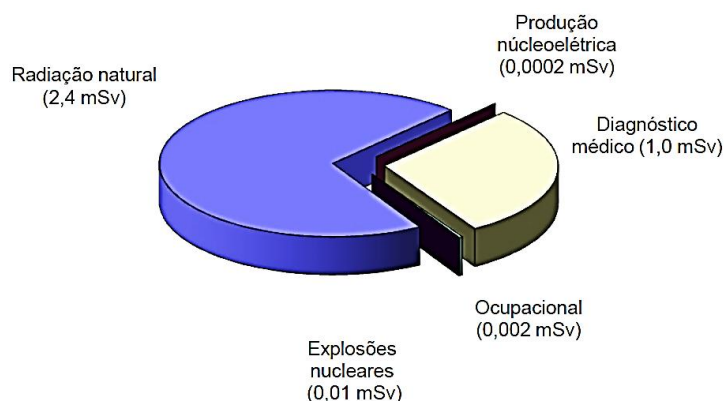


Figura 2. Dose Individual Média Anual Decorrente de Fontes Naturais e Artificiais (IPEN, 2017)

A utilização de determinados materiais de construção civil, a isolamento térmica dos ambientes, a altitude, bem como as viagens de avião também podem aumentar de forma considerável a exposição do homem à radiação natural. As fontes terrestres são responsáveis pela maior parte da dose recebida pelo homem decorrente da radiação natural. Em condições normais produzem mais de 5/6 das doses efetivas individuais, sendo a maioria por irradiação interna. Os raios cósmicos são responsáveis pelo resto da exposição natural, principalmente pela irradiação externa (SILVA, 2018).

2.1.1 Séries Radioativas: ^{238}U

A exposição interna de uma pessoa ao urânio ocorre através da ingestão de alimento e água ou pela inalação quando respiramos, porém, a parte que é absorvida, se acumulará nos rins e dependendo da interação com a matéria, poderá causar algum efeito deletério ao organismo. Estima-se que no esqueleto humano há um conteúdo de 25 μg de urânio que equivale a 0,296 Bq de atividade e responsável por uma dose de 0,003 $\text{mSv}\cdot\text{ano}^{-1}$ (Eisenbud, 1987). Dentre os radionuclídeos descendentes do ^{238}U destaca-se o ^{226}Ra , que possui uma meia-vida de 1600 anos. A Figura 3 apresenta a série de decaimento do ^{238}U .

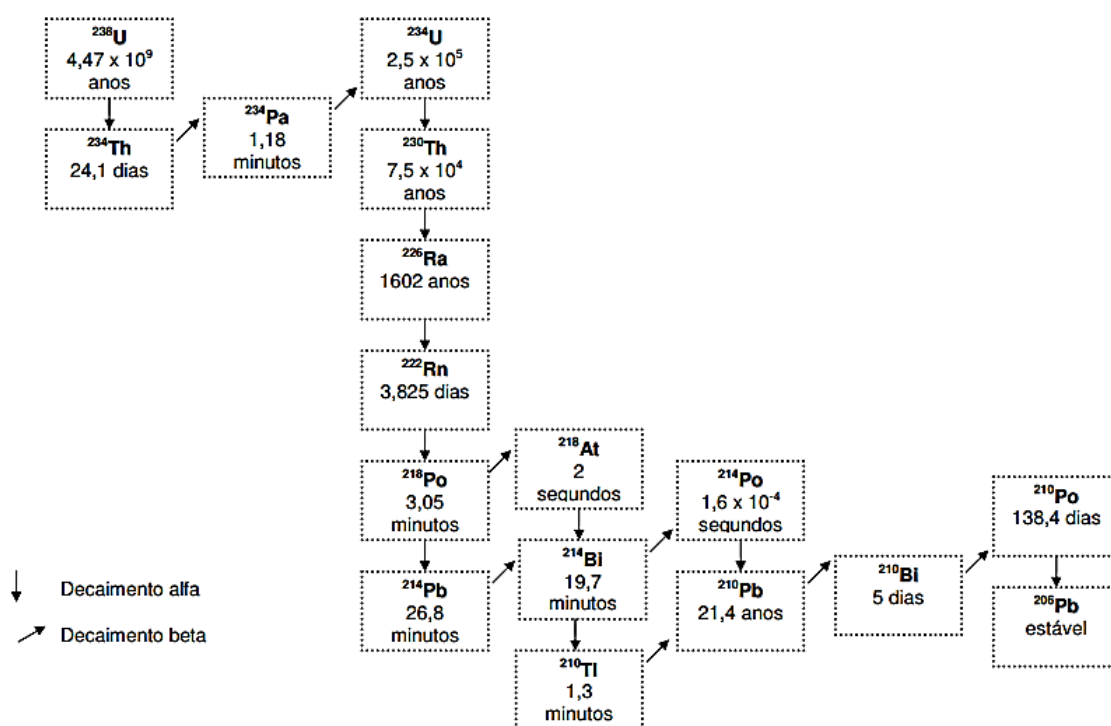


Figura 3. Decaimento Radioativo da Série do ^{238}U (IAGUSP, 2018)

2.1.2 Séries Radioativas: ^{232}Th

O ^{232}Th tem uma meia-vida de aproximadamente 14 bilhões de anos. O tório tem o mesmo comportamento do urânio e seus isótopos aparecem na série do urânio. Devido à similaridade química do ^{226}Ra e ^{228}Ra (produtos de decaimento da série do ^{238}U e do ^{232}Th , respectivamente) com o Ca, ele tem tendência à assimilação pelos ossos. O tório junto com seus produtos de decaimento contribui com 0,09 mSv na dose efetiva anual devido à exposição interna a radionuclídeos naturais (UNSCEAR, 2000). A Figura 4 apresenta a série de decaimento do ^{232}Th .

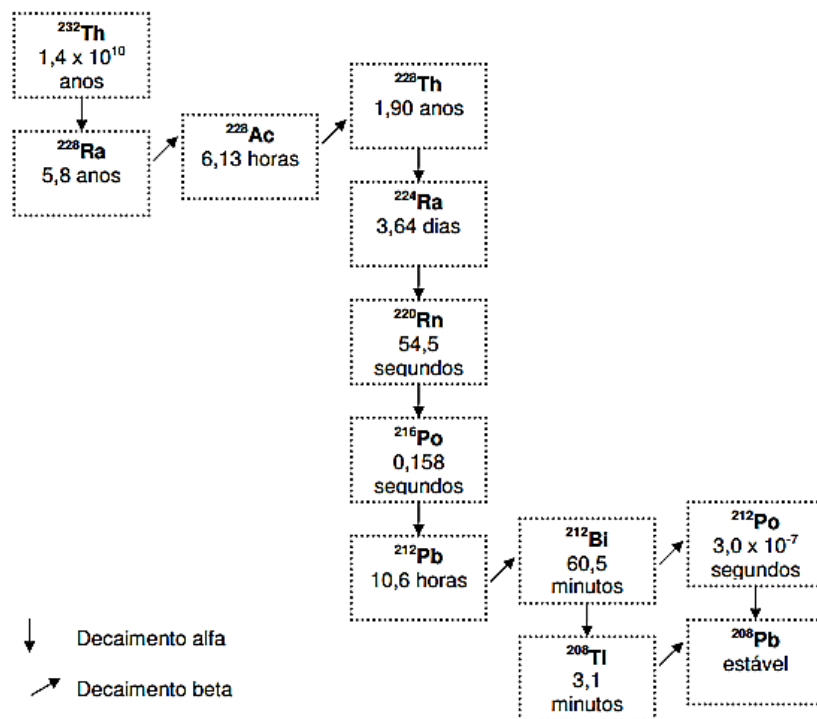


Figura 4. Decaimento Radioativo da Série do ^{232}Th (IAGUSP, 2018)

2.1.3 Elemento ^{40}K

Essencialmente o ^{40}K está presente em todas as amostras ambientais, com abundância natural de 0,012% e meia-vida de $1,3 \times 10^9$ anos. É o sétimo elemento mais comum no solo, e a concentração média é de $850 \text{ (Bq.kg}^{-1}\text{)}$ (GARCÊZ, 2016).

No corpo humano o ^{40}K comporta-se semelhante ao potássio estável, sendo distribuído uniformemente nos tecidos musculares e sua concentração mantém-se constante devido ao equilíbrio homeostático. O corpo de um ser humano de 70 kg (homem padrão caucasiano) contém aproximadamente 140 g de potássio; consequentemente a atividade de ^{40}K correspondente é de $3,7 \times 10^3 \text{ Bq}$. Este isótopo é responsável por equivalente de dose anual no corpo humano de 0,17 mSv para adultos e de 0,19 mSv para crianças, sendo que a maior contribuição é devida à partícula β^- em vez da radiação gama emitida (UNSCEAR, 2000).

O potássio 40 ($^{40}_{19}\text{K}$) decai para o cálcio 40 ($^{40}_{20}\text{Ca}$) via decaimento β^- em 89,3% das vezes, emitindo um elétron cuja energia máxima é de 1,34 MeV. Também há uma pequena possibilidade (0,001%) de decair por decaimento β^+ emitindo um pósitron cuja energia máxima é de 1,51 MeV, e o restante, aproximadamente 10,7%, decairão via captura de elétrons, em um estado excitado do argônio ($^{40}_{18}\text{Ar}$), este por sua vez chegará ao estado fundamental emitindo um fóton característico de energia 1460,82 keV (Figura 5) (LOPES, 2018).

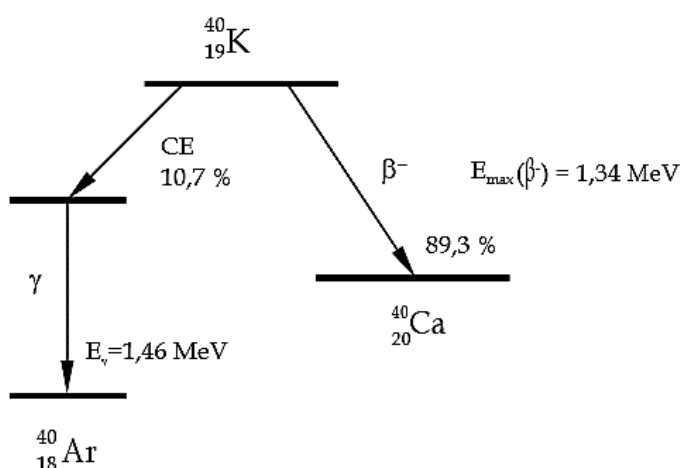


Figura 5. Esquema de Decaimento do ^{40}K (LOPES, 2018).

2.1.4 Elementos ^{226}Ra e ^{228}Ra

O ^{226}Ra e o ^{228}Ra são elementos radioativos naturais que surgem na cadeia de decaimento do urânio e do tório, devido à sua mobilidade, são de preocupação ambiental primária.

Quando humanos ingerem rádio, cerca de 20% é absorvido pela circulação (MALETSKOS et al., 1966). O rádio é inicialmente distribuído aos tecidos moles e ossos, mas se acumula preferencialmente no osso em crescimento. Processos normais de remodelação óssea liberam rádio, com uma meia-vida biológica estimada de 10 anos (WRENN et al., 1985). A excreção ocorre principalmente através das fezes (MALETSKOS et al., 1966).

Na Tabela 3 observa-se a comparação entre a meia-vida física e a biológica (a qual nos fornece o tempo de retenção do radionuclídeo no organismo) para dois dos principais radionuclídeos de interesse (SILVA, 2017).

Tabela 3- Dados Biocinéticos dos Radionuclídeos de Interesse.

Nuclídeo	Meia-vida física	Meia-vida efetiva	Fonte
^{40}K	$1,28.10^9$ anos	30 dias	ICRP, 1978
^{226}Ra	$1,60.10^3$ anos	No sangue: 29% - 5dias 11% - 60dias 4% - 700 dias 2% - 5000 dias 54% - excretado prontamente No tecido ósseo: 16000 dias	ICRP, 1989

2.2 Radioatividade Artificial

Curie e Joliot, em 1934, descobriram que o bombardeio de partículas alfas sobre núcleos de elementos leves pode originar elementos radioativos e que reações nucleares induzidas por prótons, dêuterons, nêutrons e fótons também podem resultar em produtos radioativos. Os radionuclídeos artificiais podem ser caracterizados por sua meia-vida e pela radiação que emitem, analogamente aos radionuclídeos naturais. Os testes superficiais das bombas nucleares ou o vazamento de reatores nucleares ocasionaram o surgimento de vários elementos radioativos artificiais e também se podem citar as liberações autorizadas em clínicas de tratamento de câncer para uso médico, encontrados atualmente em todo o globo terrestre devido ao “fallout” (precipitação radioativa) (SILVA, 2018).

2.3 Radionuclídeos em Alimentos

As plantas são os receptores primários da contaminação radioativa da cadeia alimentar, seguido dos radionuclídeos da atmosfera. Em uma escala global, a incorporação dos elementos radioativos na biosfera provém da deposição dos elementos da atmosfera para a superfície da Terra, através do “fallout”. Desta forma, o transporte dos elementos radioativos no ambiente envolve a transferência entre os componentes primários: vegetação, solo, água, biota, fungos e algas. A vegetação está sujeita a contaminação direta e indireta. A contaminação direta refere-se à deposição dos materiais radioativos da atmosfera diretamente nas partes superficiais da planta e a contaminação indireta refere-se à sorção dos radionuclídeos do solo a partir do seu sistema de raízes. Os receptores secundários da cadeia alimentar são os animais, que consomem as plantas ou outros animais. Ambas as plantas e produtos animais entram na dieta humana (LOPES, 2018).

Além da possibilidade de contaminação por radionuclídeos artificiais, que ocorre principalmente da deposição de materiais radioativos da atmosfera nas partes superficiais da planta que gera uma contaminação direta, técnicas de cultivo podem enriquecer o solo com radionuclídeos, como o uso indiscriminado de fertilizantes fosfatados, que podem aumentar o nível de radioatividade dos alimentos. Assim, os fertilizantes fosfatados, de acordo com sua origem, podem conter vários elementos, incluindo os radionuclídeos naturais ^{238}U , ^{226}Ra , ^{232}Th e ^{40}K . Considerando-se que

em praticamente todas as plantações são usados fertilizantes, o uso indiscriminado de fertilizantes fosfatados pode gerar o aumento de radiação nos alimentos, às vezes até mais que o limite de $1\text{mSv}\cdot\text{ano}^{-1}$ (GARCÊZ, 2016).

O potássio está presente em alguns alimentos, dentre eles grãos (como feijão, soja e lentilha), algumas oleaginosas (como castanha, nozes e amêndoas) e algumas frutas em conserva (como damasco, figo, ameixas). O elemento ^{137}Cs é um isótopo artificial e no fallout de explosões nucleares ele é carregado pelo vento para a estratosfera e a troposfera, acumulando-se nos alimentos dos homens e animais, sendo 30% pelo leite; 25% grãos, 20% carne e 10% vegetais (FERREIRA, 2018). Figura 6 descreve o ciclo de incorporação de radionuclídeos no solo até a absorção pelo homem, ou seja, através de que meios o homem ingere material radioativo, a Tabela 4 mostra uma estimativa das quantidades de materiais radioativos presentes no corpo humano.

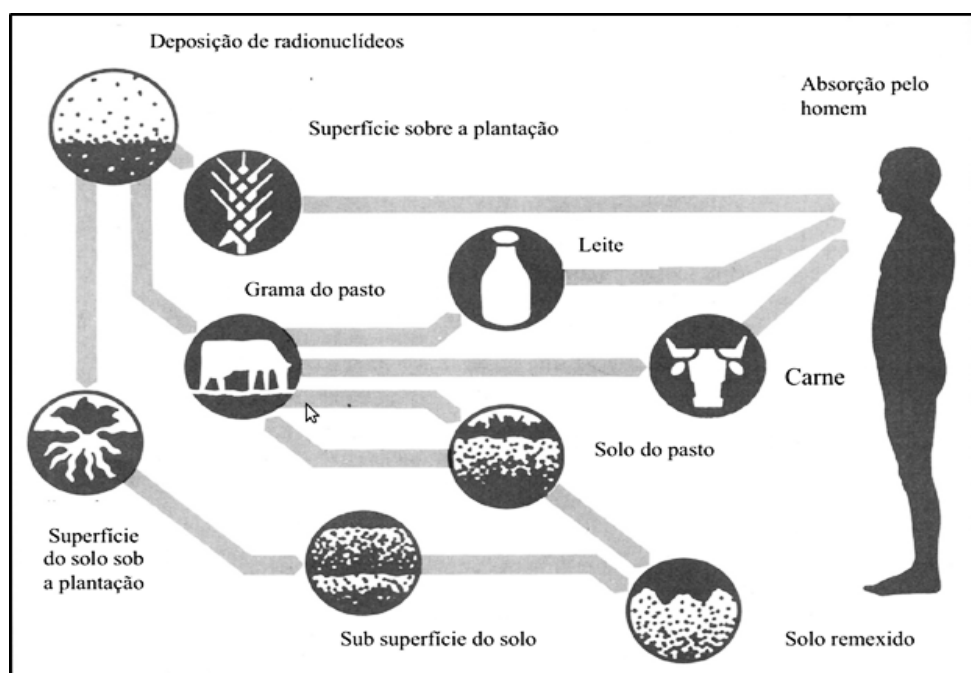


Figura 6. Descreve o ciclo de Incorporação de Radionuclídeos até a Absorção pelo Homem (MELQUIADES, 2004)

Tabela 4. Elementos Radioativos Presentes no Corpo Humano
(HEILBRON FILHO, 2004).

Radionuclídeo	Massa total (g)	Atividade total (Bq)	Quantidade diária ingerida ou inalada pelo homem (g)
Uranio	90.10^{-6}	1,1	$1,9.10^{-6}$
Tório	30.10^{-6}	0,11	3.10^{-6}
Potássio-40	17.10^{-3}	4400	$0,39.10^{-3}$
Radio	31.10^{-12}	1,1	$2,3.10^{-12}$
Carbono-14	95.10^{-6}	1500	$1,8.10^{-6}$
Trício	$0,06.10^{-12}$	23	$0,003.10^{-12}$
Polônio	$0,2.10^{-12}$	37	$0,6.10^{-8}$

2.4 Efeitos Biológicos da Radiação no Corpo Humano

Uma partícula ionizante ao arrancar um elétron de um dos átomos de uma molécula do corpo, pode causar sua desestabilização e conseqüentemente quebra da molécula. As quatro formas de atuação da radiação no corpo humano são descritas a seguir (OKUNO, 2010).

Primeiro ocorrerá o estágio físico, aonde haverá a ionização do átomo em 10^{-15} s, em seguida começa o estágio físico-químico, quando ocorrem as quebras das ligações químicas das moléculas que sofreram ionização, com duração de uns 10^{-6} s, em seguida ocorre o estágio químico, quando os fragmentos da molécula se ligam a outras moléculas, com duração de poucos segundos e por último ocorre o estágio biológico, que pode durar dias, semanas ou até várias dezenas de anos quando surgem efeitos bioquímicos e fisiológicos com alterações morfológicas e funcionais dos órgãos (OKUNO, 2010). A Figura 7 faz uma observação nos órgãos mais sensíveis à radiação ionizante.

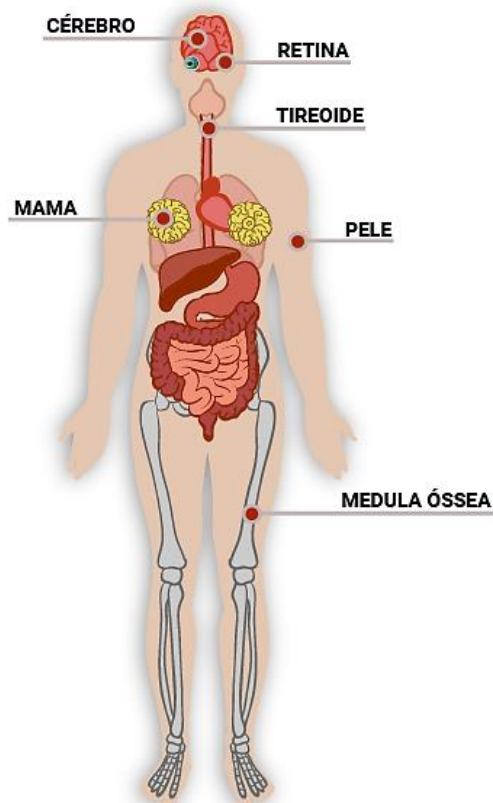


Figura 7. Órgãos mais Sensíveis à Radiação Ionizante
(RADIOPROTEÇÃO NA PRÁTICA, 2018).

A radiação ionizante interage com o material biológico através de dois mecanismos pelos quais pode produzir danos. A primeira forma chama-se mecanismo direto ao qual a interação se dá diretamente com componentes celulares como o ácido desoxirribonucleico (ADN), proteínas e lipídios provocando alterações estruturais em suas moléculas. O segundo mecanismo é denominado indireto responsável por 70% dos efeitos biológicos das radiações e a interação da radiação se dá com as moléculas de água que circundam os componentes celulares produzindo radicais livres que irão se associar às outras macromoléculas das células e produzirão danos (OKUNO, 1988). As células exibem alguma resposta deletéria mesmo quando não são atingidas diretamente pela radiação ionizante, bastando estar próxima de uma célula atingida (PRISE, 2006). O efeito bystander refere-se às modificações que ocorrem em uma célula quando somente sua vizinha é irradiada quando observaram que 30% de células de uma cultura apresentaram aberrações cromossômicas enquanto apenas 1% delas haviam sido atingidas por partículas alfa (NAGASAWA E LITTLE 1992). A Figura 8 apresenta a quebra simples e dupla que pode ocorrer no DNA.

EFEITOS DA RADIAÇÃO NO DNA

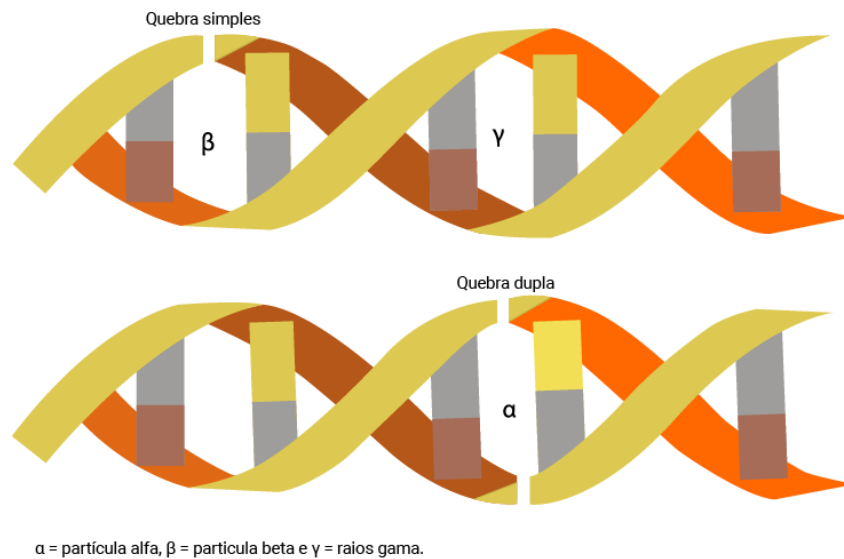


Figura 8. Efeitos da Radiação no DNA (RADIOPROTEÇÃO NA PRÁTICA, 2018).

Na ação indireta, a partícula carregada interage com outras moléculas (H_2O) para produzir radicais livres que irão lesar o DNA, mas, o dano biológico pode ser modificado quimicamente, entretanto na ação direta o dano ao DNA é causado pela partícula carregada diretamente e o dano biológico não pode ser modificado quimicamente.

Em uma célula irradiada pode ocorrer a quebra de apenas uma fita (quebra simples) que tem poucas consequências biológicas - rapidamente reparada, mas, se reparo incorreto haverá mutação e a quebra das duas fitas (quebra dupla) que se quebrar as duas fitas do DNA em posições opostas ou separadas por algumas bases haverá lesões mais importantes produzida pela radiação o que poderá causar a morte celular, mutação e o carcinogênese.

Efeito determinístico: Severidade dos danos aumenta com a dose o que pode levar a indução à esterilidade, catarata, eritema e descamação da pele, necrose dos tecidos, diminuição das células sanguíneas e retardo mental quando o embrião é irradiado e é detectado somente acima de um certo limiar de dose (TAUHATA et al., 2014).

Efeito estocástico: Probabilístico, está relacionado com a modificação celular ou mutação, a gravidade da resposta biológica independe da dose. O efeito é chamado de

hereditário quando a mutação ocorre nas células reprodutivas do indivíduo irradiado e o dano é transmitido para seus descendentes (TAUHATA et al., 2014). O câncer ainda é o efeito estocástico da radiação mais importante é a segunda maior causa de mortes por doença (Kligerman, 2001) e a estimativa para o Brasil, para o ano de 2019, é da ocorrência de 600 mil casos novos de câncer (INCA, 2018). A observação é que nem só a radiação causa câncer.

2.5 Interação Radiação Eletromagnética com a Matéria

A interação da radiação eletromagnética com a matéria depende principalmente da energia dos fótons incidentes e do material com o qual ela irá interagir e ocorre de diferentes formas. Dentro do espectro de energia dos radionuclídeos naturais e artificiais, os principais efeitos observados são: efeito fotoelétrico, efeito Compton e produção de pares.

2.5.1 Efeito Fotoelétrico

No efeito fotoelétrico o fóton incidente interage com um elétron ligado na eletrosfera de um átomo, energia é absorvida totalmente do fóton pelo elétron, que é ejetado de sua órbita com uma energia cinética (K) que é a diferença das energias do fóton incidente ($h\nu$) menos a energia de ligação do elétron (E_l)(Equação (1)). A ejeção desse elétron cria uma vacância na órbita, promovendo um estado excitado para o átomo que poderá ser preenchida por outro elétron de uma camada mais externa, ao trocar de camada esse elétron emite energia em forma de radiação eletromagnética (raio-X característico) ou transferida a outro elétron (elétron Auger)(PODGORSK, 2010).

$$K = h\nu - E_l \quad (1)$$

2.5.2 Efeito Compton

É o efeito de absorção parcial da energia do fóton incidente por um elétron fracamente ligado ao átomo (elétron livre). O fóton espalhado pode sofrer processos de absorção, espalhamento ou poderá ainda sair do material sem sofrer nenhuma interação e perde parte de sua energia (que agora será igual a $h\nu'$)(Equação(2)) e é espalhado com um ângulo θ em relação à direção do fóton incidente, já o elétron ejetado deixa sua órbita com energia cinética K e ângulo ϕ (Equação (3)) e será freado pelo material em

inúmeros eventos de ionização e excitação dos átomos, até ser completamente absorvido pelo material (PODGORSAK,2010).

$$h\nu' = \frac{h\nu}{1 + (h\nu/m_0c^2)(1 - \cos \theta)} \quad (2)$$

$$K = h\nu \frac{(h\nu/m_0c^2)(1 - \cos \theta)}{1 + (h\nu/m_0c^2)(1 - \cos \theta)} \quad (3)$$

2.5.3 Produção de Pares

Resulta da interação entre o fóton incidente e o campo Coulombiano do núcleo do material alvo, onde é totalmente absorvido e promove a liberação de um par elétron-pósitron com energias cinéticas não necessariamente iguais. Essas energias são calculadas pela diferença entre a energia do fóton incidente ($h\nu$) e a energia limiar necessária para a ocorrência deste efeito (igual a 1, 022 MeV), cuja seção de choque também depende de Z^2 (PODGORSAK,2010).

2.6 Radiação Ionizante alfa (α), beta (β) e radiação gama (γ)

Dentro do núcleo atômico dos elementos radioativos, são emitidas radiações ionizantes, dentre elas partícula alfa (α), beta (β), radiação gama (γ) e nêutrons (OKUNO; YOSHIMURA, 2010). Figura 9 mostra o poder de penetração de cada partícula.

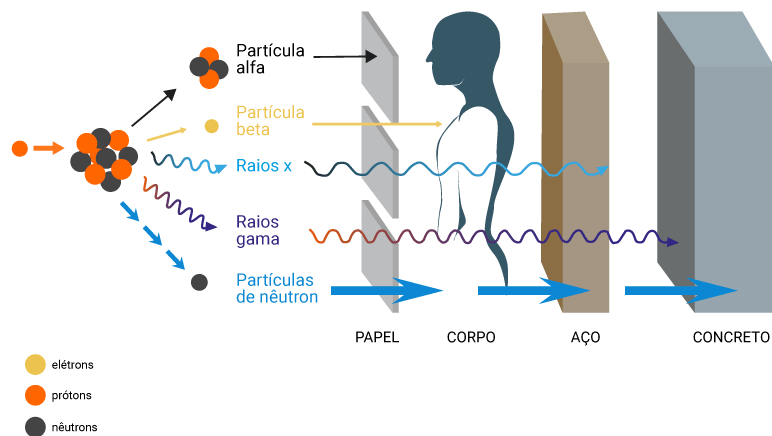
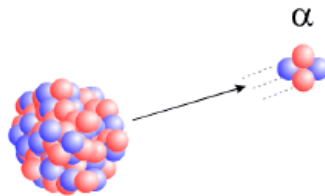
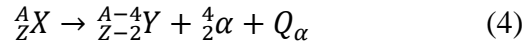
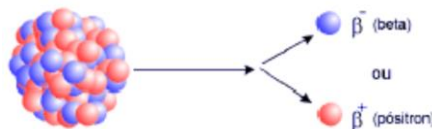
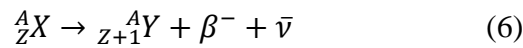
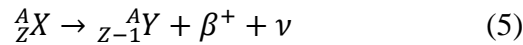


Figura 9. Diferentes Tipos de Radiação e sua Interação (RADIOPROTEÇÃO NA PRÁTICA, 2018)

Desintegração alfa: A partícula alfa é um núcleo de hélio (2p+2n), Todos os núcleos muito pesados ($Z > 83$ ou $A > 150$) são, teoricamente, instáveis em relação ao decaimento alfa α massa do núcleo radioativo original é maior do que a soma das massas dos produtos de decaimento. Equação 4, traz o decaimento alfa (HALLIDAY, 2009).



Decaimento beta: ocorre nos núcleos que tem excesso ou falta de nêutrons para serem estáveis. No decaimento beta, “A” permanece constante, enquanto “Z” aumenta de 1 (β^-) ou diminui de 1 (β^+). . Equações 5 e 6, trazem o decaimento beta (HALLIDAY, 2009).



Decaimento gama: tem energias bem definidas, correspondentes à diferença entre os níveis de energia de transição do núcleo que se desexcita, podendo haver a emissão de um ou mais raios-gamas em cada desintegração. A transição pode ocorrer entre dois níveis excitados ou entre um nível excitado e o nível fundamental (estado de mínima energia). Equação 7, traz a energia da radiação (HALLIDAY, 2009).

$$E = h.f = \frac{h.c}{\lambda} \quad (7)$$

Onde:

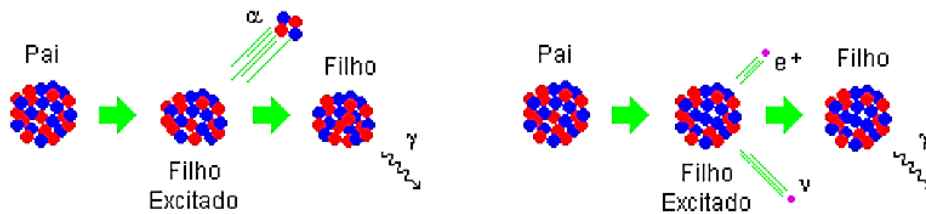
E = Energia da radiação (e.V)

h = Constante de Planck (J.s)

f = Frequência da radiação (Hz)

c = Velocidade da luz (m/s)

λ = Comprimento de onda (m)



Q (Energia de decaimento): Energia liberada em um decaimento permite verificar a possibilidade de um decaimento ocorrer. Equação 8 e 9, traz o calculo da energia de decaimento (HALLIDAY, 2009).

$$X \rightarrow Y + b \rightarrow Q_b = (m_x - m_Y - m_b) \cdot c^2 \quad (8)$$

ou

$$X \rightarrow Y + b \rightarrow Q_b = E_{cin}^Y + E_{cin}^b - E_{cin}^x \quad (9)$$

$Q_b > 0$: Decaimento ocorre espontaneamente;

$Q_b < 0$: Decaimento não ocorre espontaneamente.

Onde: m_x = Massa do átomo x

m_Y = Massa do átomo filho

m_b = Massa da partícula

2.7 Lei do Decaimento Radioativo

Esta lei fornece a previsão do número de núcleos de uma dada amostra radioativa, que ainda não decaíram, e vice-versa, dentro de um intervalo de tempo. Por exemplo, seja $N(t_0)$ o número de núcleos de uma amostra radioativa, os quais ainda não decaíram, ou seja, ainda estão excitados, num certo instante t . Tem-se, então, que o número de núcleos que decaem no intervalo de tempo entre t e $t + \Delta t$, deve ser proporcional a $N(t)$ e a Δt , o que se escreve como $-\Delta N(\Delta t) = \lambda \cdot N(t) \cdot \Delta t$. A constante de proporcionalidade λ é uma constante que equivale à probabilidade de decaimento por unidade de tempo. O sinal negativo no termo $-\Delta N(\Delta t)$ indica a diminuição de núcleos em relação ao número $N(t)$ da amostra inicial. Esta equação diz que se contar o número $N(t)$ em vários instantes de tempo e traçar um gráfico, o resultado seria o apresentado na Figura 10 (SILVA, 2018).

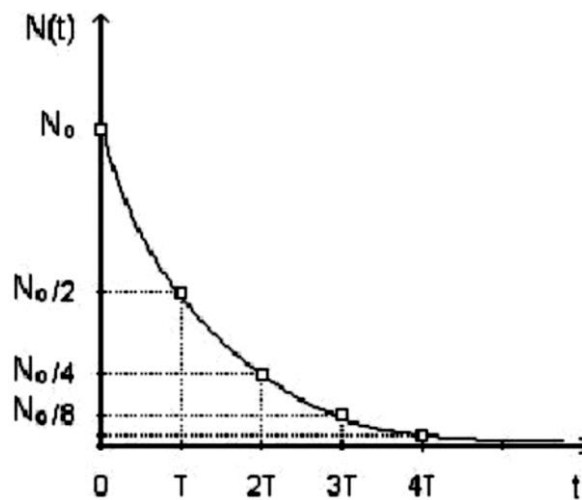


Figura 10. Número $N(t)$ de Núcleos que Ainda não Decaíram em Função do Tempo t

O número de desintegrações nucleares por unidade de tempo (Equação (9)) é proporcional à quantidade de material radioativo na amostra (massa ou número de átomos). Simbolicamente, fica:

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N \quad (9)$$

Integrando-se a equação 9 descrita acima se obtém uma expressão de N em função do tempo.

$$\int \frac{dN}{N} = -\lambda \int dt$$

$$\ln N = -\lambda t + C$$

A constante de integração, C, pode ser calculada se considerar que num tempo $t = 0$, $N = N_0$ (desintegrações)

$$\ln N_0 = C$$

Finalmente, fazendo as substituições devidas, obtém-se a Equação (10):

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (10)$$

Onde:

$$N_0 = N(t=0) \quad \text{e} \quad \lambda = \frac{\ln 2}{T_{\frac{1}{2}} \text{fis}}$$

A meia-vida física do Elemento ($T_{\frac{1}{2}} \text{fis}$) é o tempo que leva para um elemento radioativo ter sua atividade reduzida à metade da atividade inicial, ou seja, para cada meia-vida que passa, a atividade radioativa vai sendo reduzida à metade da anterior, até atingir um valor insignificante que não permite mais distinguir suas radiações daquelas provenientes do meio ambiente. Isso permite acompanhar a duração (ou a “vida”) de um elemento radioativo. A este processo, dá-se o nome de decaimento radioativo nuclear, ou simplesmente decaimento nuclear. Simbolicamente:

$$N = \frac{1}{2} N_0 \quad \text{e} \quad t = T_{\frac{1}{2}} \text{fis}$$

Substituindo-se estes valores na equação 10 obtém-se a meia vida física, Equação (11):

$$\ln \frac{N_0}{2} - \ln N_0 = \lambda T_{\frac{1}{2}} \text{fis}$$

$$T_{\frac{1}{2}} \text{fis} = \frac{0,693}{\lambda} \quad (11)$$

A meia-vida física de um radionuclídeo é dada em segundos e está diretamente relacionada com os possíveis efeitos deletérios da radiação. Enquanto, a meia vida biológica é o tempo necessário para que metade da concentração de um elemento presente no organismo seja eliminado, por processos químicos ou físicos. Um radionuclídeo com uma meia-vida da ordem de anos pode causar efeitos em longo prazo e se dispersar pelos vários compartimentos do ecossistema. Porém isso não significa que

isótopos de meia-vida curta não sejam prejudiciais, pois, uma quantidade comparável (N) de um isótopo de meia-vida curta pode liberar tanta radioatividade quanto outro isótopo de meia-vida longa, embora por um período mais curto. Esta situação pode ser crítica para um determinado órgão, pois os efeitos da radiação são mais severos se a dose for liberada rapidamente (SILVA, 2018).

A quantidade de radionuclídeos presentes no organismo de uma pessoa pode ser descrita a partir de uma queda exponencial em função do tempo. Isso se dá por que além do próprio decaimento que o radionuclídeo encontra-se sujeito, o conteúdo de uma dada substância no organismo diminui por processos de excreção. Nesses casos, o parâmetro *meia-vida efetiva* quantifica o intervalo de tempo para que a concentração de um dado material radioativo decaia pela metade no corpo humano. A meia-vida efetiva $\left(\frac{1}{T_{\frac{1}{2}eff}}\right)$ é uma composição entre a meia-vida física $\left(\frac{1}{T_{\frac{1}{2}fis}}\right)$ de um dado radioisótopo e a meia-vida biológica $\left(\frac{1}{T_{\frac{1}{2}biol}}\right)$, de acordo com a Equação 12 (SCHEIBEL, 2006).

$$\frac{1}{T_{\frac{1}{2}eff}} = \frac{1}{T_{\frac{1}{2}fis}} + \frac{1}{T_{\frac{1}{2}biol}} \quad (12)$$

2.8 Atividade Específica

Grandeza importante quando se deseja estudar o comportamento ambiental de um radionuclídeo assim como seus efeitos biológicos. A taxa de desintegrações nucleares é definida como o produto da constante de decaimento pelo número de átomos (Equação (13)) (SILVA, 2018).

$$A = \frac{dN}{dt} = \lambda N = A_0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \quad (13)$$

Onde:

A_0 = atividade inicial do elemento radioativo (Bq)

A = atividade do elemento radioativo (Bq)

λ = constante de desintegração característica do material radioativo (s^{-1})

t = tempo decorrido (s)

O número de átomos radioativos N em uma amostra de um radionuclídeo específico (Equação (14)) é dado por:

$$N = \frac{m N_A}{A} \quad (14)$$

Onde m é a massa da substância em gramas, N_A é o número de Avogadro ($6,025 \times 10^{23} \frac{\text{átomos}}{\text{mol}}$) e A é o peso atômico do radionuclídeo em $\frac{\text{gramas}}{\text{mol}}$. Fazendo-se as substituições necessárias obtém-se (Equação (15)):

$$\frac{A}{m} = 0,693 \frac{N_A}{T_{1/2} A} \quad (15)$$

Onde: $\frac{A}{m}$ é a atividade específica do radionuclídeo em questão ($\frac{\text{átomos}}{\text{gramas}}$)

2.9 Equilíbrio Radioativo

Na série natural o denominado radionuclídeo “pai” sofre uma mudança e dá origem aos radionuclídeos “filhos” onde esse fato é puramente probabilístico. Devido à meia-vida do radionuclídeo pai ser maior que a do filho obtém-se o equilíbrio secular ou equilíbrio transitório. Quando o equilíbrio radioativo é atingido pode-se considerar que o radionuclídeo pai e o radionuclídeo filho possuem a mesma concentração de atividade. (AQUINO, 2006).

2.10 Equilíbrio Secular

Para os decaimentos subsequentes de pai e filho, tem-se o equilíbrio transiente e equilíbrio secular, que se fundamentam da meia-vida dos nuclídeos envolvidos. O equilíbrio secular ocorre quando a meia-vida do pai é muito maior que a do filho (Ferreira, 2018)

Para, $(\lambda_2 - \lambda_1) \cdot t \cong \lambda_2 t \exp(-\lambda_1 t) \cong 1$, sabendo que a atividade é dada por $\lambda_2 N_2(t)$.

$$A_2(t) = A_0 \cdot \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} \cdot (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t})$$

Onde $A_0 = \lambda_1 N_0$

Ao considerar a meia vida do nuclídeo pai muito maior que do nuclídeo filho, pode-se considerar $(\lambda_2 - \lambda_1 \approx \lambda_2)$ e também $(e^{-\lambda_1 t} \approx 1)$. Nestas condições, obtém-se:

$$A_2(t) = A_0 \cdot (1 - e^{-\lambda_2 t})$$

Quanto $t \rightarrow \infty$ ou $t \gg T_{1/2}$, chega-se a Equação (16):

$$A_2(t) = A_0 = A_1(t) = A_3(t) \dots \dots \dots (16)$$

Nessa condição se atinge o equilíbrio secular.

2.11 Dose Absorvida(D)

É a quantidade de energia absorvida por massa de tecido e a unidade de medida é o gray (Gy). Um gray corresponde a 100 rad na unidade antiga e a 1 J.Kg^{-1} no sistema internacional. A Equação (17) traz o cálculo de dose absorvida.

$$D = \frac{d\epsilon}{dm} \quad (17)$$

Entretanto, esta grandeza não explicita se a dose foi produzida por radiação alfa (muito mais deletéria) ou radiação beta ou gama e, portanto, não pode inferir os efeitos biológicos que poderiam advir desta absorção. Por essa razão, as doses devem ser ponderadas em termos da potencialidade de produzir dano que cada tipo de radiação apresenta, vinte vezes maior para a radiação alfa do que para as outras. Esta dose ponderada denomina-se “dose equivalente” (H) (Equação (18)), definida pelo produto de D.Q, onde D é dose absorvida média no órgão ou tecido e Q é o fator de qualidade da radiação.

$$H = D.Q \quad (18)$$

O fator de qualidade Q representa a transferência linear de energia, L, de partículas carregadas num meio e é definida como o quociente de $\frac{dE}{dl}$, onde dl é a distância percorrida pela partícula e dE é a energia perdida pelas colisões. O valor de Q pode ser substituído pelo fator de ponderação da radiação, w_R , que é um número adimensional pelo qual a dose absorvida é multiplicada de forma a refletir a efetividade da radiação. Tabela 5 mostra os valores aproximados de w_R para vários tipos de radiação.

Tabela 5. Fatores de Ponderação para Vários Tipos de Radiação Ionizante (ICRP, 2007)

Tipo de Radiação	$w_R(Sv/Gy)$
Fótons, elétrons e múons	1
Prótons e píons pesados	2
Partículas α , fragmentos de fissão e íons pesados	20
Nêutrons	Função contínua da energia do nêutron

A dose equivalente é medida em Sievert (Sv). Para a maioria das aplicações práticas, o fator de ponderação é 1, isto é, 1 sievert corresponde a 1 gray (1 Sv=100 rem, 1 rem = 1 cJ/kg) onde Sievert é uma unidade usada para medir o risco de detrimento da radiação sob o corpo humano.

De acordo com o Comitê Científico das Nações Unidas para os Efeitos da Radiação Atômica (UNSCEAR, 1993), a radiação natural expõe uma pessoa, em média, a uma dose de 2,4 mSv por ano. O valor máximo de exposição à radiação recomendado pela (CNEN,2014) para o público e para um profissional que trabalha com radiação ionizante é chamado de limite de dose. O limite de dose anual público é de 1mSv (1000 µSv). Note que esse limite não inclui a exposição à radiação natural ou médica. A Tabela 6 mostra níveis, limites e referências de dose de radiação para uma comparação simplificada.

Tabela 6. Níveis, limites e referências de dose de radiação para uma comparação simplificada (CNEN, 2014).

PARÂMETRO	/ALOR (mSv)	OBSERVAÇÕES
Limite anual para público em situação operacional normal	1	Dose acima da radiação natural. Não inclui aplicações médicas. Ref.: Norma CNEN-NN-3.01.
Aplicações médicas (excluindo radioterapia)	0,03 a 2,0	Média anual Ref.:UNSCEAR 2008
Radiação natural	2,4	Média anual. Ref.:UNSCEAR 2008. Algumas regiões apresentam níveis até 5 vezes maiores, por exemplo, a cidade de Guarapari, ES.
Limite anual para indivíduo ocupacionalmente exposto (trabalhador)	20	Média em 5 anos. Não pode exceder 50 mSv em um único ano. Ref.: Norma CNEN-NN-3.01.
Nível de ação para evacuação de população em situações de emergência	50	Dose a ser evitada. Monitoração no local: taxa: 1 mSv/h. Ref.: Norma CNEN-NN-3.01 PR-006.
Limite de dose em situações de emergência para executar ações para prevenir o desenvolvimento de situações catastróficas	100	Com exceção das ações para salvar vidas. Ref.: Norma CNEN-NN-3.01.
Referência para aparecimento de efeitos observáveis	1.000	Os efeitos observados podem ser astenia, náuseas, vômitos.
Dose de corpo inteiro mais alta recebida por uma das vítimas do acidente radiológico em Goiânia, 1987	8.000	A vítima faleceu tempos depois.

2.12 Dose Efetiva Comprometida (D_{ef})

É definida como a dose equivalente ponderada para expressar a sensibilidade dos diversos órgãos à exposição à radiação dado que certas partes do corpo são mais vulneráveis à radiação que outras.

A Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) com o objetivo de limitar o risco de efeitos estocásticos, introduziu o conceito de limitação da exposição ponderada média no corpo inteiro que se baseia no princípio de que para certo nível de proteção, o risco deve ser o mesmo se o corpo todo é irradiado uniformemente, ou se a irradiação é parcial ou não uniforme. Grandeza expressa pela Equação (19):

$$D_{ef} = \sum_T \cdot w_T \cdot H_T \quad (19)$$

Onde: E é a dose efetiva, w_T é um fator que representa a proporção do risco devido a efeitos estocásticos resultantes no tecido ou órgão T , com relação ao risco total por efeitos estocásticos quando o corpo inteiro é irradiado uniformemente, H_T é a dose equivalente no tecido ou órgão e Σ_T é o somatório. Quando não especificado de outra forma, tem o valor de 50 anos para adultos e até a idade de 70 anos para a incorporação por crianças. A Tabela 7 mostra alguns valores de w_T .

Tabela 7. Alguns Fatores de Ponderação (w_T), para Alguns Tecidos ou Órgãos T

Tecido ou órgão	w_T
Medula-óssea (vermelha), cólon, pulmão, estômago, mama, glândula adrenal, região extratorácica, vesícula biliar, coração, rins, mucosa oral, módulos linfáticos, músculo, pâncreas, próstata, intestino delgado, baço, timo, útero/cervix	0,20
Gônadas	0,08
Bexiga, esôfago, tiróide, fígado	0,04
Superfície óssea, glândulas salivares, cérebro e pele	0,01

2.13 Dose Efetiva por Ingestão

As doses internas devido à radiação são significativas e contribuem em cerca de 80% para dose total recebida pelo homem vinda da radioatividade natural. O principal radioisótopo responsável pela dose interna é o ^{40}K , contribuindo com cerca de 70% da dose total por ingestão (SCHEIBEL, 2006).

Os elementos incorporados via alimentos são prontamente absorvidos pelo trato gastrointestinal. Essa incorporação resultará em dose efetiva comprometida. A ICRP tem publicações com atualizações sucessivas de valores de coeficientes de conversão de vários radioelementos de atividade ingerida para dose efetiva comprometida. O cálculo é feito levando em conta uma única ingestão, mas pode ser aplicado para ingestões crônicas. Nesse caso, para calcular a dose efetiva comprometida em 50 anos, há de se obter a atividade incorporada a cada ano a partir do consumo de cada alimento e da atividade específica média. Disso obtém-se a contribuição à dose efetiva interna anual que somada durante 50 anos chega-se a dose efetiva comprometida devido a cada radionuclídeo ingerido cronicamente (UMISEDO, 2007).

A dose efetiva total a partir da ingestão e inalação de radionuclídeos é de $310 \mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$, onde $170 \mu\text{Sv}$ deve-se ao ^{40}K e $140 \mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$ aos radionuclídeos das séries do urânio e tório (UNSCEAR, 2000).

2.14 Cálculo da Atividade Específica

O método mais preciso para determinar a concentração de atividade específica de radionuclídeos é usar uma fonte padrão adequada com dimensões geométricas semelhantes, densidade e composições químicas para a amostra em estudo (Díaz, 2008).

Quando o espectro gama de uma amostra é obtido, é possível identificar os radionuclídeos emissores presentes nesta amostra através da calibração em energia. Outro passo importante em uma análise radiométrica, depois de identificar o radionuclídeo emissor na amostra, é quantificar a sua atividade específica. Para isso são utilizados alguns parâmetros, anotados na Equação (20) (IAEA, 1989):

$$A_{esp} = \frac{N_L}{\varepsilon \cdot P \cdot \gamma \cdot t \cdot m} \quad (20)$$

Onde A_{esp} é a atividade específica do radionuclídeo dado em $Bq.kg^{-1}$. N_L é a área líquida do fotopico de interesse, m é a massa da amostra em kg , ε é eficiência de contagem para uma energia específica (γ), P_γ é a probabilidade de emissão gama (γ) para dado radionuclídeo e t é o tempo de contagem em segundos.

A área líquida de contagem é a quantidade total de contagens na área do pico de energia de interesse descontado do fundo Compton e do *background*. Para subtração dos espectros foi utilizado o *software* Genie 2k. O número de contagens depende da eficiência de detecção, que por sua vez, depende da energia do fóton emitido, das características físicas do detector, das características físicas da amostra e do tempo de contagem, que para este trabalho foi de 28800 segundos.

Os principais parâmetros a serem considerados para análise por espectrometria gama para garantir um bom desempenho dos detectores e um aumento da confiabilidade dos resultados são: (1) eficiência de contagem por energia do fóton, pois a determinação da eficiência de contagem é o problema chave para medidas por espectrometria gama; (2) boa calibração do sistema de medidas; (3) boa resolução do sistema por fotopico; (4) baixo limite de detecção; (5) um sistema que forneça o cálculo da área líquida do fotopico; (6) um arranjo experimental que permita validar os resultados experimentais com a utilização de padrões certificados; (7) minimização da auto-absorção pelo uso de padrões com densidades semelhantes às amostras analisadas e padronização das massas das amostras analisadas, dos padrões e do tempo de aquisição (JÚNIOR, 2009).

Para medir a concentração específica de ^{40}K , usou-se a energia de decaimento gama de 1460,8 keV. Para determinar a concentração específica de ^{226}Ra , foi utilizada uma linha de emissão de ^{214}Bi (1120 keV) e ^{214}Bi (609,3 keV). Para determinar a concentração específica de ^{228}Ra , utilizou-se uma linha de emissão de ^{228}Ac (911,1 keV) e ^{228}Ac (969 keV). Para determinar a linha de emissão de ^{222}Th de concentração específica de ^{212}Pb (238,6 keV) e ^{212}Pb (300,1 keV) foram utilizados.

2.15 Incertezas da Atividade Específica

O erro associada à atividade específica calculado a partir da Equação (20) foi estimado utilizando a propagação de erros, de acordo com a Equação (21).

$$\delta A^2 = \left(\frac{1}{\varepsilon \cdot P_\gamma \cdot m \cdot t} \right)^2 \cdot \delta N_L^2 + \left(\frac{N_L}{\varepsilon^2 \cdot P_\gamma \cdot m \cdot t} \right)^2 \cdot \delta \varepsilon^2 + \left(\frac{N_L}{\varepsilon \cdot P_\gamma^2 \cdot m \cdot t} \right)^2 \cdot \delta P_\gamma^2 \quad (21)$$

Onde δA é a incerteza da atividade específica, δN_L a incerteza da área líquida fornecida pelo *Genie 2k*, $\delta \varepsilon$ a incerteza associada à eficiência de detecção fornecida pelo LabSOCS e δP_γ a incerteza da probabilidade de emissão do fóton de interesse de acordo com os dados do BIPM. Para este trabalho, os valores de massa e de tempo foram considerados absolutos.

As Equações (20) e (21) são válidas quando o radionuclídeo de interesse tem somente uma transição gama. Para radionuclídeos com mais de uma transição, a concentração de atividade e sua incerteza são calculadas respectivamente por meio das Equações (22) e (23).

$$A_{esp} = \frac{\sum A_i}{\sum \frac{1}{\sigma_i^2}} \quad (22)$$

$$\sigma_A = \frac{1}{\sqrt{2 \sum \frac{1}{\sigma_i^2}}} \quad (23)$$

Onde:

A : concentração média da atividade [Bq.kg⁻¹];

A_i : concentração de atividade da i -ésima transição gama detectada [Bq.kg⁻¹];

σ_i : incerteza (equação 3.4) associada à i ésimas transição gama detectada; e

σ_A : incerteza da concentração de atividade média.

2.16 Atividade Mínima Detectável (AMD)

A Atividade Mínima de Detecção (MDA) foi calculada para cada amostra com nível de confiança de 95% (Equação (24)). O parâmetro σ é o desvio padrão do pico de interesse no fundo medido no tempo t (LOPES, 2018).

$$MDA(\text{Bq. kg}^{-1}) = \frac{2,71+4,66 \cdot \sigma}{P_{\gamma} \cdot t \cdot m \cdot \varepsilon} \quad (24)$$

2.17 Cálculo de Dose Efetiva Comprometida

A dose efetiva anual de radionuclídeos nos alimentos foi calculada utilizando a Equação (25):

$$D_{ef} = D_f \times U \times C_d \quad (25)$$

Onde: D_{ef} é a dose efetiva anual ($\mu\text{Sv.ano}^{-1}$);

D_f é o coeficiente de dose publicado pela CNEN (Sv.Bq^{-1});

U é a quantidade de alimento consumido em um ano (kg/ano);

C_d a concentração específica do radionuclídeo no alimento (Bq.kg^{-1});

Na Tabela 8 mostra aos principais valores dos coeficientes de dose para o cálculo da dose efetiva comprometida.

Tabela 8. Determinação dos coeficientes de Dose Publicados pela (CNEN, 2014).

Nuclídeo	f_1 (>1 ano)	D_f /idade (Sv.Bq^{-1})				
		1-2 anos	2-7 anos	7-12anos	12-17 anos	>17 anos
^{40}K	1,000	$4,2 \times 10^{-8}$	$2,1 \times 10^{-8}$	$1,3 \times 10^{-8}$	$7,6 \times 10^{-9}$	$6,2 \times 10^{-9}$
^{226}Ra	0,200	$9,6 \times 10^{-7}$	$6,2 \times 10^{-7}$	$8,0 \times 10^{-7}$	$1,5 \times 10^{-6}$	$2,8 \times 10^{-7}$
^{228}Th	$5,0 \times 10^{-4}$	$3,7 \times 10^{-7}$	$2,2 \times 10^{-7}$	$1,5 \times 10^{-7}$	$9,4 \times 10^{-8}$	$7,2 \times 10^{-8}$
^{228}Ra	0,200	$5,7 \times 10^{-6}$	$3,4 \times 10^{-6}$	$3,9 \times 10^{-6}$	$5,3 \times 10^{-6}$	$6,9 \times 10^{-7}$

f_1 - absorcao nacional (fator de transferência do radionuclídeo do trato gastrintestinal para o sangue).

O fator de ponderação da radiação é um fator adimensional usado para obter a dose equivalente a partir da dose absorvida média sobre um tecido ou órgão e baseia-se no tipo de radiação absorvida. O fator de ponderação da radiação para fótons igual a 1. Para fins de proteção radiológica, foram determinadas as sensibilidades de diferentes órgãos ou tecidos, efeitos estocásticos da radiação e, em seguida, multiplicam as sensibilidades pela dose equivalente para calcular a quantidade de dose equivalente recebida por esses órgãos ou tecidos. Os fatores de ponderação tecidual para pulmões, gônadas, tireoide e cérebro são 0,12, 0,08, 0,04 e 0,01, respectivamente (CNEN, 2018). A dose efetiva anual de Def_t acumulado em qualquer órgão do tecido humano, pode ser obtido pela Equação (26):

$$\text{Def}_t = \text{Def} \times W_t \quad (26)$$

Onde: W_t : é o fator de ponderação do tecido.

2.18 Cálculo do Risco de Câncer ao Longo da Vida (R_c)

O risco a população é estimado assumindo uma relação dose-efeito linear sem limiar conforme a prática da ICRP. Para doses baixas, fator de risco de câncer fatal é de $0,05 \text{ Sv}^{-1}$ (ICRP, 1990). O fator de risco indica a probabilidade de uma pessoa morrer de câncer aumentar em 5% para uma dose total de 1 Sv recebida durante a vida. Para estimar o risco de câncer para uma pessoa adulta usando a Equação (27) (ICRP, 2007):

$$R_c = C_{\text{efv}} \times \text{RF} (\text{Sv}^{-1}) \quad (27)$$

onde: RF é fator de risco (Sv^{-1}), risco fatal de câncer por Sivert. Para efeitos estocásticos, a ICRP 60 usa valores de 0,05 para o público (ICRP, 1990). C_{efv} é a dose efetiva da vida útil, que é uma medida da dose efetiva total recebida durante uma vida útil média de 76 anos (IBGE, 2017) após a ingestão de um radionuclídeo. C_d foi calculado usando a Equação (28) (UNSCEAR, 2000):

$$C_{\text{efv}} = 76 \times D \quad (28)$$

Onde D é a dose efetiva total para um indivíduo.

CAPÍTULO 3

Instrumentação e Metodologia

3.1 Espectrometria Gama

A espectrometria gama de alta resolução tem sido largamente utilizada na determinação de radionuclídeos em amostras ambientais, técnica não destrutiva que permite a identificação e a determinação da atividade dos emissores gama diretamente das amostras, sem a necessidade de separação química dos elementos, gerando máxima eficiência, obtendo-se uma identificação qualitativa e quantitativa dos radionuclídeos presentes na amostra (SILVA, 2018).

3.2 Sistema Operacional para Aquisição de Espectrometria de Raios Gama

O sistema de aquisição de espectrometria de raios gama compreende os seguintes componentes:

1. Detector de Germânio Hiper Puro;
2. Fonte de alta tensão para alimentar o detector que possibilita aplicar tensão de 0 – 5000 V;
3. Amplificador dá forma ao pulso (gaussiana, semi-gaussiana, senoidal, e etc) de subida rápida vindo do pré-amplificador;
4. Analisador multicanal (MCA – *Multichannel Analyser*);
5. Blindagem construída de chumbo para o detector com uma cavidade adequada para acomodar as amostras;
6. Microcomputador para adaptação do MCA, instalação do *software* de gerenciamento do MCA e armazenamento dos dados (LOPES, 2018).

3.3 Características do Detector Semicondutor HPGE

A detecção de radiação ionizante é o resultado da interação de partículas em algum meio sensível a esta radiação. Os detectores mais utilizados para a detecção de radiação ionizante são os operados a gás, cintiladores, semicondutores e os termoluminescentes. Neste trabalho foi utilizado um detector semicondutor de germânio que é um sólido cristalino do tipo covalente com 4 elétrons em sua camada eletrônica mais externa, ou seja, os átomos se agrupam de forma periódica formando uma rede cúbica e compartilham elétrons de valência entre si. Na ausência de energia térmica, o número de elétrons do cristal é suficiente para ocupar todos os níveis eletrônicos disponíveis e assim, o cristal não apresenta nenhuma corrente elétrica, funciona a partir do princípio da excitação de elétrons, que passam das bandas de valência para a banda de condução dando origem ao processo de detecção (KNOLL, 2010), resfriados a temperatura criogênica para que os elétrons não migrem da banda de valência para a banda de condução sem que tenham recebido energia da radiação ionizante o que acabaria criando a chamada corrente de fuga (fluxo de corrente anormal ou indesejada em um circuito elétrico devido a uma fuga, geralmente um curto-circuito ou um caminho anormal de baixa impedância) e interferindo (ruído) no resultado esperado.

Vantagem. A energia média necessária para criar um par elétron-buraco é cerca de 10 vezes menor do que a energia para criar um par elétron-íon, resultando numa maior resolução em energia por que o grande número de pares criados propicia duas vantagens aos detectores semicondutores sob o ponto de vista da resolução: diminui a flutuação estatística e a influência do ruído eletrônico, levando a uma melhor relação sinal-ruído (KNOLL, 2010), outra vantagem é que a densidade dos materiais é superior e por isso eles possuem um poder de frenamento (*stopping power*) maior do que os detectores a gás.

A captura de fótons utilizando um detector semicondutor requer cristais com volumes grandes o suficiente para detectá-los. Esta condição pode ser atingida utilizando cristais de alta pureza e os detectores que os empregam são chamados de detectores de germânio hiper puro (HPGe). Estes cristais passam por repetidos processos de purificação para remoção de impurezas até que seu nível seja o menor possível; a impureza restante nestes materiais pode ser do tipo receptora (contato tipo p) ou doadora (n) de elétrons. O cristal é posicionado entre dois eletrodos e um campo

elétrico externo é aplicado ao sistema de forma a promover uma polarização reversa; a região entre os contatos p e n tem alta resistividade e não conduz corrente elétrica significativa (KNOLL, 2010). A incidência de fótons na região do cristal promove efeitos de ionização (como o efeito fotoelétrico, espalhamento compton e produção de pares), com conseguinte emissão de partículas carregadas livres. Ao longo da trajetória desta partícula carregada, serão produzidos pares elétron-buraco que, sob influência do campo elétrico, se deslocam e são coletados pelos eletrodos, produzindo sinal elétrico. O volume ativo do cristal é a região entre os eletrodos, onde serão produzidas cargas elétricas. No entanto, os contatos p e n podem ter espessuras suficientes para atenuar fótons com energias menores que 200 keV (KNOLL, 2010), atuando como uma camada morta na superfície do cristal. Por isso, alguns detectores possuem uma janela de entrada, a qual aumenta a faixa de energia possível de ser detectada (KNOLL, 2010; CANBERRA, 2012). Na Figura 11, tem-se uma ilustração do cristal em uma configuração coaxial.

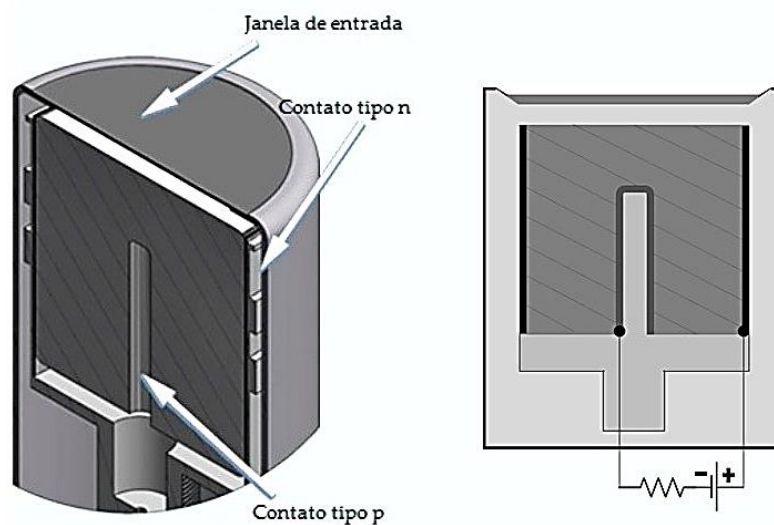


Figura 11. Esquema Ilustrativo de um Cristal de Germânio em Configuração Coaxial, com Contato Tipo n na Superfície Externa ao Cristal e Janela de Entrada (CAVALCANTE, 2017).

O sinal elétrico gerado pela radiação ionizante é reconhecido por um sistema de pré-amplificação, que converte as cargas elétricas produzidas em pulsos com amplitudes proporcionais à carga total produzida. Em uma próxima etapa, o pulso elétrico passa por outro sistema de amplificação para então ser registrado no analisador multicanal

(CAVALCANTE, 2017). O diagrama de blocos do sistema de detecção para espectrometria gama é mostrado na Figura 12.

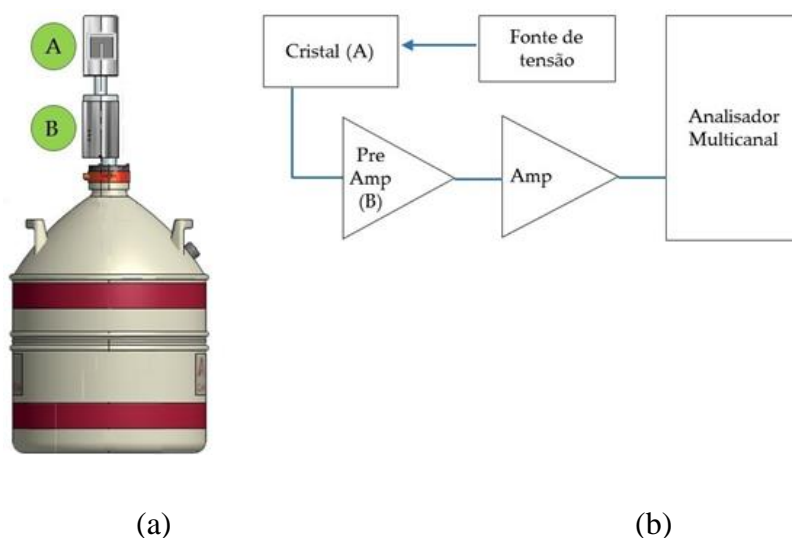


Figura 12. Diagrama de Blocos de um Sistema de Detecção para Espectrometria Gama com Configuração vertical: a) cargas elétricas são produzidas na interação da radiação com o volume ativo do cristal, são processadas pelo pré-amplificador e b) registradas pelo analisador multicanal (CAVALCANTE, 2017).

A espectrometria gama utilizando HPGe pode ser definida como a medida de resposta do detector à uma determinada energia, influenciada pela: ciência de coleta de carga, ruído eletrônico e dispersão estatística do número de pares elétron-buraco. A contagem do detector é definida como sendo o número de fótons emitidos pela fonte de radiação que são efetivamente registrados, que depende de fatores como: energia dos fótons emitidos, composição, densidade e tamanho da amostra (KNOLL, 2000).

Blindagem

Tem a função de blindar a radiação que não é proveniente da fonte analisada e com isso maximizar a taxa de contagem no fotopico de interesse em relação à taxa de contagem de fundo. A radiação de fundo (*background*) do sistema tem influência determinante na qualidade do espectro adquirido pela espectrometria de raios gama, e por isso o sistema deve apresentar *background* tão baixo quanto for possível atingir. Então, para analisar amostras ambientais de baixa atividade é essencial realizar uma blindagem adequada do detector e da amostra para reduzir a radiação de fundo do

ambiente no espectro da amostra (CARDOSO, 2012). No HPGE a blindagem foi fabricada com chumbo, mas outros materiais de número atômico menor também fazem parte da blindagem para absorver os raios X derivados da interação dos raios gamas com o chumbo, diminuindo a sua incidência no detector (LOPES, 2018).

A espessura de chumbo utilizada na blindagem depende da atenuação desejada para um dado raio gama. Para aplicações ambientais, 10 cm de chumbo são suficientes para atenuar completamente os raios gama com energia na faixa entre 0 eV a 2 MeV (AAECRE, 1980).

A blindagem do detector HPGE utilizada nesse trabalho é um Modelo 747, com 10 cm de chumbo de baixo fundo de radiação, parte interna recoberta de 1 mm de estanho, que por sua vez, também é recoberto por 1,6 mm de cobre, e externamente por 9,5 mm de aço com baixa percentagem de carbono. Está blindagem tem uma cavidade com diâmetro interno de 27,9 cm por 40,6 cm de profundidade (SILVA, 2018).

Criostato e dewar

Outra parte importante do sistema de detecção é o criostato, que encapsula o cristal sob vácuo para inibir a condutividade térmica entre o cristal e o ar que o envolve (KNOLL, 2010), mantendo assim a temperatura criogênica do cristal (Figura 10). É o criostato que define o tipo de geometria do detector que também abriga o FET (transistor de amplificação de corrente de alta impedância) e o pré-amplificador.

O contato entre o criostato e o *dewar* é feito através do “Dedo Frio”. O “Dedo Frio” é uma liga especial de cobre, que é mergulhado no nitrogênio líquido contido no *dewar* e conectado ao cristal por um acoplamento especial, evitando a transmissão de choque mecânico. Para absorver gases, principalmente O_2 e N_2 , que podem penetrar em suas vedações com o tempo, o criostato é parcialmente preenchido com uma “peneira molecular”. Sem o vácuo, o criostato não conseguiria manter a temperatura do cristal em níveis aceitáveis e permitiria o depósito de umidade nos eletrodos do detector, causando enorme ruído. Pois, a contaminação da superfície acarretaria o aumento na corrente de fuga do detector, e poderia prejudicar a sua resolução em energia. A presença de água e outros contaminantes nas vizinhanças do detector geralmente serão mais significativos quando o detector estiver na temperatura ambiente. Por esta razão, pode ser aconselhável manter os detectores de germânio constantemente na temperatura

de nitrogênio líquido como precaução para assegurar um maior tempo de vida útil (KNOLL, 2010). A Figura 13 traz uma gama de Dewars e Criostatos.



Figura 13. Dewars e Criostatos (CAMBERRA, 2012).

Para obter os espectros de emissão gama foi utilizado um detector de Germânio Hiper Puro (HPGe) vertical da Canberra, modelo GC3020, com eficiência relativa de 30%. O cristal de germânio tipo coaxial, com 62 mm de diâmetro e 40 mm de altura. Este detector tem resolução em energia especificada pelo fabricante de 1,808 keV para o pico de 1332 keV do ^{60}Co (CAMBERRA, 2012).

O pré-amplificador do tipo RC modelo 2002C, está acoplado ao detector no criostato, operando com baixo ruído por estar em equilíbrio térmico com nitrogênio líquido. O criostato tem modelo 7500SL e o *dewar* com capacidade de 30 litros (CAMBERRA, 2012).

O sistema multicanal utilizado foi um DSA 1000 (*Digital Spectrum Analyzer*), de 8192 canais, com faixa de energia de 50 keV até 2 MeV. A voltagem usada para criar área de depleção foi de 4500 volts (CAMBERRA, 2012).

O pacote de software de análise Gama do *Genie 2k*, inclui um conjunto de algoritmos de análise avançados para processamento adicional de espectros gama adquiridos. Os algoritmos fornecem uma análise completa dos espectros, como área, largura a meia altura, eficiência, bibliotecas ajustáveis de radionuclídeos, entre outros. O software é baseado em metodologias que tem uma longa história de aceitação e refinamentos. A Figura 14 mostra o sistema de aquisição de dados utilizado neste trabalho e na Figura 15 mostra ilustração do sistema de detecção.

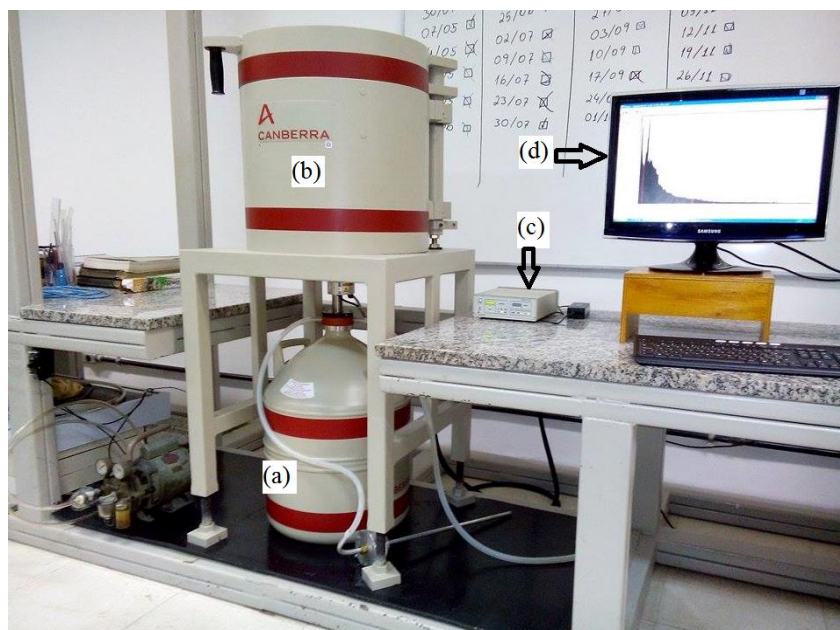


Figura 14. Espectrômetro Utilizado: Em (a) observa-se o “dewar”. Em (b) a blindagem do detector com baixo fundo de radiação. Em (c) O multicanal DSA 1000. Em (d) o espectro de uma amostra na tela de um computador.

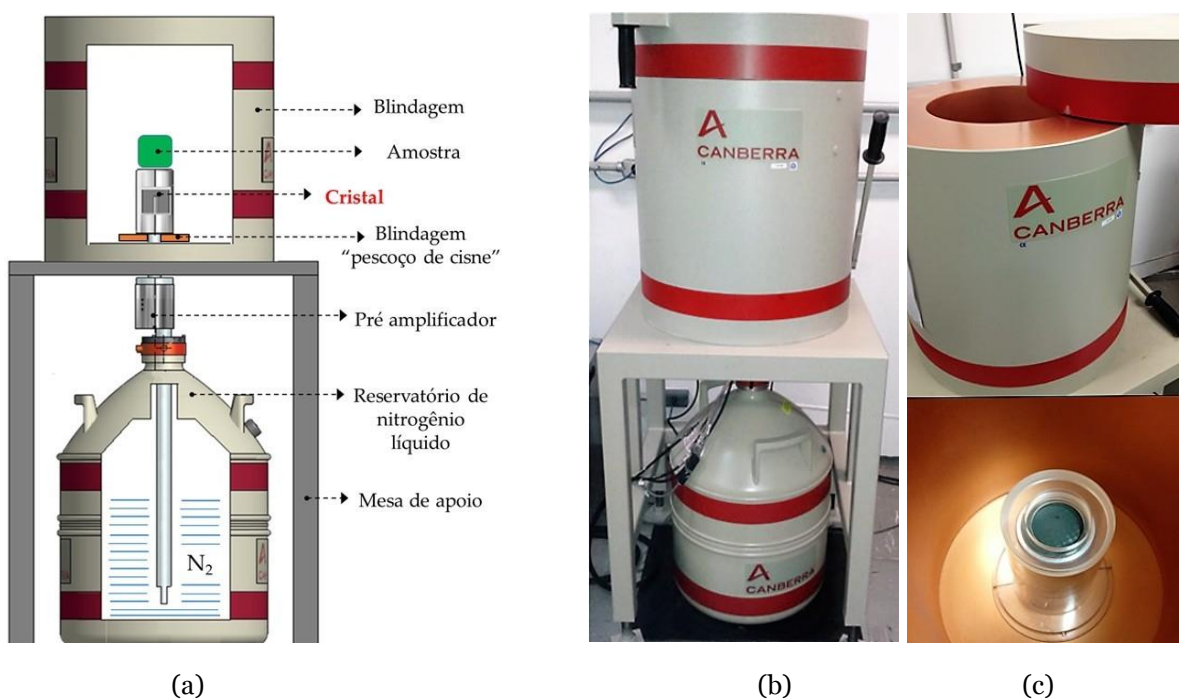


Figura 15: Ilustração do Sistema de Detecção (a) Ilustração do sistema de detecção com amostra posicionada sobre o cristal, instalado dentro de uma blindagem de chumbo com baixa radiação de fundo. O sistema é mantido em

temperatura baixa por um reservatório de nitrogênio líquido. (b) Foto do sistema e (c) detalhes da blindagem citada e janela de carbono sobre o cristal (CAVALCANTE, 2017).

3.4 Calibração em Energia do Sistema de Aquisição

A calibração em energia é realizada com o auxílio do software Gamma Analysis do Genie 2000, responsável pelo controle e armazenamento dos dados adquiridos pelo MCA (DSA 1000), que faz um ajuste linear quando duas linhas de energia são definidas e um ajuste quadrático se três ou mais linhas de energia são definidas (LOPES, 2018)

A calibração em energia do sistema foi feita utilizando fontes radioativas certificadas, totalizando um número de 14 pontos experimentais correspondente aos picos energéticos dos radionuclídeos dispostos na Tabela 9 (LOPES, 2018).

Tabela 9. Radionuclídeos e suas Respectivas Energias Utilizadas na Calibração em Energia do Sistema de Detecção.

Radionuclídeos	Energias (keV)
^{241}Am	59,5
^{155}Eu	86,5 – 105,3
^{137}Cs	661,7
^{54}Mn	834,8
^{133}Ba	80,9 - 276,4 – 302,8 – 356,0 – 383,8
^{65}Zn	1115,6
^{40}K	1460,8
^{22}Na	511 – 1274,5
^{60}Co	1173,2 – 1332,5

3.5 Eficiência de Detecção

O LabSOCS (Laboratory Sourceless Object Calibration Software) é um programa computacional que realiza calibrações matemáticas de eficiência, sem necessidade de fontes radioativas por que teria de ser feito comparações com padrões já estabelecidos para achar a eficiência caso não fosse usado o LabSOCS. Isso permite uma calibração rápida e precisa de várias geometrias sem necessidade de fontes de referência. Este “software” inclui um detector caracterizado e algoritmos computacionais para realizar a correção de auto-atenuação de energias de fótons na amostra, paredes de suporte de amostra e o próprio detector (BRONSON, 2003). Também fornece curvas de calibrações matemáticas para eficiência de detecção. As incertezas da calibração vão de 4% para altas energias (>500keV) e chegam a 15% para baixas energias (46.5 – 80 keV) (KAMINSKI. 2014). A caracterização do detector pelo fabricante é a grande vantagem desse código, sendo necessário apenas inserir as características físicas e químicas da amostra e do porta amostra (LOPES, 2018).

A Figura 16 mostra o espectro em energia da radiação gama produzida pelos radionuclídeos contidos na solução líquida enviada ao laboratório para Inter comparação e a curva de eficiência calculada no *Geometry Composer* através do LabSOCS.

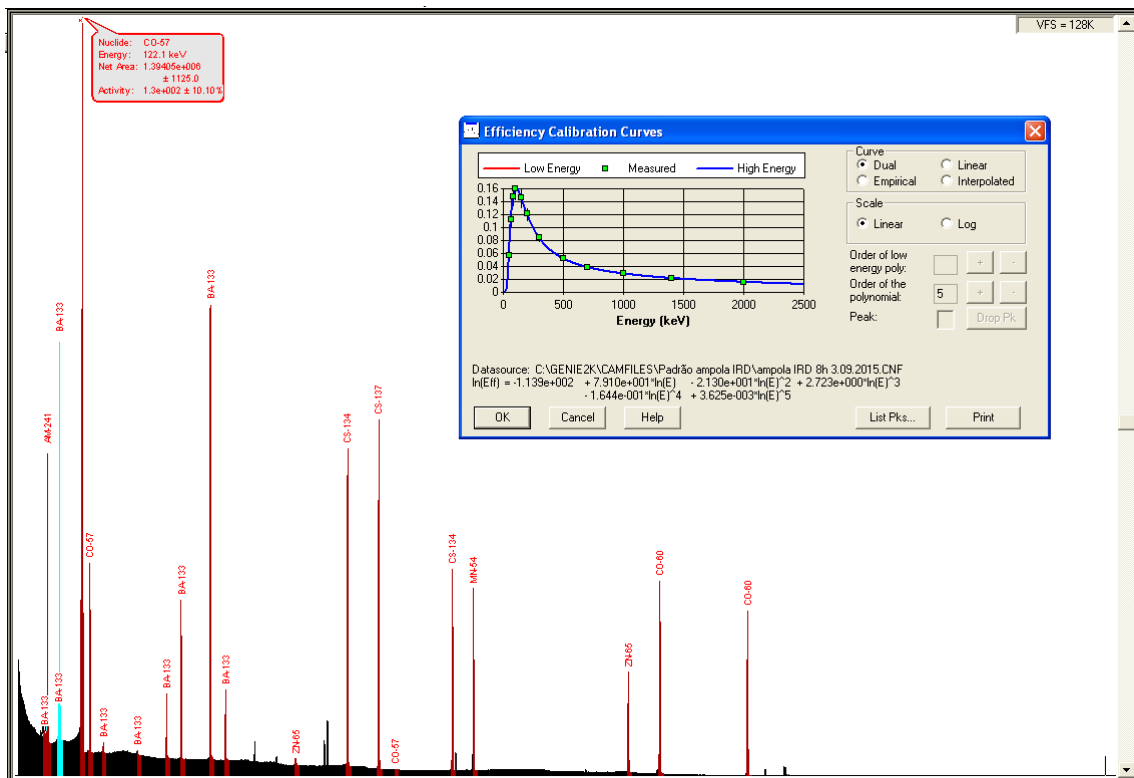


Figura 16. Espectro e Curva de Eficiência Gerados com o Uso de Fonte Padrão
 Produzida pelo LNMRI – IRD/CNEN (LOPES, 2018).

Foi necessário desenhar a geometria utilizada em ambiente computacional inserindo as características físicas, químicas e geométricas do béquer e da amostra analisada. Após a modelagem geométrica, o software divide toda a região fonte (porta-amostra e amostra) em 1024 voxels, e de forma aleatória escolhe um ponto em cada voxel e calcula a eficiência de detecção a partir dos valores encontrados. Depois o *software* dobra o número de voxels e faz todo o processo novamente, e obedecendo a critérios de convergência compara os valores. Caso os valores de eficiência simulados não converjam, o número de voxels é dobrado novamente até obter a convergência satisfatória (LOPES, 2018). A Figura 17 mostra a visualização gráfica do *Geometry Composer*, integrante do pacote de *softwares* LabSOCS.

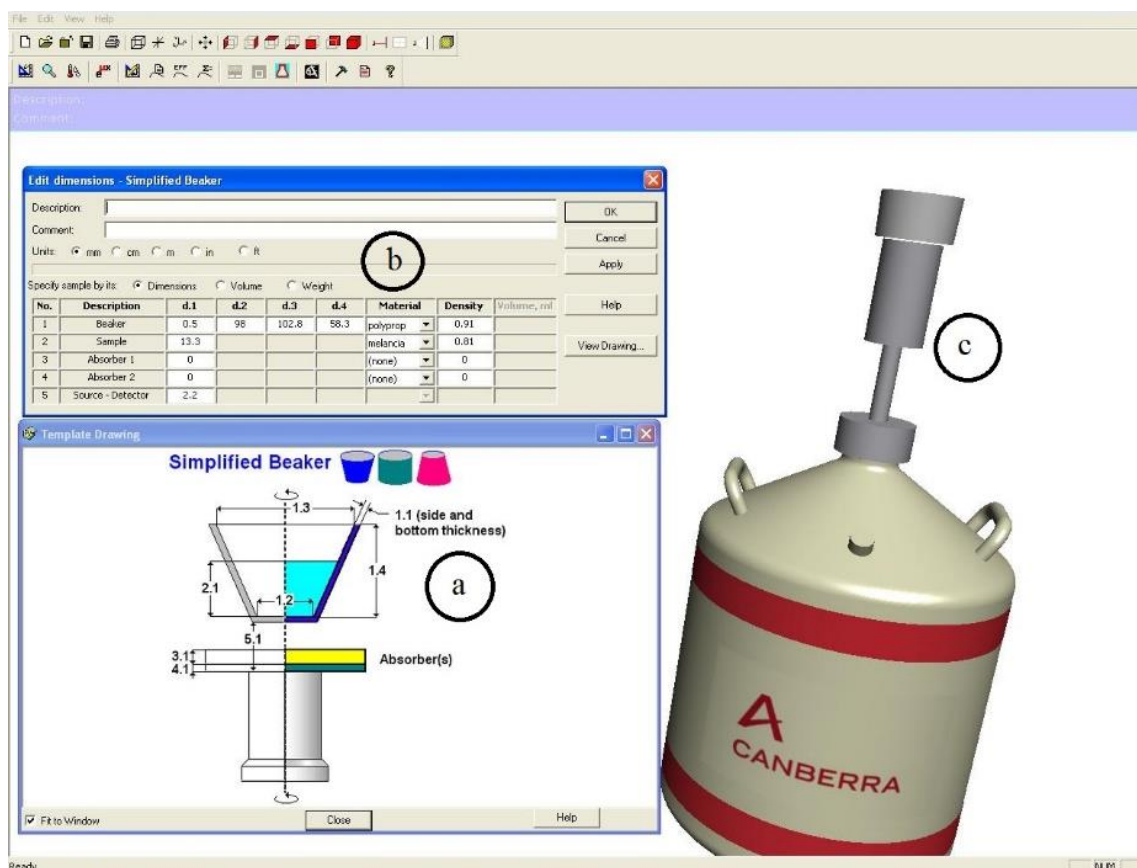


Figura 17. Visualização Gráfica do Geometry Composer. Em (a) pode-se observar o gabarito da geometria a ser modelada. Em (b) a matriz da caixa de diálogo onde deve ser inserido as dimensões do becker, como proposto em (a). Em (c) A visualização gráfica das inserções feitas através da geometria requerida.

3.6 Validação do Sistema de Detecção

A validação foi realizada utilizando fontes certificadas de três geometrias diferentes já que precisa comparar a eficiência e calibração com o padrão pré-estabelecido pelo IRD. Fontes pontuais e ampola com padrão líquido, ambas certificadas pela Divisão de Metrologia (DIMET) do Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI-IRD/CNEN). E um padrão radioativo de ^{40}K em uma geometria de formato marinelli, certificada pela AMETEK/Ortec (SER: 16200494 – M: 934322)

O princípio básico para validação do sistema de detecção se dá a partir da comparação dos valores de eficiência de cada energia de emissão gama medidos experimentalmente e calculados pelo LabSOCS.

Para obter o valor da eficiência de detecção experimental, é necessário saber qual a contagem gama do detector para uma certa energia (E_1). Essa contagem foi feita em um tempo aproximado de 15 minutos, suficiente para que a incerteza da área atingisse valores inferiores a 0,5%. Posteriormente, utilizando as equações que regem o decaimento radioativo e os valores de atividade, foi estimado o número de emissões do radionuclídeo para aquele intervalo de tempo estabelecido anteriormente (E_2). O valor da eficiência de detecção experimental dar-se-á pela razão E_1/E_2 .

Para o cálculo da eficiência simulada, foi utilizada a metodologia discutida na seção 3.4. O desvio percentual entre os valores simulados e experimentais, deu-se de acordo com a Equação (29).

$$D = \frac{E_{\text{LabSOCS}} - E_{\text{exp.}}}{E_{\text{exp.}}} \times 100 \quad (29)$$

3.7 Curvas de Ajustes

A calibração em energia foi realizada com o auxílio do *software Gamma Analysis* do Genie 2000, que relaciona a informação obtida pelo analisador multicanal (DSA 1000) com unidades de energia (eV, keV, etc), através de um ajuste linear para o caso de duas linhas de energia, ou através de um ajuste quadrático caso três ou mais linhas de energia sejam utilizadas. A curva de ajuste em energia foi feita utilizando fontes radioativas certificadas junto ao Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD /

CNEN). O ajuste quadrático foi feito utilizando 14 pontos experimentais de acordo com a Tabela 10.

Tabela 10. Pontos Experimentais Utilizado para Ajuste Quadrático em Energia

Energia (keV)	Canal	Energia (keV)	Canal
59,5	245	383,9	1574
81	333	511	2094
86,5	356	661,7	2712
105,3	433	1173,2	4812
276,4	1133	1274,5	5225
302,8	1242	1332,5	5465
356	1460	1460,8	5989

A Equação (30) representa a relação entre canal e energia para todo o espectro utilizado nesse trabalho.

$$y = 0,24x - 0,13 \quad (30)$$

A energia corresponde ao eixo das ordenadas enquanto o canal corresponde ao eixo das abcissas. O coeficiente de determinação do ajuste é de $R^2=0,99$. O Ajuste em energia para espectrometria gama é mostrado na Figura 18.

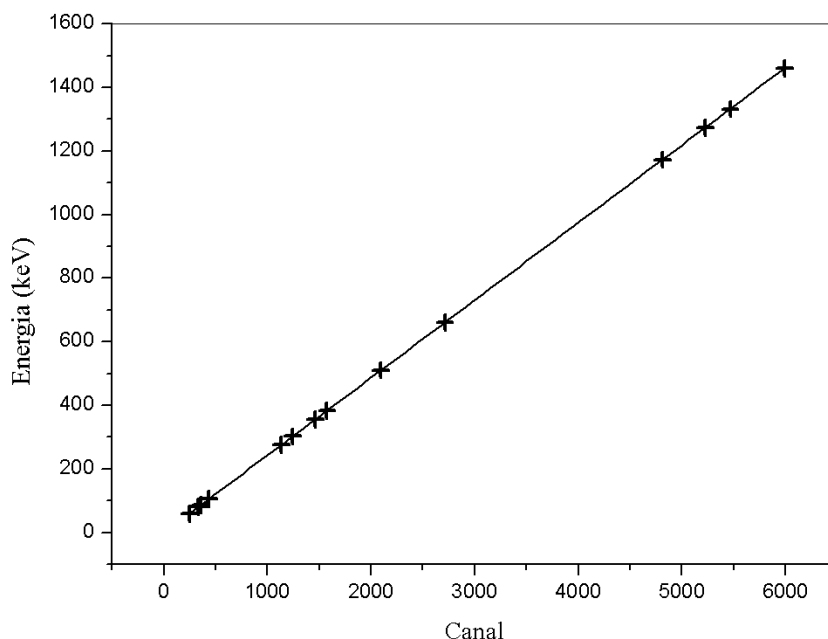


Figura 18. Ajuste em Energia para Espectrometria Gama.

3.8 Análises das Amostras

Todo processo de preparação das amostras, local de repouso para as amostras atingirem o equilíbrio secular, bem como o levantamento dos espectros de emissão gama, foram feitos no Laboratório de Análise Ambiental e Simulação Computacional do Programa de Engenharia Nuclear da Universidade Federal do Rio de Janeiro (LAASC/PEN/UFRJ).

As 30 amostras de grãos analisadas foram adquiridas no município de Poços de Caldas no Estado de Minas Gerais no Brasil no período de agosto e setembro de 2017 e estão listadas na Tabela 11. Elas foram trituradas em um moedor manual (Figura 19-a), previamente higienizado. Depois de trituradas, as amostras foram peneiradas em uma tela de 16 *mash* a fim de obter uma característica homogênea. Para aferir as massas das amostras de grãos foi utilizada uma balança digital da marca Gehaka, modelo BG 4000, com resolução de centésimos de gramas (Figura 20). Logo, a massa foi aferida utilizando a seguinte equação ($m_a = M_t - m_p$), onde m_a é a massa da amostra; M_t é a massa da amostra + a massa do porta amostra; m_p é a massa do frasco, então as amostras foram colocadas cuidadosamente, sem compactações, em recipientes de polipropileno de 500 e 400 ml (Figura 19-b) com baixos níveis de *background*. As

embalagens foram lacradas e mantidas em repouso durante, no mínimo, quarenta e cinco dias em ambiente com baixo nível de variações de temperatura, a fim de alcançar a condição de equilíbrio secular.

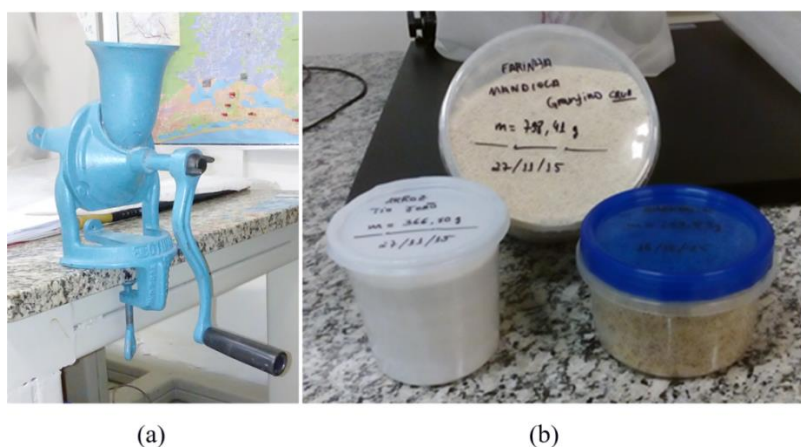


Figura 19. Em (a) o Triturador Manual e em (b) os Portas Amostras Utilizados no Trabalho.



Figura 20. Balança Utilizada para a Medição dos Pesos das Amostras.

Pesquisa feita em vários sites como o do IBGE entre outros mostrou incerteza na quantidade de consumo médio da população mineira, logo, levou-se em conta que o consumo anual de feijão e arroz ficaram em torno de 15 Kg e 20 Kg respectivamente por ano e que os outros grãos aqui pesquisados têm o consumo médio de 1 Kg por ano. Segundo o IBGE em 2017, expectativa de vida era de 76 anos, esse dado é importante para os cálculos.

Tabela 11. Dados das Amostras.

AMOSTRAS	Massa da Amostra (Kg)	Data da Contagem
Feijão jalo	0,31119	13/08/2018
Feijão fradinho	0,37775	14/08/2018
Feijão carioquinha	0,38487	15/08/2018
Feijão manteiga	0,32645	16/08/2018
Feijão carnaval	0,37483	17/08/2018
Feijão corda	0,36894	20/08/2018
Feijão princesa	0,38494	21/08/2018
Feijão bolinha	0,38577	22/08/2018
Feijão cavalo	0,40643	23/08/2018
Feijão roxinho	0,37675	27/08/2018
Feijão galinha	0,39441	28/08/2018
Feijão azuki	0,35172	29/08/2018
Feijão amendoim	0,36980	02/09/2018
Feijão rosinha	0,38505	03/09/2018
Feijão enxofre	0,38109	04/09/2018
Feijão branco	0,39382	10/09/2018
Feijão sangue tatu	0,30774	12/09/2018
Feijão paco mineiro	0,40040	13/09/2018
Feijão Preto	0,38908	14/09/2018
Feijão Mãezinha	0,31245	18/09/2018
Soja	315,62	19/09/2018
Arroz	311,15	20/09/2018
Grão de bico	272,66	23/09/2018
Fava miúda	378,19	24/09/2018
Milho	339,09	26/09/2018
Milho de pipoca	311,47	28/09/2018
Ervilha	417,33	03/10/2018
Canjica	338,38	05/10/2018
Trigo para quibe	344,19	08/10/2018
Lentilha	360,34	10/10/2018

CAPÍTULO 4

Resultados

4.1 Análises das Concentrações de Atividade Específica dos Radionuclídeos

Média geométrica tem um caráter de encontrar a concentração ou onde os dados estão mais concentrados. Portanto, ela tende a apontar para onde esta a maior concentração dos dados. Erro padrão é o erro associado às incertezas dos instrumentos de detecção. Desvio padrão leva em consideração os valores medidos, mede os quão distantes estão os valores um do outro, é uma medida de dispersão.

A Tabela 12 mostra os valores de referência da UNSCEAR (2000) para radionuclídeos das séries do Urânio e Tório para grãos. Será discutido os resultados encontrados neste trabalho e em paralelo será analisado os valores com outros encontrados na literatura.

Tabela 12. Valores de Referência da UNSCEAR (2000) para Grãos, em Bq.kg⁻¹.

²²⁶ Ra	²²⁸ Ra	²²⁸ Th
0,080	0,060	0,003

A Tabela 13 mostra a concentração específica dos radionuclídeos nas 30 amostras de grãos analisadas e a Tabela 14 mostra a concentração total específica dos radionuclídeos nas 30 amostras de grãos analisadas.

Tabela 13. Concentração de Atividades (Bq.Kg⁻¹).

AMOSTRAS	⁴⁰ K	²²⁶ Ra	²²⁸ Ra	²²⁸ Th
Feijão jalo	488,67 ± 20,4	<MDA	2,44 ± 0,82	11,19 ± 3,5
Feijão fradinho	389,15 ± 16,94	<MDA	<MDA	<MDA
Feijão carioquinha	536,79 ± 22,03	<MDA	2,44 ± 0,82	<MDA
Feijão manteiga	477,48 ± 19,85	0,79 ± 0,61	<MDA	<MDA
Feijão carnaval	523,59 ± 21,62	<MDA	2,5 ± 0,68	<MDA
Feijão corda	486,5 ± 20,33	<MDA	<MDA	11,72 ± 3,67
Feijão princesa	452,83 ± 19,06	<MDA	5,2 ± 0,89	1,12 ± 0,34
Feijão bolinha	445,62 ± 18,84	1,15 ± 0,62	3,48 ± 0,81	1,29 ± 0,33
Feijão cavalo	505,26 ± 20,77	<MDA	<MDA	0,95 ± 0,34
Feijão roxinho	519,9 ± 21,47	<MDA	4,32 ± 0,89	1,16 ± 0,35
Feijão galinha	528,54 ± 21,68	0,81 ± 0,63	3,53 ± 0,51	0,75 ± 0,32
Feijão azuki	448,92 ± 19,19	2,08 ± 0,75	8,72 ± 0,86	7,02 ± 0,73
Feijão amendoim	478,04 ± 20,08	<MDA	4,15 ± 0,96	2,29 ± 0,39
Feijão rosinha	502,24 ± 20,83	1,45 ± 0,67	10,01 ± 1,45	43,97 ± 5,54
Feijão enxofre	517,77 ± 21,38	<MDA	5,39 ± 0,93	1,46 ± 0,35
Feijão branco	508,9 ± 20,96	<MDA	1,46 ± 0,74	<MDA
Feijão sangue tatu	446,33 ± 18,97	0,91 ± 0,68	6,91 ± 0,97	4,28 ± 0,5
Feijão paco mineiro	519,22 ± 21,26	8,07 ± 6,37	<MDA	<MDA
Feijão Preto	507,39 ± 20,98	<MDA	3,13 ± 0,77	<MDA
Feijão Mãezinha	468,02 ± 19,69	<MDA	3,55 ± 0,77	1,82 ± 0,32
Soja	606,2 ± 25,13	3,76 ± 3,2	4,6 ± 1,03	<MDA
Arroz	72 ± 6,15	<MDA	<MDA	<MDA
Grão de bico	432,49 ± 18,91	<MDA	<MDA	12,26 ± 3,94
Fava miúda	527,27 ± 22,09	3,16 ± 1,63	1,99 ± 0,8	<MDA
Milho	22,66 ± 4,09	1,86 ± 0,82	<MDA	6,99 ± 2,93
Milho de pipoca	84,14 ± 7,14	<MDA	1,22 ± 0,67	<MDA
Ervilha	346,93 ± 15,11	<MDA	2,13 ± 1,16	0,52 ± 0,26
Canjica	21,75 ± 4,22	<MDA	1,86 ± 0,82	<MDA
Trigo para quibe	119,89 ± 7,91	0,86 ± 0,68	4,34 ± 0,63	1,48 ± 0,36
Lentilha	314,75 ± 14,43	<MDA	2,31 ± 1,46	8,65 ± 3,55

Tabela 14. Análise Quantitativa das Concentrações dos Radionuclídeos.

Radionuclídeos	Atividade (Bq.kg ⁻¹)	Porcentagem
⁴⁰ K	12299,24	98,17%
²²⁶ Ra	24,9	0,20%
²²⁸ Ra	85,68	0,68%
²²⁸ Th	118,92	0,95%

Das 30 amostras analisadas, destacam-se as que apresentaram os maiores valores, são elas: soja, feijão rosinha, feijão carioquinha, feijão galinha e fava miúda. Apenas duas amostras apresentaram concentração somente de ⁴⁰K que no caso é o feijão fradinho e o arroz, enquanto o feijão bolinha, feijão galinha, feijão azuki, feijão rosinha, feijão sangue de tatu e o trigo para quibe tiveram concentrações para os quatro radionuclídeos aqui analisados. Nem todos que se destacaram por ter os maiores valores, apresentaram atividade para os quatro radionuclídeos.

4.1.1 Análise de Concentração de Atividade dos Radionuclídeos Divididos em Grupos.

Grupo A – Feijões

Grupo B – Demais Grãos

A Tabela 15 mostra a concentração específica total dos radionuclídeos nas 30 amostras de grãos analisadas em cada grupo.

Tabela 15. Análise Quantitativa das Concentrações dos Radionuclídeos nos Grupos.

Radionuclídeos	Grupos	Atividade (Bq.kg ⁻¹)	Porcentagem
⁴⁰ K	A	9751,16	79,28%
	B	2548,08	20,72%
²²⁶ Ra	A	15,26	61,29%
	B	9,64	38,71%
²²⁸ Ra	A	67,23	78,47%
	B	18,45	21,53%
²²⁸ Th	A	89,02	74,86%
	B	29,9	25,14%

O valor máximo da concentração de ^{40}K no grupo B se deve a soja enquanto no grupo A se deve ao feijão carioquinha, por outro lado, o menor valor no grupo A foi encontrado no feijão fradinho e para o grupo B foi encontrado na canjica. O valor médio no grupo A ficou 91% acima do valor encontrado no grupo B, por outro lado, o desvio padrão do grupo A foi 15% acima em relação ao grupo B, mostrando que a dispersão de valores no grupo A é maior. Contudo, a média geométrica do grupo A que aponta para onde esta a maior concentração dos dados foi mais de três vezes maior que no grupo B.

Quando se compara com os valores disponíveis na literatura, existem algumas diferenças a serem analisadas. Podem-se comparar os resultados obtidos neste presente trabalho com dois autores, são eles (GARCÊZ, 2016) e (LOPES, 2018), essa comparação faz sentido por que os autores analisaram as amostras sobre as mesmas condições físicas e químicas das amostras analisadas neste presente trabalho, a Tabela 16 traz a diferença percentual dos dados analisados pelos autores.

Tabela 16. Comparação das Concentrações Específicas de ^{40}K com (GARCÊZ, 2016) e (LOPES, 2018), Respectivamente.

Grãos	Atividade média presente trabalho	Atividade GARCÊZ (2016)	Diferença percentual (%)
Feijão preto	507,39 ± 20,98	419 ± 19	21,1
Arroz	72 ± 6,15	19,0 ± 1,7	278,95

Grãos	Atividade média presente trabalho	Atividade LOPES (2018)	Diferença percentual (%)
Feijão carioquinha	536,79 ± 22,03	483,26 ± 22,98	11,08
Feijão Preto	507,39 ± 20,98	489,36 ± 23,70	3,68
Arroz	72 ± 6,15	19,36 ± 5,29	271,90

Observa-se que as amostras analisadas neste presente trabalho, mostraram valores superiores ao comparar com os dois autores.

O valor máximo da concentração do ^{226}Ra no grupo A advém do feijão paco mineiro cuja concentração equivale aproximadamente 53% de toda atividade encontrada nesse grupo, enquanto no grupo B a soja ficou com a maior concentração cerca de 39% de toda atividade encontrada nesse grupo. O trigo para quibe foi à amostra que obteve o menor valor de concentração no grupo B para as amostras que ficaram com atividade acima do MDA, enquanto o feijão manteiga apresentou o menor valor no grupo A. Quando foram comparados os resultados do presente trabalho com os valores de referência da UNSCEAR (2000), observa-se que os valores apresentados neste trabalho são bem maiores. O valor médio do grupo B foi cerca de 10% maior que no grupo A, porém o desvio padrão foi 60% menor, entretanto a média geométrica foi 40% maior que a do grupo A. A Tabela 17 compara os resultados obtidos neste presente trabalho com o autor (LOPES, 2018).

Tabela 17. Comparação das Concentrações Específicas de ^{226}Ra com (LOPES, 2018).

Grãos	Atividade média presente trabalho	Atividade LOPES (2018)	Diferença percentual (%)
Feijão carioquinha	<MDA	<MDA	-
Feijão Preto	<MDA	5,40 ± 1,39	-
Arroz	<MDA	<MDA	-

Observa-se que as amostras analisadas neste presente trabalho não obtiveram valores detectáveis de atividade, porém o autor LOPES identificou o valor para o feijão preto, acima do valor recomendado pela UNSCEAR.

A média geométrica da concentração de ^{228}Ra no grupo A, demonstrou o maior valor em comparação ao grupo B e o desvio padrão não foi diferente, mostrou uma diferença de 76% em relação ao grupo B. O milho de pipoca foi à amostra que obteve o menor valor de concentração no grupo B, enquanto o feijão branco apresentou o menor valor no grupo A. O valor máximo da concentração do ^{228}Ra no grupo A advém do feijão rosinha, enquanto no grupo B a soja teve ficou com a maior concentração. Quando foram comparados os resultados do presente trabalho com os valores de referência da UNSCEAR (2000), observa-se que os valores apresentados neste trabalho são bem maiores. Comparando os resultados obtidos neste presente trabalho com o

autor (LOPES, 2018), foram observadas diferenças percentuais. A Tabela 18 faz a comparação das concentrações específicas do ^{228}Ra com o autor LOPES.

Tabela 18. Comparação das Concentrações Específicas de ^{228}Ra com (LOPES, 2018).

Grãos	Atividade média presente trabalho	Atividade LOPES (2018)	Diferença percentual (%)
Feijão carioquinha	2,44 ± 0,82	3,38 ± 1,07	27,81
Feijão Preto	3,13 ± 0,77	3,54 ± 1,07	11,58
Arroz	<MDA	<MDA	-

Observa-se que na amostra de arroz analisada neste presente trabalho e do autor não tiveram valores detectáveis de atividade, porém o autor LOPES identificou o valor para o feijão carioquinha e feijão preto, acima do valor encontrado das amostras aqui analisadas. Todos os valores estão acima do valor de referência da UNSCEAR.

Para o ^{228}Th o valor médio de 6.85 Bq.kg⁻¹, máximo de 43.97 Bq.kg⁻¹, mínimo de 0.75 Bq.kg⁻¹ e o desvio padrão de 7.16 Bq.kg⁻¹ no grupo A estão acima dos encontrado no grupos B, porém vale observar que a média geométrica que aponta para onde esta a maior concentração dos dados foi maior no grupo B, cerca de 3.56 Bq.kg⁻¹.

O valor máximo encontrado no grupo A que foi devido ao feijão rosinha foi quase quatro vezes maior que o valor máximo encontrado no grupo B, o valor máximo foi mais de 60% superior ao valor total de atividade do grupo B, porém, os valores mínimos para os dois grupos também foram próximos. Quando foram comparados os resultados do presente trabalho com os valores de referência da UNSCEAR (2000), observa-se que os valores apresentados neste trabalho são bem maiores. A Tabela 19 compara os resultados obtidos neste presente trabalho com o autor LOPES.

Tabela 19. Comparação das Concentrações Específicas de ^{228}Th com (LOPES, 2018).

Grãos	Atividade média presente trabalho	Atividade LOPES (2018)	Diferença percentual (%)
Feijão carioquinha	<MDA	<MDA	-
Feijão Preto	<MDA	<MDA	-
Arroz	<MDA	<MDA	-

Observa-se que as amostras analisadas nos dois trabalhos não obtiveram valores detectáveis de atividade.

Uma breve conclusão que se pode tirar das análises de atividade desses radionuclídeos é que em relação à UNSCEAR eles apresentam valores acima, porém em relação a outros autores ele apresenta valores próximos ou até abaixo.

4.2 Cálculos de Dose Efetiva Comprometida

A Tabela 20 mostra a dose efetiva comprometida devido aos radionuclídeos nas 30 amostras de grãos analisadas. Vale ressaltar que segundo dados encontrados na literatura os resultados de consumo médio dos feijões analisados ficaram em torno de 15 Kg.Ano⁻¹, enquanto o valor para o arroz ficou em 20 Kg.Ano⁻¹ e os demais grãos apenas 1 Kg.Ano⁻¹.

Tabela 20. Calculo de Dose Efetiva Comprometida ($\mu\text{Sv.ano}^{-1}$).

AMOSTRAS	⁴⁰ K	²²⁶ Ra	²²⁸ Ra	²²⁸ Th
Feijão jalo	45,45	<MDA	5,05	0.00604
Feijão fradinho	36,19	<MDA	<MDA	<MDA
Feijão carioquinha	49,92	<MDA	5,05	<MDA
Feijão manteiga	44,40	0,66	<MDA	<MDA
Feijão carnaval	48,69	<MDA	5,18	<MDA
Feijão corda	45,24	<MDA	<MDA	0.00633
Feijão princesa	42,11	<MDA	10,76	0.00060
Feijão bolinha	41,44	0,97	7,20	0.00070
Feijão cavalo	46,99	<MDA	<MDA	0.00051
Feijão rosinho	48,35	<MDA	8,94	0.00063
Feijão galinha	49,15	0,68	7,31	0.00041
Feijão azuki	41,75	1,75	18,05	0.00379
Feijão amendoim	44,46	<MDA	8,59	0.01108
Feijão rosinha	46,71	1,22	20,72	0.02374
Feijão enxofre	48,15	<MDA	11,16	0.00558
Feijão branco	47,33	<MDA	3,02	<MDA
Feijão sangue tatu	41,51	0,76	14,30	0.00231
Feijão paco mineiro	48,29	6,78	<MDA	<MDA
Feijão Preto	47,19	<MDA	6,48	<MDA

Feijão Mãezinha	43,53	<MDA	7,35	0.00098
Soja	3,76	0,21	0,64	<MDA
Arroz	8,93	<MDA	<MDA	<MDA
Grão de bico	2,68	<MDA	<MDA	0.00044
Fava miúda	3,27	0,18	0,27	<MDA
Milho	0,14	0,10	<MDA	0.00025
Milho de pipoca	0,52	<MDA	0,17	<MDA
Ervilha	2,15	<MDA	0,29	0.00002
Canjica	0,13	<MDA	0,26	<MDA
Trigo para quibe	0,74	0,05	0,60	0.00005
Lentilha	1,95	<MDA	0,32	0.00031

No ^{40}K o valor máximo de 49,92 $\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$ encontrado ficou com o feijão carioquinha, por outro lado o valor mínimo de 0,13 $\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$ foi calculado na canjica. A diferença dos valores que a dose mais se aproximou para o valor máximo ficou em mais de 300% e o desvio padrão elevado é um reflexo disso. A Tabela 21 faz comparação com outros autores sobre as mesmas condições de análise.

Tabela 21. Comparação das Doses de ^{40}K com (GARCÊZ, 2016) e (LOPES, 2018).

Grãos	Dose ($\mu\text{Sv}/\text{ano}$) presente trabalho	Dose ($\mu\text{Sv}/\text{ano}$) GARCÊZ (2016)	Diferença percentual (%)
Feijão preto	47,19	173,43	267,51
Arroz	8,93	6,90	29,39

Grãos	Dose ($\mu\text{Sv}/\text{ano}$) presente trabalho	Dose ($\mu\text{Sv}/\text{ano}$) LOPES (2018)	Diferença percentual (%)
Feijão carioquinha	49,92	-	-
Feijão Preto	47,19	242	412,82
Arroz	8,93	7,69	16,12

Os valores dos autores demonstraram grandes variações, porém o destaque fica com o feijão preto cuja dose teve grande variação percentual entre os autores.

Os valores de referência da UNSCEAR (2000) para dose efetiva anual devido à ingestão dos radionuclídeos ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{228}Th são apresentados na Tabela 22. Note que não há valores de referência para ^{40}K , pois este, independentemente do consumo pessoal, está em equilíbrio homeostático com o organismo, tendo o valor de dose efetiva total sugerido em $165\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$ (UNSCEAR, 2000).

Tabela 22. Valores de Referência para Dose Efetiva Comprometida (UNSCEAR, 2000).

Radionuclídeo	Dose efetiva ($\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$)
^{226}Ra	6,3
^{228}Ra	11
^{228}Th	0,22

Para o ^{226}Ra o valor máximo de $6,78\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$ foi encontrado no feijão paco mineiro, por outro lado o valor mínimo de $0,05\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$ e foi calculado no trigo para quibe. O valor máximo está mais de 1000% maior que o valor da média geométrica. Enquanto o valor máximo está um pouco acima do valor de referência, porém o valor médio está bem abaixo do valor médio de Referência pela UNSCEAR. A Tabela 23 faz comparação com outros autores sobre as mesmas condições de análise.

Tabela 23. Comparação das Doses de ^{226}Ra com (LOPES, 2018).

Grãos	Dose ($\mu\text{Sv}/\text{ano}$) presente trabalho	Dose ($\mu\text{Sv}/\text{ano}$) LOPES (2018)	Diferença percentual (%)
Feijão preto	-	120	-
Arroz	-	-	-

Nesse presente trabalho não foi encontrado valores para as das análises comparadas, porém o autor LOPES encontrou valor bem alto para o feijão preto, esse valor fica bem acima do valor de referência da UNSCEAR.

Já para o ^{228}Ra o valor máximo de $20,72 \mu\text{Sv.ano}^{-1}$ encontrado ficou com o feijão rosinha, por outro lado o valor mínimo de $0,17 \mu\text{Sv.ano}^{-1}$ foi calculado no milho de pipoca, contudo o valor médio ficou em torno de $6,44 \mu\text{Sv.ano}^{-1}$ e ficou abaixo do valor de referência da UNSCEAR. A Tabela 24 faz comparação com outros autores sobre as mesmas condições de análise.

Tabela 24. Comparação das Doses de ^{228}Ra com (LOPES, 2018).

Grãos	Dose ($\mu\text{Sv/ano}$) presente trabalho	Dose ($\mu\text{Sv/ano}$) LOPES (2018)	Diferença percentual (%)
Feijão preto	6,48	194	2.893,83
Arroz	-	-	-

Não foram encontrados valores para o arroz, porém o autor LOPES encontrou valor bem alto para o feijão preto em comparação ao que foi encontrado neste presente trabalho.

Para o ^{228}Th o valor máximo de $0,0237 \mu\text{Sv.ano}^{-1}$ foi encontrado no feijão rosinha, por outro lado o valor mínimo de $0,00002 \mu\text{Sv.ano}^{-1}$ foi calculado na ervilha. O valor do desvio padrão médio e do valor médio ficaram praticamente iguais com valores de $0,004 \mu\text{Sv.ano}^{-1}$. A Tabela 25 faz comparação com outros autores sobre as mesmas condições de análise.

Tabela 25. Comparação das Doses de ^{228}Th com (LOPES, 2018).

Grãos	Dose ($\mu\text{Sv/ano}$) presente trabalho	Dose ($\mu\text{Sv/ano}$) LOPES (2018)	Diferença percentual (%)
Feijão preto	-	-	-
Arroz	-	-	-

Nesse presente trabalho não foram encontradas doses para essas duas amostras analisadas em nenhum dos autores. O valor médio calculado neste presente trabalho ficou abaixo do valor médio de referência da UNSCEAR.

4.2.1 Análise Quantitativa das Doses Efetivas Comprometidas dos Radionuclídeos

A Tabela 26 traz informação dos quatro radionuclídeos em relação à quantidade e a porcentagem de dose.

Tabela 26. Análise Quantitativa das Doses Efetivas Comprometidas ($\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$).

Radionuclídeos	Dose ($\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$)	Porcentagem
^{40}K	931,137576	86%
^{226}Ra	13,35824	1%
^{228}Ra	141,7122	13%
^{228}Th	0,0637812	0%

4.2.2 Análise dos Grupos A e B para a Dose Efetiva Comprometida.

Grupo A – Feijões

Grupo B – Demais Grãos

A Tabela 27 apresenta a análise quantitativa das doses para os grupos.

Tabela 27. Análise Quantitativa das Doses para os Grupos.

Radionuclídeos	Grupos	Dose ($\mu\text{Sv}\cdot\text{ano}^{-1}$)	Porcentagem
^{40}K	A	906.86	97.39%
	B	24.28	2.61%
^{226}Ra	A	12.82	95.96%
	B	0.54	4.04%
^{228}Ra	A	139.17	98.20%
	B	2.55	1.80%
^{228}Th	A	0.0627	98.31%
	B	0.0011	1.69%

A porcentagem média de dose do grupo A ficou em torno de 97.47% da dose e o grupo B ficou em 2.53% da dose.

4.2.3 Análise Quantitativa das Doses Efetivas Comprometidas Acumuladas em Alguns Órgãos do Tecido Humano.

A análise de dose efetiva (Deft.) acumulada em alguns órgãos do tecido humano foi calculada e os valores encontrados estão na Tabela 28.

Tabela 28: Dose Efetiva Comprometida Acumulada em Alguns Órgãos do Tecido Humano.

Amostras	Dose Efetiva Comprometida	Pulmões	Gônadas	Tiroide	Cérebro
Feijão jalo	5.05E+01	6.06E+00	4.04E+00	2.02E+00	5.05E-01
Feijão fradinho	3.62E+01	4.34E+00	2.90E+00	1.45E+00	3.62E-01
Feijão carioquinha	5.50E+01	6.60E+00	4.40E+00	2.20E+00	5.50E-01
Feijão manteiga	4.51E+01	5.41E+00	3.61E+00	1.80E+00	4.51E-01
Feijão carnaval	5.39E+01	6.46E+00	4.31E+00	2.15E+00	5.39E-01
Feijão corda	4.53E+01	5.43E+00	3.62E+00	1.81E+00	4.53E-01
Feijão princesa	5.29E+01	6.35E+00	4.23E+00	2.12E+00	5.29E-01
Feijão bolinha	4.96E+01	5.95E+00	3.97E+00	1.98E+00	4.96E-01
Feijão cavalo	4.70E+01	5.64E+00	3.76E+00	1.88E+00	4.70E-01
Feijão roxinho	5.73E+01	6.88E+00	4.58E+00	2.29E+00	5.73E-01
Feijão galinha	5.71E+01	6.86E+00	4.57E+00	2.29E+00	5.71E-01
Feijão azuki	6.16E+01	7.39E+00	4.92E+00	2.46E+00	6.16E-01
Feijão amendoim	5.31E+01	6.37E+00	4.24E+00	2.12E+00	5.31E-01

Feijão rosinha	6.87E+01	8.24E+00	5.49E+00	2.75E+00	6.87E-01
Feijão enxofre	5.93E+01	7.12E+00	4.75E+00	2.37E+00	5.93E-01
Feijão branco	5.03E+01	6.04E+00	4.03E+00	2.01E+00	5.03E-01
Feijão sangue tatu	5.66E+01	6.79E+00	4.53E+00	2.26E+00	5.66E-01
Feijão paco mineiro	5.51E+01	6.61E+00	4.41E+00	2.20E+00	5.51E-01
Feijão Preto	5.37E+01	6.44E+00	4.29E+00	2.15E+00	5.37E-01
Feijão Mãezinha	5.09E+01	6.11E+00	4.07E+00	2.04E+00	5.09E-01
Soja	4.60E+00	5.52E-01	3.68E-01	1.84E-01	4.60E-02
Arroz	8.93E+00	1.07E+00	7.14E-01	3.57E-01	8.93E-02
Grão de bico	2.68E+00	3.22E-01	2.15E-01	1.07E-01	2.68E-02
Fava miúda	3.72E+00	4.46E-01	2.98E-01	1.49E-01	3.72E-02
Milho	2.45E-01	2.94E-02	1.96E-02	9.80E-03	2.45E-03
Milho de pipoca	6.90E-01	8.28E-02	5.52E-02	2.76E-02	6.90E-03
Ervilha	2.44E+00	2.93E-01	1.96E-01	9.78E-02	2.44E-02
Canjica	3.92E-01	4.70E-02	3.13E-02	1.57E-02	3.92E-03
Trigo para quibe	1.39E+00	1.67E-01	1.11E-01	5.56E-02	1.39E-02
Lentilha	2.27E+00	2.72E-01	1.82E-01	9.08E-02	2.27E-02

A amostra que mais contribuiu para a dose foi o feijão rosinha, cujos valores tem significância para a o resultado, mas como dito anteriormente, os valores de dose encontrados aqui estão abaixo dos valores médios estabelecidos pela UNSCEAR. Deve-se observar que os grãos de feijão contribuíram enormemente para a dose, logo, a conclusão superficial obtida é que os feijões tem um fator de transporte de radionuclídeos maior que os outros grãos aqui analisados.

4.3 Cálculo da Estimativa do Risco de Câncer Devido a Ingestão de ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{226}Th das Amostras de Grãos.

A Tabela 29 traz o risco de câncer devido aos radionuclídeo nas 30 amostras de grãos analisadas.

Tabela 29. Calculo do Risco de Câncer (10^{-6}).

AMOSTRAS	Dose Total Radionuclídeos ($\mu\text{Sv.ano}^{-1}$)	Dose Efetiva da Vida Útil (Cd) ($\mu\text{Sv. ano}^{-1}$)	Risco de Cancêr (10^{-6})
Feijão jalo	50,5031526	3838,24	191,912
Feijão fradinho	36,19095	2750,512	137,5256
Feijão carioquinha	54,97227	4177,893	208,8946
Feijão manteiga	45,06924	3425,262	171,2631
Feijão carnaval	53,86887	4094,034	204,7017
Feijão corda	45,2508288	3439,063	171,9531
Feijão princesa	52,8777948	4018,712	200,9356
Feijão bolinha	49,6129566	3770,585	188,5292
Feijão cavalo	46,989693	3571,217	178,5608
Feijão roxinho	57,2937264	4354,323	217,7162
Feijão galinha	57,142125	4342,802	217,1401
Feijão azuki	61,5509508	4677,872	233,8936
Feijão amendoim	53,0593008	4032,507	201,6253
Feijão rosinha	68,6707638	5218,978	260,9489
Feijão enxofre	59,3154882	4507,977	225,3989
Feijão branco	50,3499	3826,592	191,3296
Feijão sangue tatu	56,5791012	4300,012	215,0006
Feijão paco mineiro	55,06626	4185,036	209,2518
Feijão Preto	53,66637	4078,644	203,9322

Feijão Mãezinha	50,8753428	3866,526	193,3263
Soja	4,6038	349,8888	17,49444
Arroz	8,928	678,528	33,9264
Grão de bico	2,68187936	203,8228	10,19114
Fava miúda	3,720654	282,7697	14,13849
Milho	0,24490364	18,61268	0,930634
Milho de pipoca	0,690028	52,44213	2,622106
Ervilha	2,44492472	185,8143	9,290714
Canjica	0,39153	29,75628	1,487814
Trigo para quibe	1,39045128	105,6743	5,283715
Lentilha	2,2705414	172,5611	8,628057

A Tabela 30 traz o calculo de risco de câncer para cada radionuclídeo.

Tabela 30. Analise do Risco de Câncer para cada Radionuclídeo

Radionuclídeo	Risco de Câncer Total (10^{-6})	Porcentagem
^{40}K	3538,322789	85,72%
^{226}Ra	50,761312	1,23%
^{228}Ra	538,50636	13,05%
^{228}Th	0,24236856	0,00%

O valor médio do risco de câncer ficou em torno de $141,30 \times 10^{-6}$, enquanto o valor máximo de $269,94 \times 10^{-6}$, por outro lado o valor mínimo de $0,93 \times 10^{-6}$ foi calculado, o desvio padrão foi calculado com um valor de $83,85 \times 10^{-6}$, enquanto a média geométrica que aponta para onde esta a maior concentração dos dados mostrou um valor de $63,34 \times 10^{-6}$, esse valor equivale a 63 casos por milhão devido à ingestão dessas amostras aqui analisadas. O valor total de risco foi estimado em 4127 casos por milhão nessas 30 amostras analisadas. A Tabela 31 apresenta a analise quantitativa do risco de câncer para os grupos.

Tabela 31. Análise Quantitativa do Risco de Câncer para os Grupos.

Grupos	Risco de câncer ($10^{-6}/$ <i>peessoa</i>)	Porcentagem
Grupo A	4023,839	97,48%
Grupo B	103,9935	2,52%

CAPÍTULO 5

Conclusão

Neste trabalho foi realizado um estudo das concentrações específicas do ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{228}Th em amostras de grãos utilizando espectrometria gama de alta resolução que mostrou-se bastante adequada. A utilização do detector de germânio hiperpuro, devido à boa resolução, sendo foi bem satisfatório para a identificação das linhas de emissão da radiação gama para o estudo de radiação ambiental natural. Foram analisadas 30 amostras e foi estimada a concentração de atividade, a dose efetiva comprometida e o risco de câncer devido a ingestão dos grãos que compõe a dieta básica da população da Cidade de Poços de Caldas do estado de Minas Gerais.

A validação do sistema de espectrometria gama (HPGe) foi feito a partir da comparação dos dados experimentais de eficiência e dos valores simulados de eficiência pelo software LabSOCS. A simulação faz com que torne-se desnecessário o uso de padrões radioativos e coeficientes de auto absorção para ajustar eficiência de detecção o que reduz erros de medição e ajuste, melhorando a eficiência dos dados.

A concentração de atividade de ^{40}K foi medida em todas as amostras e os valores atividades específicas variaram de $21,75 \pm 4,22 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (canjica) até $606,2 \pm 25,13 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (soja), já para o ^{228}Ra os valores de concentração específica variaram de $1,22 \pm 0,67$ (milho de pipoca) até $10,01 \pm 1,45 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (feijão rosinha), entretanto, para o ^{226}Ra os valores de concentração específica variaram de $0,79 \pm 0,61$ (feijão manteiga) até $8,07 \pm 6,37 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (feijão rosinha), e para ^{228}Th elas variaram de $0,52 \pm 0,21 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (ervilha) até $43,97 \pm 5,54 \text{ Bq.kg}^{-1}$ (feijão rosinha). O ^{40}K obteve mais de 98% da concentração de atividade total.

Os valores de dose efetiva foram calculados com base nas concentrações específicas, nos dados do consumo médio anual e nos coeficientes de dose da (CNEN, 2014). O valor calculado foi de $1,086 \text{ mSv.ano}^{-1}$, 8,6% acima do valor limite de dose recomendado (CNEN, 2014) porém vale lembrar que é a soma das 30 amostras, logo o valor de cada uma fica bem abaixo do recomendado. Um dos radionuclídeos que mais contribuíram para a efetiva dose efetiva foi o ^{228}Ra com um valor de 13% da dose total, um fato a ser observado é que este radionuclídeo tem o alto fator de conversão para dose efetiva. Porém o a dose efetiva de ^{40}K contribuiu com um valor de 86% do total. O

grupo que mais contribuiu para este valor foi o do feijão com mais de 97% de toda dose efetiva.

Utilizando a metodologia de cálculo para estimar os riscos de câncer dos radionuclídeos presentes nas amostras de grãos, observa-se que, neste estudo, o ^{40}K foi o que apresentou maior fator de risco entre os radionuclídeos analisados (acima de 10^{-4}) dentro dos valores normais encontrados na literatura. Convém ressaltar que esta estimativa deve ser aplicada com análise de proteção radiológica, pois se trata de avaliação de risco epidemiológico, que não pode ser convertido diretamente em fato (ocorrência de Câncer).

Trabalhos futuros

Observando que ainda tem muita aplicação a análise ambiental, pretende-se no futuro próximo analisar a radioatividade em amostras de materiais de construção, visto que ainda há muito pouco trabalho realizado sobre o assunto na literatura no Brasil. Podendo-se estudar o quão sujeito à dose efetiva estão pessoas que estão diariamente expostas.

Outra linha de pesquisa está ligada a análise radioativa em diversas amostras de frutas, frutos, sementes, caules etc. A fim de estimar o fator de transporte de radionuclídeos desde a terra até o fruto e assim analisar qual parte detém mais radionuclídeos.

Referências Bibliográficas:

AAECRE. AUSTRALIAN ATOMIC ENERGY COMMISSION RESEARCH ESTABLISHMENT. A Guide and Instruction for Determining g-Ray Emission Rates With Germanium Detector Systems. Debertin. Braunschweig, 1980.

AQUINO, F. S; *Urânio natural na dieta e no leite do bovino no agreste semiárido do estado de Pernambuco*. Dissertação M.Sc. Programa de Pós-Graduação em Tecnologias Energéticas e Nucleares, UFPE, 2006.

BRONSON, F L, “Validation of the accuracy of the LabSOCS software for mathematical efficiency calibration of Ge detectors for typical laboratory samples”, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 2003.

CANBERRA, Genie™ 2000 3.3: Operations Manual, EUA, 2012.

CNEN – COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Norma CNEN-NN-3.01: Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. Resolução CNEN 164/2014. Publicação no DOU em 11/03/2014. (CNEN, 2014a).

CNEN – COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Norma CNEN-NN-3.01: FATORES DE PONDERAÇÃO PARA AS GRANDEZAS DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA. Alterada pela Resolução CNEN nº 230, de 05.09.2018, publicada no DOU em 25.09.2018.

CAVALCANTE, F. Avaliação da Radioatividade Natural e Artificial em Rações Comerciais para Animais Domésticos. Tese (Doutorado - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, 2017.

FERREIRA, K.C., 2018, Determinação das doses efetivas de alimentos, água e solo na região do caubi através da espectrometria de raios gama. Dissertação de M. Sc. UnB – Universidade de Brasília. Brasília, Brasil.

FONSECA, A. S. A. Exposição crônica a radiação ionizante : realidade ou fantasia . A construção de um protocolo para avaliação. p. 168, 2009.

FORBES. Radiation And The Value Of A Human Life, 2018. Disponível em: <https://www.forbes.com/sites/jamesconca/2018/07/23/radiation-and-the-value-of-a-human-life/#c9ab2882e71b> Acessado em 18/12/2018.

G1. Incidência de radônio no ar de Poços de Caldas é normal, diz pesquisa, 2018. Disponível em: <http://g1.globo.com/mg/sul-de-minas/noticia/2014/04/incidencia-de-radonio-no-ar-de-pocos-de-caldas-e-normal-diz-pesquisa.html>

GARCÊZ, R. W. D., 2016, A radiação gama no feijão com arroz. Trabalho de Conclusão de Curso (Bacharelado em Física) – Universidade Federal Fluminense. Instituto de Física, Niterói, Brasil.

GARCÊZ, R. W. D., 2016, Determinação das atividades específicas do Ra 226, Ra 228 e K 40 em amostras de fertilizantes minerais. Dissertação de M. Sc. PEN/COPPE, Universidade Federal do Rio de Janeiro. Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

Global and Regional Estimates of the Incidence and Mortality for 38 Cancers: GLOBOCAN 2018. Lyon: International Agency for Research on Cancer/World Health Organization; 2018.

HALLIDAY, David; RESNICK, Robert; WALKER, Jearl. Fundamentos de física. 8. ed. Rio de Janeiro, RJ: LTC, c2009 vol 4;

IAEA – International Atomic Energy Agency. Measurements of radionuclides in food and the environment. Technical Report Series 295, Vienna, 1989.

IAGUSP: Química e geoquímica do urânio (Acessado em 23 de dezembro de 2018). Disponível em: <http://www.iag.usp.br/pos/sites/default/files/capitulo%202.pdf>

IBGE; População do Município de Poços de Caldas. Minas Gerais. Disponível em: <https://cidades.ibge.gov.br/brasil/mg/pocos-de-caldas/panorama>. Acessado em 07/12/2018.

ICRP, 1991. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3).

ICRP, 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).
ICRP, 1994. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1-3).

INCA - Instituto Nacional de Câncer. Estimativa para 2018 e 2019: Incidência de câncer no Brasil. INCA, Ministério da Saúde. Secretaria de Atenção à Saúde. Coordenação de Prevenção e Vigilância. Rio de Janeiro, Brasil; 2018. Disponível em: <http://agenciabrasil.ebc.com.br/geral/noticia/2018-02/inca-brasil-deve-ter-600-mil-novos-casos-de-cancer-por-ano-em-2018-e-2019>

IPEN. Radioatividade no meio ambiente e avaliação de impacto radiológico ambiental. Pós-Graduação Acadêmica Programa de Tecnologia Nuclear, 2017.

JÚNIOR, J.A.S.. AMARAL, R. S.. SILVA, C. M.. MENEZES, R. S. C.. BEZERRA, J.D.. Estudo comparativo entre detectores HPGe e NaI(Tl) na determinação de U-238, TH-232 e K-40 em amostras de solo. Universidade Federal de Pernambuco. Scientia Plena. Vol.5, Num.4, 2009.

KAMINSKI, S; JAKOBI, A; WILHELM, C. H. R; Uncertainty of gamma-ray spectrometry measurement of environmental samples due to uncertainties in matrix composition, density and sample geometry. *Appl Radiat Isotopes*, 306-313, 2014.

KNOLL, G. F; *Radiation Detection and Measurement*. John Wley and sons, 4^a ed, USA, 2010.

LOPES, J. M., 2018, Dose Efetiva Comprometida Devido aos Radionuclídeos $K^{40}K$, ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{228}Th Contidos nos Alimentos da Dieta da População do Estado do Rio de Janeiro. Tese de D. Sc. PEN/COPPE, Universidade Federal do Rio de Janeiro. Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

MALETSKOS C. J., KEANE, A. T., TELLES N. C. & EVANS, R. D. (1966). The metabolismo of intravenously administered radium and thorium in human beings and the relative absorpction from the human gastrointestinal tract of radium and thorium in simulated radium dial painters. In *Radium and Mesothorium Poisoning Dosimetry and Instrumentation Techniques in Applied Radioactivity*. MIT-952-3, Cambridge, MA: Massachusetts Institute of Technology, Physics Department, 202-3 17.

MELQUIADES, F. L; APPOLONI, C. R; Radioatividade natural em amostras alimentares. *Cad. Brás. Ens. Fís.* 2004.

OKUNO, E. Efeitos biológicos das radiações ionizantes. *Acidente radiológico de Goiânia*, 2013.

OKUNO, E.; YOSHIMURA, E. M. *Física das radiações*. São Paulo: Oficina de Textos, 2010.

PANAMERICANA, O. S. *Las Radiaciones Ionizantes y sus Efectos en la Población*. 1959.

PEREIRA, WAGNER de SOUZA; KELECOM, A. ; PY JUNIRO, DELCY de AZEVEDO ; MENDES, L.M.D. . Estimativa de Taxa de dose absorvida no peixe tilapia (*Tilapia nilotica*, Linnaeus, 1758) devido à incorporação de radionuclídeos naturais próximo a uma anomalia uranífera em Santa Quitéria, Ceará, Brasil Linnaeus, 1758) estimado próximo a uma anomalia uranífera em Santa Quitéria, Ceará, Brasil.. *Mundo & Vida (UFF)*, v. 11, p. 31-35, 2010.

PODGORSAK, E. B. *Radiation Physics for Medical Physicists*. [S.l.]: Springer, 2010.

RADIOPROTEÇÃO NA PRÁTICA: os 3 maiores riscos de exposição na indústria (Acessado em 12/12/2018). Disponível em: <http://radioprotecaonapratica.com.br/seguranca-do-trabalho-riscos-exposicao-radiacao-na-industria/>

ROWLAND, R. E; STEHNEY, A. F. & LUCAS, H. F. (1978). Dose-response relationships for female radium dial workers, *Radiat. Res.*, 76, 368-83.

SHANTHI, G. et al. Transfer factor of the radionuclides in food crops from high-background radiation area of south west India. *Radiation Protection Dosimetry*, v. 149, n. 3, p. 327–332, 2012.

SCHEIBEL, V. Determinação das doses efetivas por ingestão de farinhas de cereais através da espectrometria de raios gama. Universidade Estadual de Londrina, 2006. Tese (Doutorado em Física) Universidade de Londrina, Paraná.

SILVA, R.C.,2017, Determinação das Atividades específicas de ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{40}K em amostras de Chá. Dissertação - UFRJ/COPPE/Programa de Engenharia Nuclear, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

SILVA, L.B., 2018, Dose efetiva comprometida e estimativa do risco de câncer devido a ingestão de ^{40}K , ^{226}Ra , ^{228}Ra e ^{228}Th em condimentos. Projeto de Graduação – UFRJ/POLI/Programa de Engenharia Nuclear, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

TAUHATA, L., SALATI, I., PRINZIO, R.D., PRINZIO, A. R.D; Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos. Instituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD/CENEN, 10ª revisão, 2014.

UMISEDO, N. K. Universidade de São Paulo Faculdade de Saúde Pública Dose de radiação ionizante decorrente do uso de fertilizantes agrícolas Dose de radiação ionizante decorrente do uso de fertilizantes agrícolas. 2007.

[UNSCEAR (1993)] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation Sources and Effects of Ionizing Radiation UNSCEAR Report, 1993.

UNSCEAR – United Nations Scientific Committee on the Effects Atomic Radiation. Sources and effects of ionizing radiation. Vienna, 2000.

YOUNG, H. D.; FREEDMAN, R. A... Física IV: Ótica e Física Moderna. 12 ed. São Paulo: Addison Wesley, 2009.