

**UNIVERSIDADE FEDERAL DE SERGIPE**  
**DEPARTAMENTO DE FÍSICA**  
**NÚCLEO DE PÓS-GRADUAÇÃO EM FÍSICA**

DISSERTAÇÃO DE MESTRADO

**DOSE DEVIDO A INCORPORAÇÃO DE**  
**RADIONUCLÍDEOS PELA POPULAÇÃO DO**  
**ENTORNO DE MINAS DE URÂNIO BRASILEIRAS**  
**USANDO DENTES COMO BIOINDICADORES**

por

VIVIANE SANTOS GUIMARÃES

São Cristóvão – SE – Brasil

Abril de 2011

**VIVIANE SANTOS GUIMARÃES**

**DOSE DEVIDO A INCORPORAÇÃO DE  
RADIONUCLÍDEOS PELA POPULAÇÃO DO  
ENTORNO DE MINAS DE URÂNIO BRASILEIRAS  
USANDO DENTES COMO BIOINDICADORES**

Dissertação apresentada ao Núcleo de Pós-Graduação em Física da Universidade Federal de Sergipe, como parte do requisito para a obtenção do título de Mestre.

Orientadora: Dr<sup>a</sup>. Susana de Souza Lalic

São Cristóvão – SE – Brasil

Abril de 2011

UNIVERSIDADE FEDERAL DE SERGIPE  
Núcleo de Pós-Graduação em Física

***Dose devido à incorporação de radionuclídeos pela  
população do entorno de minas de urânio  
brasileiras usando dentes como bioindicadores***

por

Viviane Santos Guimarães

Dissertação de mestrado **APROVADA** em sessão pública no dia quinze de abril do ano dois mil e onze perante a banca examinadora constituída pelos seguintes professores:

  
Profa. Dra. Susana de Souza Lalic  
(DFI-UFS)

  
Profa. Dra. Ana Figueiredo Maia  
(DFI-UFS)

  
Profa. Dra. Linda Viola Ehlin Caldas  
(IPEN-CNEN)

Ao meu pai João Raimundo, às minhas irmãs Valéria e Vanessa, ao meu namorado Ícaro e toda sua família pelo carinho, compreensão e apoio.

## AGRADECIMENTOS

Sou grata a todos aqueles que direta ou indiretamente colaboraram na realização deste trabalho. Agradeço a DEUS por sua graça e bondade, me dando força e coragem para superar todos os medos e obstáculos.

A professora Dr<sup>a</sup>. Susana de Souza Lalic pela paciência, pelos esclarecimentos, pelas broncas e “puxões de orelha” sem os quais este trabalho não teria sido concluído.

A Simara pela amizade, ajuda na preparação das amostras e explicações oferecidas durante todo o trabalho.

Ao professor Dr. Shiguelo Watanabe pelo apoio na pesquisa na liberação do Laboratório de Cristais Iônicos, Filmes Finos e Datação (LACIFID) sem o qual este trabalho não teria sido realizado.

A Dr<sup>a</sup>. Roseli Genari que nos ajudou com as medidas de ICP-MS e sempre estava a disposição para todos os esclarecimentos quando precisávamos. Não esquecendo também dos alunos de iniciação científica do IFUSP, Eliana, Inácio e Débora, que ajudaram na preparação das amostras.

Aos professores Oswaldo Baffa e Angela Kinoshita que fizeram as medidas de EPR na USP de Ribeirão Preto.

À professora Dr<sup>a</sup>. Márcia Regina Pereira Attie que nos ajudou imensamente com os tramites junto ao comitê de ética.

Às dentistas Ionah Tavares e Maria Célida Magalhães que nos forneceram as amostras de Santa Quitéria e Aracaju.

À Gisele Gonçalves Costa que nos ajudou a conseguir as amostras de Caetité juntamente com a dentista local.

Aos professores da Pós – Graduação em Física por direcionarem os meus estudos nas disciplinas cursadas durante esses dois anos.

Ao meu namorado Ícaro e aos meus amigos Luquinhas, Thiaguinho, Clauter, Anne, Norminha, Lívia, Mariana, Renatinha, Rafaela, Amandinha, Mary, Binha, Mari “estrelinha”, Amanda Brasil, Lua e Taissa que sempre me apoiaram e acreditaram na minha capacidade de concluir este trabalho.

E finalmente, a todos os colegas e amigos do curso de Pós – Graduação, em destaque Marina e Geângela, que foram companheiras na graduação em Física Médica e ingressaram no mestrado comigo, compartilhando experiências durante 6 anos na universidade, auxiliando nas horas de dúvidas e dificuldades, e dando risadas sempre em momentos de descontração em longas conversas nas horas vagas.

## RESUMO

Possuindo uma das maiores reservas mundiais de urânio, a energia nuclear no Brasil vem trazendo grandes benefícios, desenvolvimento tecnológico e socioeconômico. Atualmente, a mineração e o beneficiamento de urânio no Brasil ocorrem próximo ao município de Caetité, do Distrito Uranífero de Lagoa Real, interior da Bahia. Diversas organizações não governamentais (ONGs) garantem que a mineração de urânio nesta região é poluente e causa riscos à saúde da população local, porém os responsáveis da INB (Indústrias Nucleares do Brasil), estatal responsável pelo complexo de extração e produção do *yellow cake*, gerador do combustível para as usinas nucleares brasileiras, nega as denúncias. Enquanto os verdadeiros impactos da mineração de urânio em Caetité continuam duvidosos, a polêmica sobre a poluição ambiental gerada pela indústria nuclear brasileira irá continuar. Logo, este trabalho teve como objetivo tentar identificar potenciais problemas causados à população de Caetité, analisando amostras coletadas de dentes de residentes desta região que foram extraídos por motivos ortodônticos como bioindicadores, para quantificar os níveis de urânio, tório e potássio incorporados ao organismo e determinar a dose de radiação acumulada nas mesmas amostras, avaliando assim o grau de contaminação radioativa à qual essa população está exposta. A mesma análise foi feita em Santa Quitéria, cidade no interior do Ceará que possui uma jazida de urânio não explorada, e em Aracaju, local utilizado como região controle, já que neste local não há nenhuma jazida de urânio. A concentração dos radioisótopos foi determinada por Espectrometria de Massa com Plasma indutivamente acoplado (ICP-MS), e as doses foram estimadas a partir dos valores de concentração e comparadas aos espectros de Ressonância Paramagnética Eletrônica (EPR) obtidas das amostras de dentes. Tanto para Caetité como para Santa Quitéria, as concentrações médias determinadas foram abaixo do valor de referência, 0,008 ppm, segundo a UNSCEAR (2008). Nas amostras da região controle não foi quantificado o urânio. A dose efetiva anual média devido ao U encontrada nas 3 regiões estudadas foi abaixo do valor de referência, segundo a UNSCEAR (2000), aproximadamente 33  $\mu$ Sv. Logo, não se pode afirmar que o processo de mineração em Caetité traz grandes prejuízos à saúde da população, já que os resultados encontrados foram similares nas três regiões estudadas.

Palavras-chave: urânio, Caetité, dentes, bioindicadores, dose, Santa Quitéria, concentração.

## ABSTRACT

Possessing one of the largest reserves of uranium, nuclear energy in Brazil has brought great benefits, socioeconomic and technological development. Currently, mining and processing of uranium occurring in Brazil near the city of Caetite uraniumiferous District of Lagoa Real, Bahia. Several nongovernmental organizations (NGOs) to ensure that uranium mining in this region is clean and causes health risks to the local population, but the leaders of the INB (Nuclear Industries of Brazil), state responsible for complex extraction and production of yellow cake, generator fuel for nuclear power plants in Brazil, denied the accusations. While the actual impacts of uranium mining in Caetité still doubtful, the controversy over the environmental pollution generated by the Brazilian nuclear industry will continue. Therefore, this study aimed to try to identify potential problems caused to the population of Caetité, analyzing samples of teeth of residents of this region have been extracted for orthodontic reasons as biomarkers to quantify the levels of uranium, thorium and potassium incorporated into the body and determine the cumulative dose of radiation in the same samples, thus assessing the degree of radioactive contamination to which this population is exposed. The same analysis was performed in Santa Clover, a town in the state of Ceará that has an untapped reservoir of uranium, and in Aracaju, a place used as a control region, since this location there is no uranium reserve. The concentration of radioisotope was determined by mass spectrometry with inductively coupled plasma (ICP-MS), and doses were estimated from the concentration values and compared to spectra of Electron Paramagnetic Resonance (EPR) samples obtained from teeth. So much for Santa Quitéria as for Caetité, the average concentrations determined were below the reference value, 0.008 ppm, according to UNSCEAR (2008). In samples of the control region was not quantified uranium. The average annual effective dose due to the U found in the three regions studied was below the reference value, according to UNSCEAR (2000), approximately 33  $\mu$ Sv. Therefore, we can't say that the mining process in Caetité brings great harm to the health of the population since the results were similar in the three regions studied.

Key-words: uranium, Caetité, teeth, biomarkers, dose, Santa Quitéria, concentration.

## LISTAS

### LISTA DE FIGURAS

Figura 1.1: Mina e usina de beneficiamento de urânio em Caetité - BA (URA – Caetité), vista por satélite.....	2
Figura 1.2: Rocha mostrando a aparência amarela do minério de urânio em Caetité - BA.....	3
Figura 2.1: Média de doses anuais de radiação em mSv/ano em vários países.....	11
Figura 2.2: Mapa das reservas de urânio no Brasil (reservas conhecidas).....	20
Figura 2.3: Localização das Usinas Nucleares no Mundo.....	22
Figura 2.4: Ciclo do urânio obtido na mina de Caetité.....	26
Figura 2.5: Localização geográfica de Caetité no interior do estado da Bahia.....	30
Figura 2.6: Vista Central da Cidade de Caetité.....	31
Figura 2.7: Localização do município de Santa Quitéria no Ceará.....	33
Figura 2.8: Localização de Aracaju no estado de Sergipe.....	34
Figura 2.9: Esquema da série de decaimento do $^{238}\text{U}$ .....	37
Figura 2.10: Esquema da série de decaimento do $^{232}\text{Th}$ .....	38
Figura 2.11: Esquema de decaimento radioativo do isótopo $^{40}\text{K}$ .....	39
Figura 2.12: Esquema com os efeitos biológicos provocados pelas radiações ionizantes.....	44
Figura 2.13: As diferentes partes do dente.....	47
Figura 2.14: Esquema da estrutura prismática do dente.....	48
Figura 2.15: Tipos de dentes.....	49
Figura 2.16: Classificação mais detalhada dos diversos tipos de dentes permanentes.....	50
Figura 2.17: Espectro de EPR do esmalte. O espectro é denominado pelo radical. A intensidade é normalmente medida do pico ao vale do sinal.....	52
Figura 2.18: Etapas da dosimetria por EPR.....	55

Figura 2.19: (a) Níveis de energia de um elétron livre na presença do campo magnético, onde as linhas tracejadas indicam a transição de EPR permitida para fótons de 24 GHz. (b) Espectro de absorção do EPR simulado para a transição permitida.....	58
Figura 2.20: (a) Níveis de energia de um spin eletrônico em função do campo magnético $B$ . (b) Quando $B = h\nu / g\mu_{\beta}$ há uma absorção da energia de micro-onda, isto é, uma ressonância.....	59
Figura 3.1: Modelo de caneta odontológica.....	63
Figura 3.2: Grau de ágata com partes da amostra separada e depois de triturada.....	63
Figura 3.3: Peneira.....	64
Figura 3.4: Frasco identificado com amostra da raiz do dente.....	64
Figura 3.5: Balança usada nas pesagens.....	64
Figura 3.6: Amostra armazenada após ser pesada.....	64
Figura 3.7: Suporte para tubos.....	65
Figura 3.8: Forno digestor com o suporte para tubos.....	65
Figura 3.9: Proveta.....	66
Figura 3.10: Tubo tipo Falcon usado para armazenar amostras diluídas.....	66
Figura 3.11: Tubos com amostra após a colocação do $\text{HNO}_3$ .....	67
Figura 4.1: Concentração de $^{238}\text{U}$ em amostras de dentes da população da região de Caetité.....	75
Figura 4.2: Concentrações de $^{238}\text{U}$ em amostras de dentes da população da região de Santa Quitéria.....	77
Figura 4.3: Concentração média de $^{238}\text{U}$ das amostras de dentes da população.....	78
Figura 4.4: Concentração média acumulada de $^{238}\text{U}$ no esqueleto humano da população.....	79
Figura 4.5: Contribuição média do $^{238}\text{U}$ na taxa de dose equivalente .....	82
Figura 4.6: Contribuição média do $^{238}\text{U}$ na taxa de dose efetiva.....	84
Figura 4.7: Concentração de $^{232}\text{Th}$ obtida nas amostras de dentes da população da região de Caetité.....	86
Figura 4.8: Concentração de $^{232}\text{Th}$ obtida nas amostras de dentes da população da região de Santa Quitéria.....	87

Figura 4.9: Concentração de $^{232}\text{Th}$ obtida nas amostras de dentes da população da região controle (Aracaju).....	88
Figura 4.10: Concentração média de $^{232}\text{Th}$ nas amostras de dentes da população.....	89
Figura 4.11: Concentração média acumulada de $^{232}\text{Th}$ no esqueleto humano.....	90
Figura 4.12: Contribuição média do $^{232}\text{Th}$ na taxa de dose equivalente na população.....	92
Figura 4.13: Contribuição média do $^{232}\text{Th}$ na taxa de dose efetiva na população.....	94
Figura 4.14: Concentração de $^{40}\text{K}$ determinada em dentes de residentes da região de Caetité.....	95
Figura 4.15: Concentração de $^{40}\text{K}$ determinada em dentes de residentes da região de Santa Quitéria.....	96
Figura 4.16: Concentração de $^{40}\text{K}$ determinada em dentes de residentes da região controle (Aracaju).....	97
Figura 4.17: Concentração média de $^{40}\text{K}$ nas amostras de dentes da população.....	98
Figura 4.18: Valor médio acumulado de $^{40}\text{K}$ no esqueleto humano da população.....	99
Figura 4.19: Contribuição média do $^{40}\text{K}$ na taxa de dose equivalente.....	101
Figura 4.20: Contribuição média do $^{40}\text{K}$ na taxa de dose efetiva.....	103
Figura 4.21: Média da taxa de dose absorvida total.....	106
Figura 4.22: Espectros EPR de amostras de esmalte dentário de residentes de Aracaju.....	107
Figura 4.23: Espectros EPR de amostras de esmalte dentário de residentes de Aracaju.....	108
Figura 4.24: Espectros EPR de amostras de esmalte dentário de residentes de Caetité.....	109
Figura 4.25: Espectros EPR de amostras de esmalte dentário de residentes de Caetité.....	110
Figura 4.26: Espectros EPR de 3 amostras de esmalte dentário de residentes de Caetité em que se observa um sinal na região dos radicais induzidos pela radiação ionizante (em 339 mT).....	111
Figura 4.27: Espectros EPR das amostras de esmalte dentário de residentes de Santa Quitéria onde não observa o sinal induzido pela radiação ionizante.....	112
Figura I.1: Esquema de um espectrômetro EPR.....	138
Figura II.1: Componentes do ICP-MS.....	140
Figura II.2: Nebulizadores pneumáticos para ICP.....	140

Figura II.3: Esquema do processo inicial no ICP-MS, onde A é a amostra, B é o nebulizador, C é o aerossol, D é a câmara de nebulização e E é a tocha do ICP.....	141
Figura II.4: Representação dos processos que ocorrem no plasma.....	141
Figura II.5: Configuração do cone amostrador e do cone Skimmer.....	142
Figura II.6: Esquema de um espectrômetro de massa quadrupolar e a vista frontal das hastes.....	143
Figura II.7: Esquema de um multiplicador de elétrons de dinodo.....	143
Figura C.1: Histograma das concentrações de U-238 para os pontos de coleta de água em Caetité.....	156
Figura C.2: Histograma das concentrações de U-238 para os pontos de coleta de água em Santa Quitéria.....	157

## LISTA DE TABELAS

Tabela 1.1 Resultados da pesquisa sobre mortes por câncer no Estado da Bahia.....	6
Tabela 2.1: Reservas de Urânio no Brasil em toneladas de $U_3O_8$ .....	21
Tabela 2.2: Distribuição das reservas mundiais.....	21
Tabela 2.3: Reservas de urânio no mundo.....	22
Tabela 2.4: Previsão do aumento da capacidade instalada em Energia Nuclear.....	23
Tabela 2.5: Distribuição mundial da geração de eletricidade por fonte de energia.....	23
Tabela 2.6: Situação Mundial da Geração Termonuclear.....	24
Tabela 2.7: Valores dos fatores de qualidade da radiação, $w_R$ .....	42
Tabela 2.8: Fatores de ponderação para órgãos e tecidos específicos para o cálculo de dose efetiva.....	42
Tabela 2.9: Média global da dose efetiva anual para adultos devido a fontes naturais de radiação ionizante.....	43
Tabela 2.10: Comparação de concentrações de urânio em fertilizantes fosfatados produzidos em diferentes países.....	45
Tabela 2.11: Fatores de conversão para obter as taxas de dose anual para $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ para o equilíbrio radioativo das séries do $^{238}U$ , $^{232}Th$ , $^{40}K$ .....	51
Tabela 3.1 Distribuição das amostras, divididas por região.....	61
Tabela 3.2 Distribuição das amostras pelo tipo de dente coletado nas três regiões.....	62
Tabela 3.3: Médias da taxa de dose natural gama de solo das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ).....	70
Tabela 3.4: Concentrações médias do $^{238}U$ , $^{232}Th$ , $^{39}K$ e $^{40}K$ para as amostras de água das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ).....	72
Tabela 3.5: Atividade específica média (A) do $^{238}U$ , $^{232}Th$ e $^{40}K$ para as amostras de água das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ).....	73
Tabela 3.6: Fatores de conversão para cálculo de dose efetiva comprometida para ingestão de radionuclídeos.....	73
Tabela 4.1: Concentrações de $^{238}U$ em amostras de dentes da população da região de Caetité.....	75
Tabela 4.2: Concentração de $^{238}U$ em amostras de dentes da população da região de Santa Quitéria.....	76

Tabela 4.3: Concentrações de $^{238}\text{U}$ em amostras de dentes da população da região controle (Aracaju).....	77
Tabela 4.4: Concentração média de $^{238}\text{U}$ das amostras de dentes da população.....	78
Tabela 4.5: Concentração média acumulada de $^{238}\text{U}$ no esqueleto humano da população.....	79
Tabela 4.6: Taxa de dose equivalente devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{238}\text{U}$ para amostras de dentes da cidade de Caetité.....	81
Tabela 4.7: Taxa de dose equivalente devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{238}\text{U}$ para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria.....	81
Tabela 4.8: Taxa de dose equivalente devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{238}\text{U}$ para amostras de dentes da cidade de Aracaju.....	82
Tabela 4.9: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{238}\text{U}$ usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de Caetité.....	83
Tabela 4.10: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas por $^{238}\text{U}$ usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de Santa Quitéria.....	83
Tabela 4.11: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{238}\text{U}$ usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de Aracaju.....	84
Tabela 4.12: Concentração de $^{232}\text{Th}$ obtida nas amostras de dentes da população da região de Caetité.....	85
Tabela 4.13: Concentração de $^{232}\text{Th}$ obtida nas amostras de dentes da população da região de Santa Quitéria.....	86
Tabela 4.14: Concentração de $^{232}\text{Th}$ obtida nas amostras de dentes da população da região controle (Aracaju).....	88
Tabela 4.15: Concentração média de $^{232}\text{Th}$ nas amostras de dentes da população.....	89
Tabela 4.16: Concentração média acumulada de $^{232}\text{Th}$ no esqueleto humano.....	90
Tabela 4.17: Taxa de dose equivalente devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{232}\text{Th}$ para amostras de dentes da cidade de Caetité.....	91
Tabela 4.18: Taxa de dose equivalente devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{232}\text{Th}$ para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria.....	91
Tabela 4.19: Taxa de dose equivalente devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{232}\text{Th}$ para amostras de dentes da cidade de Aracaju.....	92

Tabela 4.20: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{232}\text{Th}$ usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Caetité.....	93
Tabela 4.21: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{232}\text{Th}$ usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Santa Quitéria.....	93
Tabela 4.22: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações $\alpha$ , $\beta$ e $\gamma$ emitidas por $^{232}\text{Th}$ usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Aracaju.....	94
Tabela 4.23: Concentrações de $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ determinadas em dentes de residentes da região de Caetité.....	95
Tabela 4.24: Concentrações de $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ determinadas em dentes de residentes da região de Santa Quitéria.....	96
Tabela 4.25: Concentrações de $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ determinadas em dentes de residentes da região controle (Aracaju).....	97
Tabela 4.26: Concentrações médias de $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ determinadas em dentes da população.....	98
Tabela 4.27: Concentração média acumulada de $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ no esqueleto humano da população.....	99
Tabela 4.28: Taxa de dose equivalente devido às radiações $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{40}\text{K}$ para amostras de dentes da cidade de Caetité.....	100
Tabela 4.29: Taxa de dose equivalente devido às radiações $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{40}\text{K}$ para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria.....	100
Tabela 4.30: Taxa de dose equivalente devido às radiações $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{40}\text{K}$ para amostras de dentes da cidade de Aracaju.....	101
Tabela 4.31: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{40}\text{K}$ usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Caetité.....	102
Tabela 4.32: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{40}\text{K}$ usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Santa Quitéria.....	102
Tabela 4.33: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações $\beta$ e $\gamma$ emitidas pelo $^{40}\text{K}$ usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Aracaju.....	103
Tabela 4.34: Taxa de dose absorvida total no esqueleto ( $D_{Ta}$ ) em residentes de Aracaju.....	105

Tabela 4.35: Taxa de dose absorvida total no esqueleto ( $D_{Ta}$ ) em residentes de Caetité.....	105
Tabela 4.36: Taxa de dose absorvida total no esqueleto ( $D_{Ta}$ ) em residentes de Santa Quitéria.....	106
Tabela 4.37: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Aracaju.....	107
Tabela 4.38: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Aracaju.....	108
Tabela 4.39: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Caetité.....	109
Tabela 4.40: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Caetité.....	110
Tabela 4.41: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Caetité.....	111
Tabela 4.42: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Santa Quitéria.....	112
Tabela 4.43: Ingestão média diária do $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ através das amostras de água das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ).....	114
Tabela 4.44: Dose efetiva comprometida ( $D_{EC}$ ) devido a ingestão do $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ e $^{40}\text{K}$ através de água das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ).....	114
Tabela 4.45: Valores de referência para adultos para dose efetiva por ingestão para os radionuclídeos $^{238}\text{U}$ e $^{232}\text{Th}$ .....	115
Tabela I.1 Bandas de micro-ondas, seus comprimentos de onda, frequências e campo magnético externo de ressonância para $g = 2,0$ .....	139
Tabela B.1: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas $\alpha$ e $\beta$ e a radiação $\gamma$ emitidas na série do $^{232}\text{Th}$ para amostras de dentes da cidade de Aracaju.....	147
Tabela B.2: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas $\alpha$ e $\beta$ e a radiação $\gamma$ emitidas na série do $^{232}\text{U}$ para amostras de dentes da cidade de Aracaju.....	148
Tabela B.3: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas $\beta$ e a radiação $\gamma$ emitidas no decaimento do $^{40}\text{K}$ para amostras de dentes da cidade de Aracaju.....	149

Tabela B.4: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas $\alpha$ e $\beta$ e a radiação $\gamma$ emitidas na série do $^{232}\text{Th}$ para amostras de dentes da cidade de Caetité.....	150
Tabela B.5: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas $\alpha$ e $\beta$ e a radiação $\gamma$ emitidas na série do $^{238}\text{U}$ para amostras de dentes da cidade de Caetité.....	151
Tabela B.6: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas $\beta$ e a radiação $\gamma$ emitidas no decaimento do $^{40}\text{K}$ para amostras de dentes da cidade de Caetité.....	152
Tabela B.7: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas $\alpha$ e $\beta$ e a radiação $\gamma$ emitidas na série do $^{232}\text{Th}$ para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria.....	153
Tabela B.8: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas $\alpha$ e $\beta$ e radiação $\gamma$ emitidas na série do $^{238}\text{U}$ para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria.....	154
Tabela B.9: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas $\beta$ e a radiação $\gamma$ emitidas no decaimento do $^{40}\text{K}$ para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria.....	155
Tabela C.1: Valores das concentrações do $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ em ppb para as amostras de água da região mineradora de Caetité-BA.....	156
Tabela C.2: Valores das concentrações do $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ em ppb para as amostras de água da região mineradora de Santa Quitéria-CE.....	157

## SUMÁRIO

### CAPÍTULO 1: INTRODUÇÃO

1.1 INTRODUÇÃO.....	2
1.2. OBJETIVOS DO TRABALHO.....	7
1.2.1. <i>Objetivo Geral</i> .....	7
1.2.2. <i>Objetivos Específicos</i> .....	7

### CAPÍTULO 2: FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

2.1 RADIAÇÃO NATURAL.....	10
2.2 INTERAÇÃO DA RADIAÇÃO COM A MATÉRIA.....	12
2.3 REGIÃO COM ALTA CONCENTRAÇÃO DE ELEMENTOS RADIOATIVOS.....	16
2.4 MINERAÇÃO DE URÂNIO NO BRASIL E NO MUNDO.....	18
2.5 O URÂNIO – RELEVÂNCIA SOCIAL E RISCO AMBIENTAL.....	24
2.6 DESCRIÇÃO DO MUNICÍPIOS ESTUDADOS.....	29
2.6.1 <i>Caetité - BA</i> .....	29
2.6.2 <i>Santa Quitéria - CE</i> .....	32
2.6.3 <i>Aracaju - SE</i> .....	33
2.7 RADIOISÓTOPOS E O DECAIMENTO DE ISÓTOPOS RADIOATIVOS DE OCORRÊNCIA NATURAL.....	34
2.8 GRANDEZAS DOSIMÉTRICAS.....	39
2.9 CONTAMINAÇÃO POR URÂNIO.....	43
2.10 BIOINDICADORES.....	45
2.11 DENTES COMO BIOINDICADORES EM ICP-MS E EPR.....	47
2.12 RESSONÂNCIA PARAMAGNÉTICA ELETRÔNICA.....	54
2.12.1 <i>Introdução</i> .....	54
2.12.2 <i>Princípios de EPR</i> .....	56

### CAPÍTULO 3: PROCEDIMENTOS EXPERIMENTAIS

3.1 APRESENTAÇÃO.....	61
3.1.1 <i>Populações analisadas</i> .....	61
3.2 SEPARAÇÃO DO ESMALTE, DENTINA E RAIZ DAS AMOSTRAS.....	62
3.3 INSTRUMENTAÇÃO, REAGENTES E SOLUÇÕES.....	64
3.4 PREPARAÇÃO DAS AMOSTRAS PARA ANÁLISE POR ICP-MS.....	66
3.5 PREPARAÇÃO DAS AMOSTRAS PARA ANÁLISE POR EPR.....	68
3.6 A QUANTIFICAÇÃO DOS ISÓTOPOS POR ICP-MS.....	68
3.7 DETERMINAÇÃO DO TOTAL MÉDIO ACUMULADO DE $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ E $^{40}\text{K}$ PARA O ESQUELETO HUMANO.....	69
3.8 DETERMINAÇÃO DA TAXA DE DOSE ABSORVIDA.....	69
3.9 ESTIMATIVA DA DOSE ABSORVIDA EM 50 ANOS E ESPECTROS DE EPR.....	70
3.10 DETERMINAÇÃO DA TAXA DE DOSE EQUIVALENTE.....	71
3.11 DETERMINAÇÃO DA TAXA DE DOSE EFETIVA.....	71
3.12 DETERMINAÇÃO DA INGESTÃO MÉDIA DIÁRIA DO $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{39}\text{K}$ E $^{40}\text{K}$ DEVIDO APENAS AO CONSUMO DE ÁGUA.....	72
3.13 DETERMINAÇÃO DA DOSE EFETIVA COMPROMETIDA PELA INGESTÃO DA ÁGUA.....	72

### CAPÍTULO 4: RESULTADOS EXPERIMENTAIS

4.1 RESULTADOS RELACIONADOS AO RADIOISÓTOPO $^{238}\text{U}$ .....	75
4.1.1 <i>Concentração de <math>^{238}\text{U}</math> nas amostras de Caetité</i> .....	75

4.1.2	Concentração de $^{238}\text{U}$ nas amostras de Santa Quitéria.....	76
4.1.3	Concentração de $^{238}\text{U}$ nas amostras de Aracaju.....	77
4.1.4	Concentrações médias de $^{238}\text{U}$ nas amostras das 3 regiões estudadas.....	78
4.1.5	Valor médio incorporado de $^{238}\text{U}$ no esqueleto para as 3 regiões estudadas.....	79
4.1.6	Contribuição média do $^{238}\text{U}$ - Taxa de dose equivalente - 3 regiões estudadas.....	80
4.1.7	Contribuição média do $^{238}\text{U}$ - Taxa de dose efetiva - 3 regiões estudadas.....	82
4.2	RESULTADOS RELACIONADOS AO RADIOISÓTOPO $^{232}\text{Th}$ .....	85
4.2.1	Concentração de $^{232}\text{Th}$ nas amostras de Caetité.....	85
4.2.2	Concentração de $^{232}\text{Th}$ nas amostras de Santa Quitéria.....	86
4.2.3	Concentração de $^{232}\text{Th}$ nas amostras de Aracaju.....	87
4.2.4	Concentrações médias de $^{232}\text{Th}$ nas amostras das 3 regiões estudadas.....	88
4.2.5	Valor médio incorporado de $^{232}\text{Th}$ no esqueleto para as 3 regiões estudadas.....	89
4.2.6	Contribuição média do $^{232}\text{Th}$ - Taxa de dose equivalente - 3 regiões estudadas.....	90
4.2.7	Contribuição média do $^{232}\text{Th}$ - Taxa de dose efetiva - 3 regiões estudadas.....	92
4.3	RESULTADOS RELACIONADOS AO RADIOISÓTOPO $^{40}\text{K}$ .....	95
4.3.1	Concentração de $^{40}\text{K}$ nas amostras de Caetité.....	95
4.3.2	Concentração de $^{40}\text{K}$ nas amostras de Santa Quitéria.....	96
4.3.3	Concentração de $^{40}\text{K}$ nas amostras de Aracaju.....	96
4.3.4	Concentrações médias de $^{40}\text{K}$ nas amostras das 3 regiões estudadas.....	97
4.3.5	Valor médio incorporado de $^{40}\text{K}$ no esqueleto para as 3 regiões estudadas.....	99
4.3.6	Contribuição média do $^{40}\text{K}$ - Taxa de dose equivalente - 3 regiões estudadas.....	99
4.3.7	Contribuição média do $^{40}\text{K}$ - Taxa de dose efetiva - 3 regiões estudadas.....	101
4.4	TAXAS DE DOSE ABSORVIDA NAS 3 REGIÕES ESTUDADAS.....	104
4.4.1	Dose absorvida e espectros de EPR de Aracaju.....	107
4.4.2	Dose absorvida e espectros de EPR de Caetité.....	108
4.4.3	Dose absorvida e espectros de EPR de Santa Quitéria.....	111
4.5	INGESTÃO MÉDIA DIÁRIA DO $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{39}\text{K}$ E $^{40}\text{K}$ DEVIDO APENAS AO CONSUMO DE ÁGUA.....	113
4.6	DOSE EFETIVA COMPROMETIDA PELA INGESTÃO DA ÁGUA.....	114

## CAPÍTULO 5: CONCLUSÕES

5.1	CONCLUSÕES .....	117
5.2	SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS.....	120

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS ..... 121

## ANEXOS

ANEXO I:	DESCRIÇÃO E FUNCIONAMENTO DO ESPECTRÔMETRO DE EPR.....	138
ANEXO II:	DESCRIÇÃO E FUNCIONAMENTO DO EQUIPAMENTO DE ICP-MS.....	140
ANEXO III:	FORMULAÇÃO UTILIZADA NO SCILAB PARA O CÁLCULO DAS DOSES.....	144

## APÊNDICES

APÊNDICE A:	APROVAÇÃO DO COMITÊ DE ÉTICA PARA ANÁLISE DE AMOSTRAS DE DENTES.....	146
APÊNDICE B:	TAXAS DE DOSE ABSORVIDA NAS AMOSTRAS DE DENTES DEVIDO ÀS PARTÍCULAS ALFA, BETA E RADIAÇÃO GAMA EMITIDAS PELO RADIOISÓTOPO INCORPORADO.....	147
APÊNDICE C:	VALORES DAS CONCENTRAÇÕES DO $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{39}\text{K}$ E $^{40}\text{K}$ EM PPB PARA AS AMOSTRAS DE ÁGUA DA REGIÕES DE CAETITÉ E SANTA QUITÉRIA.....	156



## Capítulo 1: INTRODUÇÃO

## 1.1 INTRODUÇÃO

Com o ritmo de crescimento econômico brasileiro, há uma crescente demanda por energia. A construção da usina nuclear Angra 3, em andamento, já aumentará a demanda por mão-de-obra especializada, tecnologia e, principalmente, combustível nuclear no Brasil. O combustível usado para a geração de energia nuclear é o urânio, sendo nosso país a sexta maior reserva geológica desse minério no mundo, com apenas uma mina explorada atualmente. A Figura 1.1 mostra uma vista por satélite da Mina e Usina de Beneficiamento de Urânio em Caetité (URA – Caetité), a qual fica no Distrito Uranífero de Lagoa Real, no Estado da Bahia, que é a única mina de urânio em exploração no Brasil.



Figura 1.1: Mina e usina de beneficiamento de urânio em Caetité – BA (URA – Caetité), vista por satélite (Fonte: INB, 2009).

De 2005 a 2007, o crescimento da procura por urânio no mercado internacional inflacionou o preço do minério em até 430%, passando de US\$ 30,00 a libra (equivalente a 450 gramas) para US\$ 130,00 (FOLHA ONLINE, 2007). Deve-se ressaltar que, diferentemente dos combustíveis fósseis, o combustível nuclear (Figura

1.2) – urânio - do qual o Brasil tem uma das maiores reservas mundiais, não tem nenhum outro uso industrial corrente que não seja a geração de energia elétrica.

Algumas organizações não governamentais (ONGs) garantem que a mineração de urânio no Distrito Uranífero de Lagoa Real é perigosa e poluente, porém a estatal responsável pelo complexo de extração e produção do *yellow cake*<sup>1</sup>, gerador do combustível para as usinas nucleares brasileiras, nega as denúncias.



Figura 1.2: Rocha mostrando a aparência amarela do minério de urânio em Caetité – BA. (Fonte: INB, 2009).

O Relatório Ciclo do Perigo - Impactos da Produção de Combustível Nuclear no Brasil, lançado em 16 de outubro de 2008 pela Organização Não Governamental (ONG) Greenpeace (GREENPEACE, 2008), aponta problemas na área de influência da mina da Indústrias Nucleares do Brasil (INB), responsável pela mineração. A natureza uranífera dos minerais que ocorrem na área pode significar que a contaminação é resultado de uma mobilização dos radionuclídeos naturais.

---

<sup>1</sup>Material composto de urânio, já livre de impurezas, que serve para fins de produção de energia nuclear, obtendo nesse processo entre 70 % e 80 % de urânio puro.

Segundo esse relatório do Greenpeace, a URA – Caetité vem mostrando problemas. No relatório do Grupo de Trabalho – Fiscalização e Segurança Nuclear, publicado pela Comissão de Meio Ambiente e Desenvolvimento Sustentável, foi mostrado que ocorreu um vazamento de 5 mil m<sup>3</sup> de licor de urânio, o equivalente a 5 milhões de litros, provocado pela ruptura das mantas. E também foi verificado que o projeto de compactação do solo abaixo das mantas foi feito em desacordo com a licença obtida. O acidente foi descoberto somente seis meses depois, devido a uma queixa trabalhista. Segundo o mesmo relatório, esse fato comprova a ineficiência da fiscalização da área nuclear e a pouca importância que essa área dá ao cumprimento das normas legais que orientam o desenvolvimento dessa atividade.

Segundo a AMBIENTE BRASILb, a experiência da INB e dados obtidos de outras unidades semelhantes confirmam que as doses de radiação estão 20 vezes abaixo do limite aceitável, estabelecido pela CNEN. Em 2003, o Centro de Tecnologia Mineral (CETEM), vinculado ao Ministério da Ciência e Tecnologia, fez um estudo sobre os níveis de urânio no aquífero da região. Essa pesquisa mostrou que nesse aquífero ocorreu aumento das concentrações de urânio na água subterrânea e em áreas sob influência direta da cava da mina. Foram observadas elevadas concentrações de outros minerais além do urânio como, por exemplo, o alumínio, flúor e o ferro em poços localizados fora da área de influência da mineração. De acordo com essa pesquisa, as águas precisariam ser submetidas a algum tipo de tratamento ou restrição (LAMEGO SIMÕES *et al.*, 2003).

A Constituição Federal de 1988 (BRASIL, 1988) estabelece como monopólio da União “a pesquisa, a lavra, o enriquecimento, o reprocessamento, a industrialização e o comércio de minérios e minerais nucleares e seus derivados”. A CNEN é o órgão responsável pelo licenciamento de instalações do ponto de vista da radioproteção. A avaliação dos riscos é uma exigência na gestão de segurança das instalações radioativas. A orientação permanente das autoridades governamentais é conduzir as operações procurando evitar impacto e agressões ao meio ambiente. Apesar das novas tecnologias que surgem a cada ano, a contaminação do meio ambiente é uma preocupação constante.

Segundo o boletim informativo DAQUI (2008), publicado pela INB para os moradores da região de Caetité, as águas dos poços situados nas proximidades da INB Caetité são naturalmente protegidas de qualquer contaminação pelo urânio extraído das

minas da região porque as rochas, que formam o chamado “Complexo Lagoa Real”, são de granito, rochas que não deixam passar as águas subterrâneas. Isso quer dizer, ainda segundo esse boletim, que as águas em poços situados na área da mineração não chegam a outros poços que a população utiliza.

A INB afirma que as águas dos poços que se encontram nas áreas próximas à URA-Caetité são analisadas desde 1990, antes do início das atividades de mineração, que se deu em maio de 2000. Segundo eles, os resultados dessas análises comprovam que a concentração de urânio natural nas águas não aumentou durante todo este tempo (DAQUI, 2008).

Enquanto os verdadeiros impactos da mineração de urânio em Caetité permanecerem desconhecidos, a polêmica sobre a poluição ambiental gerada pela indústria nuclear brasileira irá continuar.

Sabendo-se que a origem e os efeitos da radioatividade ambiental é um tema pouco falado no Brasil, é comum surgirem boatos sem fundamento sobre os perigos da radioatividade, ou, ainda pior, menosprezar seus efeitos nos momentos em que realmente deveria existir preocupação. Muitas pessoas acreditam que a mineração de urânio pode provocar a contaminação do meio ambiente, mas não têm idéia de como isso pode ocorrer. Segundo os habitantes das comunidades que utilizam água de fontes próximas ao Distrito Uranífero de Lagoa Real, a INB colhe amostras em intervalos regulares de 60 ou 90 dias para análises, mas eles jamais receberam informações da empresa sobre a qualidade da água (GREENPEACE, 2008).

Sabe-se que uma vez liberado no meio ambiente, o urânio entra na cadeia alimentar humana através da água ou de alimentos contaminados como leite e vegetais. A ingestão contínua de urânio pode causar diversos danos à saúde. Estudos demonstraram que baixas concentrações de urânio ingeridas de forma crônica levam ao acúmulo do elemento em ossos, nos rins e em todo o volume da medula óssea, colocando as células estaminais hematopoiéticas no raio de alcance da radiação alfa (ARRUDA NETO *et al.*, 2004). A concentração de urânio na água, por exemplo, tem um limite estabelecido pela Organização Mundial da Saúde (OMS) de  $0,015 \text{ mg.L}^{-1}$ .

Segundo a INB (DAQUI, 2009a) a Fundação para o Desenvolvimento Científico e Tecnológico em Saúde pesquisou as causas de mortes por câncer que aconteceram no Estado da Bahia, e comparou com o que aconteceu na região de Caetité entre os anos de 1995 (antes do início das atividades de mineração em Caetité) e 2005. O resultado a que

se chegou é que não há diferença entre o número de casos lá registrados em comparação com os casos registrados em toda a Bahia, veja Tabela 1.1.

Tabela 1.1 Resultados da pesquisa sobre mortes por câncer no Estado da Bahia.

<b>Evolução do número de mortes por câncer</b>			
<b>Ano</b>	<b>1995</b>	<b>2000</b>	<b>2005</b>
<b>CAETITÉ</b>	6,50%	6,88%	6,60%
<b>BAHIA</b>	7,40%	7,95%	9,45%

Fonte: (DAQUI, 2009a)

A gravidade das denúncias das ONGs e a polêmica gerada em torno desse tema reforçam a necessidade urgente de uma investigação ampla e independente sobre a qualidade da água e sobre as condições de saúde da população que vive no entorno dessa mina e de outras minas de urânio brasileiras para identificar a fonte exata e a extensão da contaminação ambiental por urânio. Como uma entidade independente, a Universidade pode e deve ter um papel fundamental na solução desses casos.

## **1.2 OBJETIVOS DO TRABALHO**

Este trabalho faz parte de um projeto mais abrangente que tem por objetivo principal tentar identificar potenciais problemas no Distrito Uranífero de Lagoa Real e avaliar a escala do impacto radioecológico ambiental resultante da mobilização do minério das minas de urânio nas áreas de seu entorno.

### **1.2.1 Objetivo Geral**

Quantificar os níveis de urânio, tório e potássio acumulados em dentes de pessoas que residem em regiões próximas às minas de urânio de Caetité – BA e Santa Quitéria – CE, e avaliar a contaminação radioativa à qual essas populações estão expostas. Além disso, teve-se também como objetivo verificar se é possível determinar a dose de radiação acumulada nas mesmas amostras de dentes nas quais foram feitas as quantificações dos radionuclídeos.

### **1.2.2 Objetivos Específicos**

Conhecer o problema de contaminação ambiental por radionuclídeos devido à mineração de urânio em minas brasileiras;

Contribuir para a sustentabilidade da atividade de exploração de minas de urânio e produção de combustível nuclear através da identificação e análise dos problemas relacionados à contaminação ambiental por radionuclídeos naturais;

Quantificar níveis de urânio em amostras de dentes de moradores dos municípios de Caetité, no sudoeste da Bahia, Santa Quitéria, no interior do Ceará, regiões que têm alto teor de urânio no solo e comparar com amostras dentes de moradores de Aracaju, capital de Sergipe, que não apresenta grande concentração desse minério;

Fazer a comparação das três regiões, verificando se existe influência da mineração no acúmulo desse elemento;

Determinar a dose de radiação acumulada devido à radioatividade natural e aos radioisótopos incorporados nas amostras de dentes dos municípios estudados utilizando-se a concentração dos radionuclídeos que foi medida pela técnica de ICP-MS (Espectrometria de massas com plasma indutivamente acoplado), e comparar com os resultados obtidos por Ressonância paramagnética eletrônica (EPR);

Avaliar se a mineração de urânio no município de Caetité – BA causou algum impacto para a população local ou se a quantidade de radioisótopos presentes nas

amostras de dentes de residentes da região é apenas de origem natural, sem influência da movimentação do minério.

## Capítulo 2: FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

## 2.1 Radiação Natural

No Brasil e em muitos outros lugares do mundo, a maioria da população acredita que materiais radioativos só sejam produzidos artificialmente. Normalmente acredita-se que ocorrerá algum dano a uma pessoa se ela tiver qualquer contato com um deles. Na verdade a radioatividade está presente na Terra desde sua formação e a natureza, com todos os seus organismos vivos, evoluiu nesta atividade de fundo, natural e continuamente exposta a radiações ionizantes.

Os elementos radioativos diferentes, naturais ou artificiais, podem ser encontrados em qualquer parte da natureza, como no solo e rochas, na água de rios, mares, lagos e oceanos, nos alimentos e bebidas, nos materiais de construção, em gases como o ar que respiramos, em animais e plantas, resumindo, em tudo que nos circunda e até em nós humanos.

A exposição humana ocorre pela irradiação proveniente de fontes fora do corpo (exposição externa) e através do decaimento de elementos radioativos recebidos pelo corpo através da ingestão e inalação (exposição interna).

A radioatividade natural surge de fontes terrestres e cosmogênicas e a radioatividade artificial tem origem de fontes antropogênicas<sup>2</sup>.

Dentre as fontes naturais, a radiação cósmica, ou cosmogênica, é constituída por partículas de alta energia produzidas nas estrelas (principalmente pelo Sol) e que bombardeiam a Terra produzindo vários radionuclídeos<sup>3</sup> na atmosfera superior, dos quais  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$ , e  $^7\text{B}$  são os mais significativos (ANJOS *et al.*, 2004).

A crosta terrestre é formada de materiais radioativos naturais, entre eles urânio e tório e seus descendentes radioativos, que se encontram em equilíbrio na natureza e constituem, juntamente com os demais radionuclídeos primordiais e os radionuclídeos cosmogênicos, a radiação de fundo ou de *background*.

A concentração desses elementos radioativos não é uniformemente distribuída, e muda significativamente de um lugar para outro (UNSCEAR, 1993; 2000; IAEA, 1983; DEST, 2002). Os níveis de radiação de fundo variam em todo o mundo de acordo com a geologia e altitude, e a média anual mundial decorrente da exposição à radiação natural na atualidade é de 2,4 mSv/a (UNSCEAR, 1993; 2000; PASCHOA e GODOY, 2002;

---

<sup>2</sup>Feitas pelo homem.

<sup>3</sup> Radionuclídeo ou radioisótopo é um nuclídeo emissor de radiação. Nuclídeo é o nome dado a um núcleo atômico caracterizado por um número atômico (Z) e um número de massa (A).

OJOVAN e LEE, 2005). A radiação natural ao qual o ser humano está constantemente exposto é composta pela radiação de origem cósmica, pela originada dos radioisótopos presentes na estrutura terrestre e por aquela que resulta da ingestão e inalação dos elementos presentes na água, nos alimentos e no meio ambiente e depende dos hábitos alimentares, do tipo de solo e das práticas de agricultura de uma dada população (EISENBUD, 1987).

Os níveis de radiação de fundo não são constantes, variando em todo o mundo em cerca de 2 a 8 mSv/ano, de acordo com a geologia e altitude local (Figura 2.1).

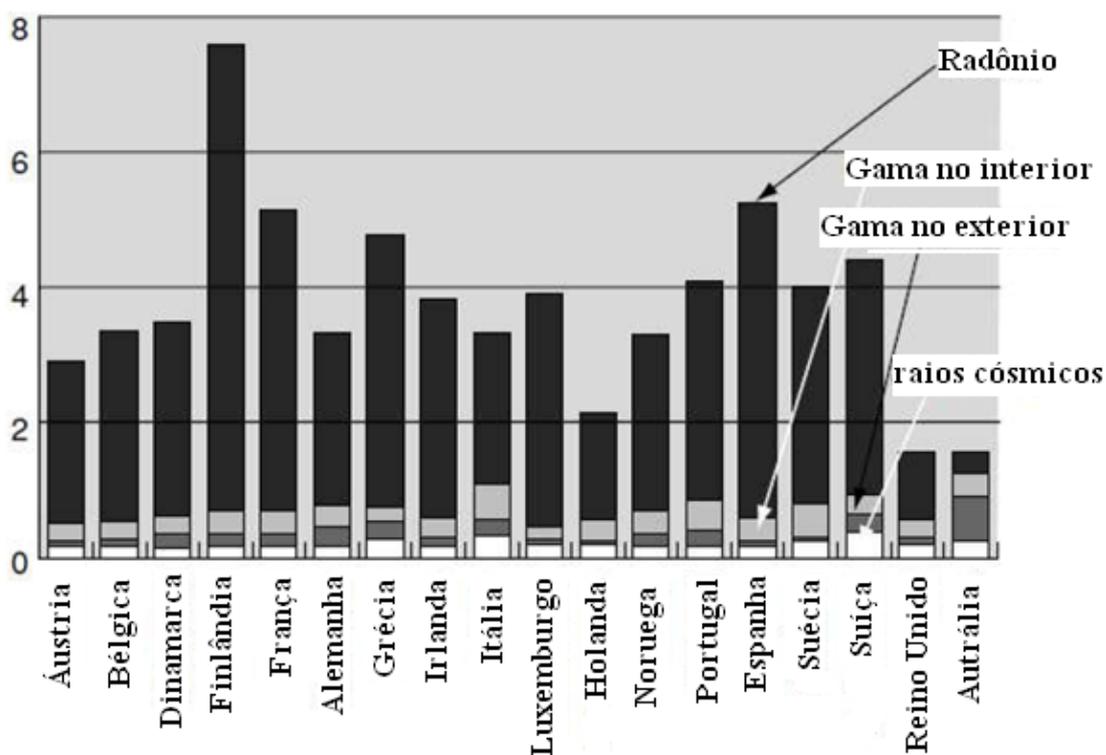


Figura 2.1: Média de doses anuais de radiação em mSv/ano em vários países. Fonte: OJOVAN e LEE (2005).

Dos 340 nuclídeos encontrados na natureza, cerca de 70 são radioativos e são encontrados principalmente entre os elementos pesados (EISENBUD, 1987; FROEHLICH, 2010). Os elementos radioativos mais abundantes na natureza são o potássio (K-40), o urânio (U-238) e o tório (Th-232), sendo que suas concentrações podem variar nos diferentes tipos de rochas e solos. Na verdade, em algumas áreas ao redor do mundo a população está exposta a níveis de radiação natural cerca de 200 vezes maiores que o valor médio global.

Muitos radionuclídeos perdem seu excedente de energia em uma única etapa. O nuclídeo resultante é estável. Mas também é possível que o radionuclídeo decaia via etapas separadas e distintas. Os radionuclídeos primordiais,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ , que ocorrem na natureza em proporções atômicas 0,72% e 99,28%, respectivamente (ANJOS *et al.*, 2004), juntamente com o  $^{232}\text{Th}$ , são parte das três séries radioativas naturais em que o nuclídeo pai sofre um decaimento em um nuclídeo filho, que também é radioativo. Este processo continua até que se chegue a um nuclídeo filho Pb (chumbo) estável, formando uma família radioativa. No equilíbrio, a atividade<sup>4</sup> de cada membro da família é o mesmo. As séries radioativas produzem mais de 40 radionuclídeos, cujas meias-vidas podem variar de frações de segundo até milhões de anos.

Alguns destes radionuclídeos, como o  $^{220}\text{Rn}$  e  $^{222}\text{Rn}$ , são de particular importância para a exposição humana à radiação. O  $^{220}\text{Rn}$ , também chamado de torônio, é um gás nobre que provém da série do  $^{232}\text{Th}$  no decaimento do isótopo  $^{224}\text{Ra}$ . Ele decai rapidamente, com meia-vida de 55 s, formando o  $^{210}\text{Pb}$ , cuja meia-vida aproximada é de 22 anos. Por ser um gás, pode ser inalado pelos animais e humanos, e juntamente com seus descendentes colabora com o aumento da irradiação interna nesses indivíduos. Similarmente, o  $^{222}\text{Rn}$ , ou radônio, é um gás inerte natural, que tem a propriedade de se acumular em ambientes fechados como residências, construções, cavernas, minas e túneis. Por isso, juntamente com seus filhos não gasosos,  $^{214}\text{Po}$  e  $^{218}\text{Po}$ , são responsáveis por aproximadamente 50% da dose efetiva equivalente produzida pela radiação ionizante natural (ABUMURAD *et al.*, 2005; MAGALHÃES *et al.*, 2003). A dose de inalação de radônio em habitações é muito maior do que a dose devido a qualquer outro componente da radiação natural (ANJOS *et al.*, 2004).

## 2.2 Interação da radiação com a matéria

Define-se radiação como sendo a propagação da energia através de partículas ou ondas, sendo ela considerada radiação ionizante quando possui energia suficiente para arrancar um dos elétrons de átomos ou moléculas no meio onde ela interage, resultando elétrons de alta energia cinética, íons positivos ou radicais livres quando ocorre quebra de ligações químicas. As partículas carregadas produzem ionização direta, já as neutras e as ondas eletromagnéticas produzem ionização indiretamente.

---

<sup>4</sup>Número de desintegrações por unidade de tempo.

No processo de interação das radiações com a matéria, além de provocar ionizações, as radiações podem provocar excitação atômica ou molecular ou ativação do núcleo. No processo de excitação, elétrons são deslocados de seus orbitais de equilíbrio e, ao retornarem, emitem a energia definida sob a forma de luz ou raios X característicos. Quando radiações com energia superior à energia de ligação nuclear interagem com um material, ocorre a ativação do núcleo, provocando reações nucleares.

As partículas beta ( $\beta$ ) são um tipo de radiação ionizante, sendo compostas por elétrons de alta energia ou pósitrons emitidos de núcleos atômicos. Estas partículas possuem maior poder de penetração, pois são menores e mais leves quando comparadas às partículas alfa, possuindo um alcance maior quando interage com a matéria do que as partículas alfa de mesma energia, já que possuem uma carga elétrica menor, conseqüentemente, produzindo menor quantidade de ionizações. Seu poder de penetração depende de sua energia, e para o tecido humano é cerca de alguns milímetros, não tendo capacidade de alcançar os órgãos mais internos do corpo humano. Com uma placa de alumínio de poucos milímetros de espessura já se consegue blindar esse tipo de radiação. O risco à saúde humana é maior quando essas partículas são emitidas por materiais radioativos incorporados ao corpo ou quando irradiam diretamente a pele e o cristalino dos olhos.

Dentre as radiações ionizantes, as partículas alfa ( $\alpha$ ) são compostas de dois prótons e dois nêutrons, sendo as mais pesadas e de maior carga, e, por isso, menos penetrantes que as partículas beta e a radiação gama ( $\gamma$ ). No processo de desintegração nuclear de radioisótopos pesados como o U-238 e o Th-232, partículas alfa são emitidas com energias conhecidas. As intensidades e as energias das radiações alfa emitidas identificam um radionuclídeo e servem para caracterizá-lo numa amostra. A partícula alfa tem um pequeno poder de penetração e é facilmente blindada, pois seu alcance, ou seja, a distância percorrida pela partícula em um dado meio até parar, é muito pequeno, devido a sua carga elétrica ( $2+$ ) que sofre forte interação coulombiana com o meio.

Para exposições externas, as radiações alfa não provocam danos ao homem, pois não conseguem atravessar as primeiras camadas epiteliais. Mesmo a partícula com maior energia, não consegue atravessar a camada morta da pele do corpo humano, não oferecendo risco à saúde humana (IPEN-CNEN, 2002). Porém, quando os radionuclídeos emissores de partículas alfa são ingeridos ou inalados em grande quantidade por mecanismos de contaminação natural ou acidental podem causar danos

significativos aos seres vivos, pois esta depositará sua energia num pequeno volume, produzindo grandes danos nesta área.

Os nêutrons, que também são um tipo radiação particulada ionizante, não produzem ionização de forma direta, e possuem alto poder de penetração devido a sua ausência de carga elétrica. Os nêutrons podem ser produzidos por vários dispositivos como reatores nucleares, aceleradores de partículas providos de alvos especiais e por fontes de nêutrons e podem ser blindados com materiais ricos em hidrogênio, tais como parafina e água. Podem, inclusive, ser capturados por núcleos do material alvo, tornando-os radioativos (OKUNO, 1998).

Já as radiações eletromagnéticas podem ser ionizantes ou não-ionizantes. Uma onda eletromagnética é caracterizada pela sua amplitude (A) e pela sua frequência ( $\nu$ ), ou pelo comprimento de onda ( $\lambda$ ). Toda onda eletromagnética é constituída por campos elétricos e magnéticos variando no espaço e no tempo, sendo que o poder de ionizar a matéria depende da energia dos fótons e do material com o qual a radiação interage.

A energia (E) da radiação eletromagnética está associada a sua frequência ( $\nu$ ) por  $E=h.\nu$ , onde h é a constante de Planck. Para que um elétron escape de sua órbita num átomo, a energia do fóton incidente necessária varia de 2,5 a 25 eV, dependendo do elemento.

Os raios X e gama, que são radiações ionizantes, não possuem nem massa e nem carga, e por isso tem um alto poder de penetração, podendo atingir grandes distâncias no ar e atravessar vários tipos de materiais. Porém, estas radiações possuem menor poder de ionização que as partículas alfa ou beta, devido à ausência de carga elétrica. Como possuem alto poder de penetração, materiais como o chumbo, o concreto, o aço ou o ferro são em geral, usados para sua blindagem (EISBERG e RESNICK, 1979).

Os raios X e os raios gama surgem de maneiras diferentes, pois os raios gama têm origem no núcleo atômico ou no processo de aniquilação de partículas, e a geração de raios X têm origem fora do núcleo, surgindo através da transição de elétrons nos átomos (raio X característico), ou da aceleração de partículas carregadas quando interagem com a matéria.

Os raios gama são emitidos pela maior parte dos elementos radioativos, já os raios X gerados pelo freamento (ou *bremstrahlung*), comumente utilizado em aparelhos de raios X na medicina, podem parar de ser produzidos pelo simples cessamento da energia elétrica no equipamento. A radiação de freamento é o resultado da interação entre

campos elétricos da partícula incidente (alfa, beta, elétrons acelerados), do núcleo e dos elétrons atômicos. A partícula carregada converte uma parte de sua energia de movimento nessa radiação eletromagnética. A energia convertida em raios X de freamento é imprevisível, com valor variando de zero até um valor máximo, igual à energia cinética da partícula incidente. Ocorre com maior frequência na interação dos elétrons com átomos de número atômico elevado.

Porém, há outro processo natural que produz a emissão de raios X de um átomo, que são as transições eletrônicas decorridas quando um átomo em estado excitado volta para seu estado fundamental: quando um elétron do átomo vai de um orbital mais energético (estado excitado) passando para um orbital menos energético, há a emissão de um fóton de raios X com energia dada pela diferença entre os níveis energéticos por ele ocupados. Esse raio X emitido é característico do elemento que o emitiu, e por isso, esse tipo de emissão recebe o nome de raio X característico, podendo ser utilizado de várias maneiras para determinar a composição do material que o está emitindo.

São diversos os efeitos provocados quando a radiação gama e X interagem com a matéria, mas os principais são o efeito fotoelétrico, o efeito Compton e a produção de pares. O efeito fotoelétrico é caracterizado pela transferência total de energia de um fóton (radiação X ou gama), que desaparece, para um único elétron orbital, o qual é expelido com uma energia cinética bem definida,  $E$ , conforme a Expressão (2.1):

$$E = h\nu - B_e \quad (2.1)$$

onde  $h$  é a constante de Planck,  $\nu$  é a frequência da radiação e  $B_e$  é a energia de ligação do elétron orbital.

Como  $E$  expressa a energia do fóton, a menos de um valor constante  $B_e$ , a transferência dessa energia para o material de um detector pode ser utilizada como mecanismo de identificação do fóton e sua respectiva energia. O efeito fotoelétrico é predominante para baixas energias e para elementos químicos de elevado número atômico  $Z$ , decrescendo rapidamente com o aumento de energia.

O efeito Compton, é provocado quando o fóton interage com um elétron periférico do átomo, mas cede apenas parte de sua energia, resultando na emissão de um fóton com energia menor e que continua sua trajetória dentro do material, porém com outra direção. Quando a energia de ligação dos elétrons orbitais se torna desprezível comparada com a energia do fóton incidente, a probabilidade de ocorrência de

espalhamento Compton aumenta consideravelmente. O efeito Compton é predominante para energias intermediárias (100keV – 1MeV) (XAVIER *et al.*, 2006).

O processo de produção de pares, também denominado de formação de par elétron-pósitron, ocorre quando fótons de energia superior a 1,022 MeV passam próximos a núcleos de elevado número atômico, interagindo com o campo elétrico do núcleo. Nesta interação, a radiação desaparece e dá origem a um par elétron-pósitron.

Atualmente, com o vasto conhecimento dos processos de interação da radiação com a matéria, o emprego da radioatividade e da energia nuclear está cada vez mais desenvolvido em todo o mundo. Na medicina, são numerosos os tratamentos de diagnóstico e terapia possíveis com o aproveitamento das propriedades dos isótopos radioativos que interagem de maneira conhecida com a matéria. Na indústria, na agricultura, e na alimentação, também são importantes as pesquisas e aplicações possibilitadas pelos radioisótopos.

### **2.3 Regiões com alta concentração de elementos radioativos**

Desde o acidente de Chernobyl, o medo da população está concentrado sobre fontes de radiação artificial, especialmente em instalações nucleares. Porém, a maioria da exposição média coletiva da população mundial se deve a causas naturais (ANJOS *et al.*, 2004). Portanto, é muito importante conhecer os níveis de radioatividade ambiental, principalmente em áreas com altas doses de radiação natural que podem afetar negativamente a saúde humana devido à exposição contínua de sua população.

Mais recentemente, segundo o UNIC (2010), de 1997 a 2007, a maior parte da dose da população recebida ocorreu em países com níveis elevados de tratamento de saúde, onde a exposição média de usos médicos equivale a cerca de 80% em relação à exposição de fontes naturais. Logo, as exposições médicas são responsáveis por 98% da contribuição de todas as fontes artificiais e são agora o segundo maior contribuinte para a dose da população mundial, representando cerca de 20% do total (UNIC, 2010).

Praticamente todos os materiais naturais contêm nuclídeos radioativos, embora geralmente em concentrações tão baixas que eles só podem ser detectados por meio de análise muito sensível. Nas regiões onde os níveis de radiação de fundo são consideravelmente mais elevados, estes podem ser derivados de fontes radioativas naturais e/ou artificiais. No caso de fontes naturais, a quantidade de radiação existente em uma determinada área depende dos tipos dos minerais presentes nos solos e rochas

da área. Por exemplo, monazita e zirconita são minerais concentrados nas areias e solos que contêm os níveis mais elevados de urânio e tório. Há muitos exemplos de regiões onde existem altas concentrações de monazita e zirconita nos solos e nas rochas que também são locais onde os níveis de radiação ambiental são bastante altos: a faixa costeira de Kerala (Índia), que varia de 1,5 a 20 mSv por ano; Yangjiang (China), com 5,5 mSv por ano; no Brasil, Pitinga-AM, Caetité-BA, Poços de Caldas-MG e Guarapari-ES, onde a dose de radiação varia de 3,5 a 10 mSv por ano (ANJOS *et al.*, 2004). Portanto, áreas ricas nesses minerais normalmente têm altos níveis de radiação ambiental.

Acidentes radiológicos ou testes com armas nucleares também podem elevar os níveis de radiação ambiental devido à presença de altas concentrações de radionuclídeos artificiais. O exemplo mais citado é sempre o acidente ocorrido em 1986 na usina nuclear de Chernobyl, na Ucrânia, que contaminou principalmente localizações vizinhas, em diferentes graus, entre elas, Bielorrússia, Ucrânia, Rússia. Também foram muito importantes na contaminação ambiental as bombas atômicas que explodiram em Hiroshima e Nagasaki, em 1945 durante a 2ª Guerra Mundial, e no Atol de Bikini (com 3,7 mSv/a) utilizado pelos Estados Unidos para testes nucleares entre 1946 e 1958. Um exemplo de acidente radiológico importante se deu no Brasil, na cidade de Goiânia-GO (com 2,9 mSv/a), ocorrido em 1987, com uma fonte de  $^{137}\text{Cs}$  (ANJOS *et al.*, 2004). Em todos eles a dose efetiva anual aumentou a contaminação pelos radionuclídeos antropogênicos.

Algumas atividades humanas, como a mineração, podem concentrar os materiais radioativos de ocorrência natural, gerando também um aumento da radioatividade de fundo de determinado local a valores que podem comprometer o meio ambiente e a saúde e a segurança das pessoas através da elevação da concentração dos radionuclídeos nos produtos, subprodutos, resíduos e dejetos nos processos envolvidos. A radioatividade pode ser concentrada no ambiente em consequência das atividades relacionadas, por exemplo, com o ciclo do combustível nuclear, a mineração e beneficiamento de minérios, a fabricação de fertilizantes fosfatados, o tratamento e purificação de água, a fabricação de papel e celulose, a reciclagem de sucata metálica, a incineração de resíduos, a combustão e mineração de carvão, ou a produção de gás natural e petróleo (FONSECA, 2009).

Além disso, o uso de solos, areias ou pedras com radionuclídeos em maior

concentração misturadas com materiais de construção pode aumentar as taxas de dose interna na população devido à liberação dos gases radioativos dentro das construções de moradia, trabalho etc. Portanto, as pessoas podem ser expostas à radiação aumentada como trabalhadores ou consumidores desses produtos.

Outra forma de aumento de concentração de elementos radioativos pode se dar sob determinadas condições ambientais e das rochas que os contêm (a depender da pressão, temperatura, acidez etc). Alguns complexos orgânicos, principalmente ácidos húmicos, criam complexos móveis de urânio, que podem ser transportados pela migração de água ou óleo (IAEA, 2010).

## **2.4 Mineração de urânio no Brasil e no mundo**

Nunca o termo *nuclear* esteve tão em evidência como atualmente. O ritmo acelerado de crescimento econômico brasileiro criou uma demanda crescente por energia. O aumento da utilização dos combustíveis fósseis, observado desde o início da era industrial, causou o aumento em torno de 30% da concentração de dióxido de carbono atmosférico e, conseqüentemente, o aumento da temperatura global. Por isso, atualmente, existe grande preocupação dos países com economias tradicionais que lideram o mundo em gerar energia sem emitir esses gases poluentes causadores do aquecimento global. Dessa forma, a energia nuclear ressurgiu de forma importante, sendo a mais eficiente forma de produção energética disponível, e que gera os gases do efeito estufa em menor quantidade.

A energia nuclear vem tendo importante função na melhoria da qualidade de vida dos brasileiros, trazendo desenvolvimento tecnológico e socioeconômico para o país. Mas na geração de eletricidade, o parque elétrico brasileiro tem 90% da sua geração de origem hidráulica, com as Usinas Nucleares de Angra 1 e 2 representando apenas cerca de 3% do mercado de energia elétrica nacional (ELETRONUCLEAR, 2008a). Ainda não está definido o local onde serão construídas as novas usinas nucleares do Programa Nuclear Brasileiro (PNB), exceto Angra 3, que ficará no Rio de Janeiro e deve entrar em operação em 2013 (INB, 2009), mas há grande especulação de que em breve novas unidades sejam construídas no nordeste nas margens do rio São Francisco.

Mas com uma das maiores reservas mundiais de urânio, o Brasil pode suprir suas necessidades por um longo período garantindo o abastecimento das usinas,

deixando disponível o excedente para o mercado externo. O Brasil registra a sexta maior reserva geológica de urânio do mundo, com cerca de 309.000t de  $U_3O_8$ , nos Estados da Bahia, Ceará, Paraná e Minas Gerais, entre outras ocorrências. Atualmente, estima-se um potencial de reservas da ordem de 900.000 t, com a realização de novos trabalhos de prospecção e pesquisa mineral. As reservas geológicas brasileiras evoluíram de 9.400t, conhecidas em 1975, para a atual quantidade, sendo que foram realizadas pesquisas geológicas em apenas 25% do território nacional (INB, 2009). No futuro, o país pode se reposicionar como segunda reserva mundial de urânio (GOMES *et al.*, 2003). O mapa das reservas de urânio no Brasil é mostrado na Figura 2.2.

Minério de urânio é toda concentração natural de mineral ou minerais na qual o urânio ocorre em teores tais que permitam que sua exploração seja economicamente atrativa. Primeiro elemento em que se descobriu a propriedade radioativa, o urânio é um constituinte da maioria das rochas, e se distribui sobre toda a crosta terrestre (UNSCEAR, 2000).

Segundo a Associação Brasileira de Energia Nuclear, a quantidade média de urânio existente na crosta terrestre é cerca de 4 gramas por tonelada de rocha, estando mais concentrada em alguns locais. Em média, os minérios de urânio contêm de 10 a 30 kg de urânio por tonelada extraída (ABEN, 2006). A diferença desse mineral para outros é a sua propriedade física de emitir partículas radioativas, que é aproveitada para produzir calor e gerar energia (INB, 2010).



Figura 2.2: Mapa das reservas de urânio no Brasil (reservas conhecidas).

Fonte: INB (2002-2003)

A primeira mina explorada no Brasil localiza-se no município de Poços de Caldas, sul do estado de Minas Gerais. A exploração do minério iniciou-se em 1982, tendo sido esta reserva explorada por treze anos, abastecendo a usina de Angra 1 e programas de desenvolvimento tecnológico. Em 1995, com a desativação dessa mina, o urânio passou a ser explorado no sertão da Bahia, nos municípios de Lagoa Real e Caetité, onde, até hoje, é explorado e abastece as usinas nucleares brasileiras de Angra 1 e 2, localizadas no Rio de Janeiro. Elas geram cerca de dois mil megawatts de energia elétrica, quase metade do consumo do estado do Rio de Janeiro.

Mesmo com a garantia de mais três décadas de produção do urânio em Caetité, outra mina está em preparação para ser explorada em Santa Quitéria, no Ceará. Trata-se de uma jazida com predominância de fosfato, mineral que não faz parte do monopólio da União. Por esse motivo, a INB fez uma parceria com a empresa Galvani, que irá explorar o local ficando com o fosfato e repassará o urânio para a INB. A expectativa é a de que a extração comece em janeiro de 2012. Nos primeiros anos, a produção anual da nova jazida vai girar em torno de 1.100 t. Em 2017, esse número deve subir para 1,6 mil toneladas por ano. Com isso, a produção nacional de urânio pode aumentar 600% em

oito anos (MCT, 2009).

Nos depósitos de Pitinga, no Estado do Amazonas, existem outras ocorrências de urânio associado a outros minerais, além da área de Carajás, no Estado do Pará. Nesses, estima-se um potencial adicional de 300.000 t (BALLIN, 2009). Segundo a classificação utilizada pela Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) as reservas brasileiras estão distribuídas conforme é mostrado na Tabela 2.1.

Tabela 2.1: Reservas de Urânio no Brasil em toneladas de  $U_3O_8$ .

Fonte: INB (2002-2003)

Ocorrência	Medidas e Indicadas			Inferidas	TOTAL
	< 40US\$/kg U	< 80US\$/kg U	Sub-Total		
Poços de Caldas (MG)	-	500 t	500 t	4.000 t	4.500 t
Caetité/Lagoa Real (BA)	24.200 t	69.800 t	94.000 t	6.770 t	100.770 t
Santa Quitéria (CE)	42.000 t	41.000 t	83.000 t	59.500 t	142.500 t
Outras	-	-	-	61.600 t	61.600 t
Total	66.200 t	111.300 t	177.500 t	131.870 t	309.370 t

Considerando o quilograma (kg) de urânio possível de ser obtido a custos inferiores a US\$130,00, as reservas mundiais se distribuem conforme a Tabela 2.2. Considerando as reservas de urânio no mundo, a divisão em porcentagens está distribuída como mostra a Tabela 2.3.

Tabela 2.2: Distribuição das reservas mundiais.

País	t $U_3O_8$	t U
	< US\$ 130/ kg U	<US\$ 130/kg U
Austrália	1.462.000	1.243.000
Cazaquistão	961.000	817.000
Rússia	641.000	546.000
África do Sul	512.000	435.000
Canadá	497.000	423.000
Estados Unidos	399.000	324.000
Brasil	310.000	279.000

Fonte: AIEA (2007)

Tabela 2.3: Reservas de Urânio no Mundo.

Austrália	24,6%
Cazaquistão	14,4%
Canadá	13,9%
África do Sul	9,2%
Namíbia	7,1%
Brasil	5,9%
Rússia	4,1%
EUA	3,6%
Nigéria	2,3%
Outros	14,3%

Fonte: AMBIENTE BRASILa (2010)

Em 2008, os Estados Unidos foram o país que mais gerou energia por fonte nuclear, tornando-se responsável por 32% da geração total dessa energia no mundo. Em ordem decrescente vêm, em seguida, França (17%), Japão (9%), Alemanha (6%), Rússia (6%), Coreia do Sul (6%), Canadá (3%), Ucrânia (3,34%) e China (1,85%). No mesmo ano o Brasil foi responsável por 0,52% (ELETRONUCLEAR, 2009a). A Figura 2.3 apresenta a localização geral das usinas no mundo.



Figura 2.3: Localização das Usinas Nucleares no Mundo.

Fonte: INSC (2005-2009).

Em junho de 2009, segundo Thomé Filho *et al.* (2009), estavam em operação 438 reatores nucleares em 31 países. Além disso, mais 45 reatores com capacidade total de cerca de 40 GW estão sendo construídos no mundo. A previsão do aumento da capacidade instalada de alguns países é apresentada na Tabela 2.4 em ordem decrescente. Na Tabela 2.5 apresenta-se como ocorre a distribuição mundial da geração de eletricidade por fonte de energia, e na Tabela 2.6 apresentam-se dados sobre a situação mundial da geração termonuclear.

Tabela 2.4: Previsão do aumento da capacidade instalada em Energia Nuclear para 2020.

País	Aumento previsto Para 2020/GW
EUA	50
RÚSSIA	42
CHINA	40
CORÉIA DO SUL	30

Fonte: Eletronuclear (2008b)

Tabela 2.5: Distribuição mundial da geração de eletricidade por fonte de energia.

Carvão	39%
Hidrelétrica	19%
Nuclear	16%
Gás Natural	15%
Óleo	11%

Fonte: OECD/AIEA (2001)

Tabela 2.6: Situação Mundial da Geração Termonuclear.

Número total de Usinas Nucleares em operação	440
Número total de Usinas PWR (Reator à água pressurizada) e BWR (Reator à água fervente) em operação	332
Número total de Usinas PWR em operação (mesmo tipo de Angra III)	239
Percentual de Usinas PWR em operação	54%
Potência elétrica total gerada	353 GW
Número de Usinas em construção	30
Número de Usinas encomendadas	44

Fonte: Nuclear Engineering International Handbook (2001)

A Eletrobrás Termonuclear – Eletronuclear, criada em 1997 a partir da fusão da antiga Diretoria Nuclear de Furnas com a Nuclebrás Engenharia (NUCLEN), é responsável pela operação das usinas nucleares de reator PWR, da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAEA), localizadas no Município de Angra dos Reis, Rio de Janeiro. Angra I opera com capacidade de geração de 657 MW e Angra II, com potência instalada de 1.350 MW. Juntas, a capacidade instalada de 2.007 MW gerou 1.411,6 MW (média). A previsão para início das atividades de Angra III é o ano de 2013, e sua potência nominal será de 1.400 MW, sendo, portanto, capaz de gerar 10,9 milhões de MWh por ano.

As 438 usinas de energia nuclear atualmente ativas no mundo consomem cerca de 64.000 t a 70.000 t de concentrado de urânio. Segundo Heider (2009), com essa taxa anual de consumo, as reservas atuais de urânio podem ser exploradas por cerca de 80 anos. A perspectiva é que a produção mundial dobre até 2030, e que, em 2020, os estoques secundários<sup>5</sup> se esgotem, o que levará à expansão das minas existentes e à abertura de novas (HEIDER, 2009).

## 2.5 O urânio – Relevância social e risco ambiental

O combustível usado para a geração de energia nuclear é o U-235. A manipulação e utilização deste mineral podem ocasionar contaminação radioativa, a depender do nível de exposição, alterando funções específicas das células em seres humanos, danificando assim tecidos e órgãos, causando graves doenças como o câncer.

<sup>5</sup>Urânio enriquecido

As aplicações benéficas que podem ser feitas com a radiação são variadas, como por exemplo, na geração de energia elétrica, na medicina<sup>6</sup>, na agricultura e na indústria. Mas também se sabe de efeitos catastróficos que podem ocorrer com o uso dessa energia. A construção das bombas que foram lançadas em Hiroshima e Nagasaki é um exemplo. “Hoje, o mundo vive sob a pressão de milhares de armas nucleares, algumas com capacidade de destruição cerca de mil vezes superior à bomba lançada em Hiroshima” (CAMARGO, 2006). Segundo Goldemberg e Lucon (2008), o uso da energia nuclear para a produção de eletricidade foi um subproduto do desenvolvimento dos reatores nucleares com fins militares durante e após a Segunda Guerra Mundial (1939-1945).

Segundo a Eletronuclear (2008b), a energia nuclear tem como ponto positivo a geração de energia com pouca quantidade de urânio. Comparando a quantidade de material empregado para produção de energia nuclear com outras fontes, essa tecnologia utiliza uma quantidade bem menor. A proporção do material usado para gerar energia encontra-se na relação de: 700 kg de óleo para 1200 kg de carvão, para 10 g de urânio-235.

Para se obter o combustível nuclear é necessário extrair o minério de urânio do meio ambiente, e aplicar nele tratamento industrial, elevando-se assim o teor do  $^{235}\text{U}$  (de cerca de 0,7% para cerca de 3%) em relação ao  $^{238}\text{U}$ , que é denominado enriquecimento do urânio. Segundo a INB (2009), 400 toneladas por ano são extraídas de minério nas minas de Caetité - BA. Das minas de extração, em Caetité, depois de purificado e concentrado, o minério torna-se um sal amarelo, o *yellow cake*, o qual é encaminhado por caminhão até a cidade de Salvador - BA e transportado por navio até o Canadá, para ser transformado em gás. Em seguida, é acondicionado novamente em navio e encaminhado para a Holanda, para ser enriquecido. Ao final, retorna para a fábrica de combustível nuclear da INB, localizada em Resende - RJ, onde são produzidas as pastilhas de urânio (GREENPEACE, 2009). Veja na Figura 2.4 o ciclo do urânio.

Segundo a Eletronuclear (2008b), o uso da energia nuclear traz diversas vantagens para o meio ambiente. Tem-se como exemplos a não-emissão, durante a geração de energia elétrica, de gases poluentes que contribuem para a chuva ácida (óxidos de enxofre e nitrogênio) e para o efeito estufa ( $\text{CO}_2$ , metano etc) e não se

---

<sup>6</sup>Na medicina, as aplicações da radiação são feitas em um campo genericamente denominado Radiologia, que compreende a radioterapia, a radiologia diagnóstica e a medicina nuclear (BRASIL, 2006).

produz cinzas. Também não ocorre, durante a geração da energia elétrica, grande emissão de metais cancerígenos, mutagênicos e teratogênicos (arsênio, mercúrio, chumbo, cádmio etc). Existe ainda a vantagem de extrair grande quantidade de energia de um pequeno volume de combustível e, além disso, a área onde se constrói uma usina nuclear, por ser pequena, pode ser próxima a grandes centros, desde que haja água em abundância para sua refrigeração.



Figura 2.4: Ciclo do urânio obtido na mina de Caetité. Fonte: DAQUI (2009b).

Mas mesmo com tantos benefícios, não se pode negar que existem riscos associados ao uso de energia nuclear. Os efeitos da radiação são proporcionais ao aumento da dose de radiação a qual a pessoa foi exposta.

Ao atravessar tecidos biológicos, as radiações provocam a ionização das moléculas presentes nas células podendo provocar reações químicas anormais, alterando suas funções ou até a destruição da célula. Quando se provoca lesões no material genético das células, pode-se desencadear uma reprodução celular descontrolada, provocando o câncer. A alteração do material genético das células reprodutivas (espermatozóide e óvulo) pode causar doenças hereditárias nos filhos que o indivíduo possa vir a gerar.

Os efeitos gerados pela ingestão e/ou inalação de elementos radioativos e da exposição externa à radiação podem ser identificados como efeitos determinísticos e efeitos estocásticos. Efeitos determinísticos são considerados os efeitos previsíveis sobre a saúde; são efeitos para os quais existe um limiar de dose absorvida necessário para sua ocorrência e cuja gravidade aumenta com o aumento da dose (por exemplo, queimaduras da pele, danos da medula óssea e esterilidade). Efeitos estocásticos são considerados os aleatórios e sem previsão; são efeitos para os quais não existe um limiar de dose para sua ocorrência e cuja probabilidade de ocorrência é uma função da dose (por exemplo, câncer e doenças hereditárias) (CNEN, 2005).

O efeito de depressão de hematopoiese sobre a medula óssea pode ocorrer com doses anuais maiores que 0,4 mSv/a se recebida por muitos anos. Já sobre o cristalino, a catarata pode ocorrer com doses superiores a 0,15 mSv/a.

Quando os efeitos biológicos causados pela radiação, como a radiodermite, ocorrem num período de poucas horas até algumas semanas após a exposição são denominados de efeitos imediatos; se aparecem depois de anos ou décadas são chamados de efeitos retardados ou tardios. A predominância dos efeitos imediatos ocorre com doses intermediárias ou altas, podendo inclusive levar o indivíduo à morte. Porém, as doses baixas podem também induzir efeitos tardios como o câncer.

As normas nacionais sobre proteção radiológica (CNEN NN 3.01, 2005) afirmam que a exposição normal dos indivíduos deve ser restringida de tal modo que a dose efetiva causada pela possível combinação de exposições originadas por práticas autorizadas, não excedam o limite de dose 1 mSv/a. Esse limite não se aplica às exposições médicas e não inclui a exposição natural local (CNEN, 2005).

Segundo a Eletronuclear (2008b), existem muitas evidências sobre os efeitos de doses de radiação elevadas sobre o ser humano. Estas evidências são observadas de diversas formas como em experiências de laboratório, nos efeitos colaterais de tratamento de doenças como o câncer, que exigem a irradiação de pacientes, na incidência de câncer no pulmão de trabalhadores de minas de urânio com ventilação inadequada para o gás radônio e, por fim, nos sobreviventes das bombas atômicas de Hiroshima e Nagasaki. A conclusão que se chega é que o recebimento de doses acima de 4 Sv pode ser fatal.

A radiação emitida que provoca doses muito altas pode destruir as células dos organismos, induzir câncer ou defeitos genéticos, alterando as características das

células. Porém, quando as doses são baixas, não existe uma relação totalmente conhecida entre efeito e dose. Segundo Rosa (1985) baixas doses, da ordem de grandeza da radioatividade natural média existente no meio ambiente, não provocam danos maiores.

Por outro lado, a questão do efeito biológico causado por baixos níveis de dose é mais complexa. Nesses casos, a razão principal é que há vários fatores competindo para causar danos no corpo humano. Sabe-se que radiação pode causar câncer, entretanto, vários tipos de alimentos, drogas e produtos químicos também podem causar câncer, tornando assim muito difícil saber qual destes é realmente o responsável. Em termos estatísticos, a contribuição destes fatores gera incertezas muito grandes que impossibilitam identificar, com maior precisão, o que doses baixas de radiação podem causar no corpo humano.

Antes da década de 1960 a radiação natural era vista como aquela cujo controle pelo homem era desnecessário, pois era considerada praticamente constante e equivalente a 1 mSv/ano. Mas, segundo Santos (2005), preocupações com relação às exposições decorrentes da radiação natural surgiram na década de 1970, tornando-a objeto de intensa pesquisa e resultando na publicação de várias normas e orientações pelas organizações regulatórias em todo o mundo. Atualmente, de acordo com IAEA (2003) as diferenças nas normas e regulamentações nacionais e internacionais sobre radiação de ocorrência natural parecem ser mais o resultado de diferenças na política de gestão dos diferentes órgãos e países do que diferenças em relação a dados científicos.

Sabe-se que no meio ambiente existe uma taxa de radiação média em torno de 2,4 mSv/ano (UNSCEAR, 2000), e mesmo assim, a humanidade sobrevive até hoje. Portanto conclui-se que é muito provável que exista um valor-limite de dose de radiação abaixo do qual não haja dano permanente no corpo humano, devido à habilidade do organismo se recuperar e se curar. Entretanto, pode-se dizer cientificamente que qualquer nível de dose de radiação é danoso ao corpo humano.

Nos últimos anos, grande quantidade de dados científicos mostrou que baixas doses de radiação não são apenas inofensivas, e sim benéficas para a saúde, provocando uma menor incidência de câncer e maior tempo de vida. A explicação é que a radiação estimula o sistema imunológico, tornando o organismo menos suscetível a vírus e a bactérias. Se as agências reguladoras reconhecessem esse efeito benéfico, os custos do

descomissionamento<sup>7</sup> de uma usina nuclear seriam menores, por exemplo. Além disso, se o público reconhecesse que baixas doses não são prejudiciais, e sim possivelmente benéficas, o medo irracional da radiação que existe na atualidade desapareceria, reduzindo-se também os custos legais e de planejamento e os atrasos na construção de uma usina nuclear (KOK, 2009).

Entretanto, a ciência deve cumprir seu papel e apresentar dados concretos sobre os benefícios, ou pelo menos, do não malefício provocado pela exploração de minas de urânio sobre a população. Nesse quesito, esse trabalho tem seu foco, buscando correlacionar os radioisótopos encontrados nas proximidades das duas principais minas de U brasileiras e a contaminação provocada na população através do uso de indicadores biofísicos, nesse caso, dentes.

## **2.6 Descrições dos municípios estudados**

### **2.6.1 Caetité – BA**

Atualmente, a mineração e o beneficiamento de urânio no Brasil estão localizados próximos ao município de Caetité, interior do estado da Bahia (Figura 2.5). O Distrito Uranífero de Lagoa Real fica localizado a sudoeste de Salvador, a cerca de 40 quilômetros da cidade de Caetité e Lagoa Real, municípios do sertão baiano que tem como principal mineral do urânio a uraninita. Esse depósito foi descoberto durante a execução de uma série de levantamentos aerogeofísicos, entre 1976 e 1977, e levaram à identificação de 19 áreas mineralizadas.

---

<sup>7</sup> Conjunto de práticas adotadas no final da vida útil de uma instalação, para inativá-la de forma segura para a saúde do trabalhador, do público em geral e do meio ambiente.



Figura 2.5: Localização geográfica de Caetité no interior do estado da Bahia. Fonte: Wikipédia.

A URA – Caetité é um empreendimento minero-industrial, implantado sob o regime de empreitada integral através de um consórcio de empresas brasileiras, e é responsável pela extração de 400 toneladas de urânio por ano nesta reserva (AMBIENTE BRASILb). Na URA – Caetité só é manuseado o urânio em estado natural, cujo nível de radioatividade é mínimo.

Concluído em 1996, o projeto básico do distrito definiu uma lavra a céu aberto na jazida da Cachoeira com capacidade produtiva média de 896.922 t de estéril (minério), gerando anualmente cerca de 400 toneladas de *yellow cake*, para um ciclo de operação de 16 anos (INB, 1997). A mina Fazenda Cachoeira é composta de três corpos uraníferos, sendo que dois deles constituem os alvos iniciais dos trabalhos de lavra. O minério de urânio apresenta, no sítio primeiramente explorado, um teor médio de aproximadamente 3.000 ppm de  $U_3O_8$ . Há ainda depósitos a serem explorados como o da Rabicha e o do Engenho, com previsão para 2011 de extração de 800 ton/ano (INB, 2008). Na Figura 2.6 mostra-se uma vista central da cidade de Caetité.

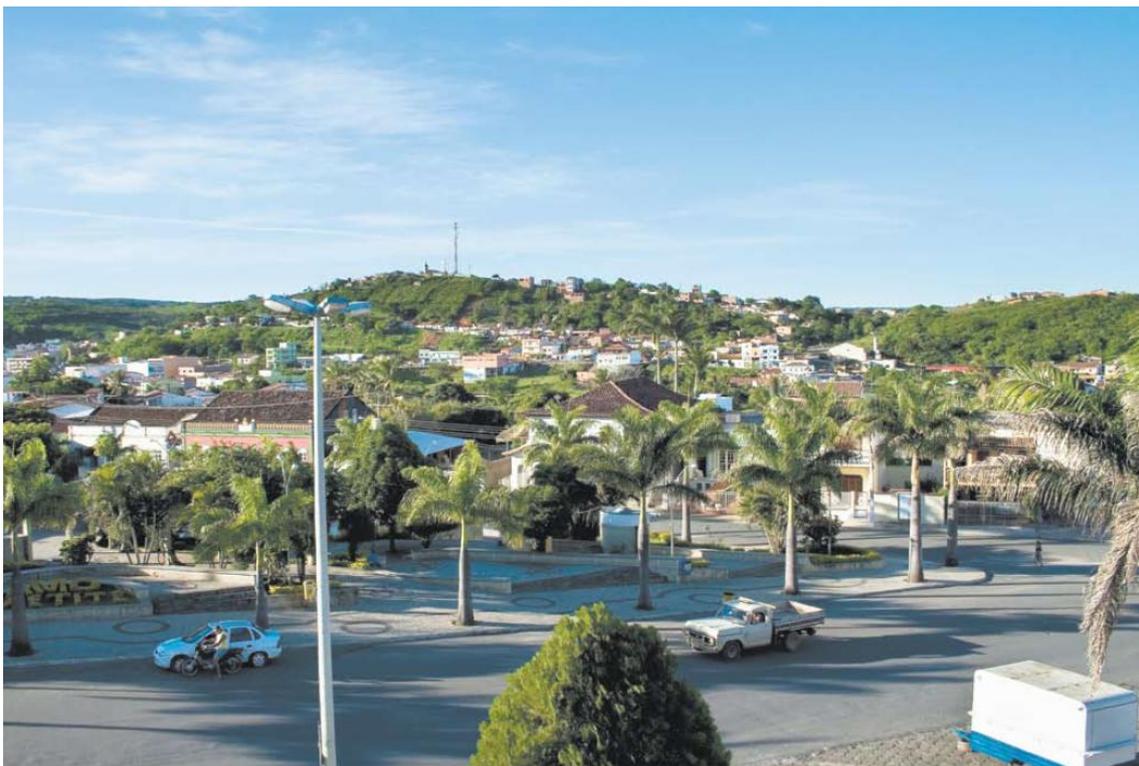


Figura 2.6: Vista central da cidade de Caetité. Fonte DAQUI (2009b).

Em Caetité, 40,12% dos 47.524 mil habitantes do município vivem na zona rural, onde criam gado, plantam mandioca, cana-de-açúcar, feijão, milho e outros produtos. É um município brasileiro, distante 757 quilômetros da capital do estado, Salvador. Com altitude de 825 metros, possui clima tropical ameno, apesar de ser situado no semi-árido. Os períodos de maior insolação ocorrem nos meses de abril e agosto e sua temperatura média anual é de 21,4°C (média máxima de 26,8°C e mínima de 16,4°C) (IBGE – Instituto Brasileiro de Geografia e Estatística - CENSO 2010).

A região possui diversos poços artesianos com água que não é tratada e é consumida pela população local. Além dessa fonte de água, há consumo também da água do Riacho da Vaca que atravessa a mina de urânio (ALVES, 2005).

A atividade de mineração e produção do *yellow cake* é executada pelas Indústrias Nucleares do Brasil (INB), controlada pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e subordinada ao Ministério de Ciência e Tecnologia (MCT). A INB é a empresa encarregada, por lei, de promover no País a exploração do urânio, desde a mineração e o beneficiamento primário até sua colocação nos elementos combustíveis que acionam os reatores das usinas nucleares. O minério produzido em Caetité é transformado em combustível para abastecer as usinas nucleares de Angra 1 e 2, e

também o Programa Tecnológico do Ministério da Marinha (PDTN) (ALVES, 2005). A INB pretende duplicar a capacidade produtiva da mina, chegando às 800 toneladas por ano de urânio para abastecer a usina nuclear Angra 3 (MATOS *et al.*, 2003).

### 2.6.2 Santa Quitéria – CE

O depósito de Santa Quitéria, conhecido como Itataia, está localizado no Distrito Fósforo-Uranífero (P-U), na parte central do Estado do Ceará, a cerca de 45 km a sudeste da cidade de Santa Quitéria e 212 km da capital, Fortaleza (Figura 2.7). Nessa região, tem-se como principal atividade econômica a agropecuária.

Essa jazida possui reservas geológicas de 142,5 mil toneladas de urânio associado ao fosfato. Nesta reserva, o urânio (80 mil ton de  $U_3O_8$ ) ocorre nas rochas junto com fosfato ( $P_2O_5$ ) e também com cerca de 300 milhões de  $m^3$  de mármore, puro, sem contaminantes radioativos, o que fortalecerá o setor de rochas ornamentais (INB, 2008).

De acordo com o Censo 2010 feito pelo IBGE, o município de Santa Quitéria (Figura 2.5) possui área de 4.260  $km^2$  e conta com 42.759 habitantes, sendo 21.436 homens (50,13%) e 21.323 mulheres (49,87%), com uma densidade demográfica em torno de 10,04 hab./ $km^2$ . Em Santa Quitéria, 52,05% da população vive na zona urbana, sendo 47,95% da zona rural.

Embora o depósito de Santa Quitéria seja a maior reserva conhecida de urânio que o Brasil possui, sua viabilidade econômica é dependente da exploração do fosfato associado. Isto significa que a extração de urânio está condicionada à produção de ácido fosfórico - insumo utilizado na produção de fertilizantes. Por essa razão, a INB fez um vínculo com a empresa privada Galvani que será a responsável por explorar essa jazida (PRADO, 2007).

Geologicamente, o distrito P-U divide-se em duas unidades tectônicas conhecidas como Cinturão Dobrado de Jaquaribe e o Maciço de Santa Quitéria, sendo esses limites realçados por duas grandes falhas transcorrentes conhecidas como Groáira e Itatira.

A retomada da construção da usina nuclear Angra 3 marca também o recomeço do processo para iniciar a exploração da reserva de urânio de Santa Quitéria (CE) pela estatal INB. O objetivo é alcançar a autossuficiência de todo o ciclo de produção do combustível, da mineração até o produto final, enriquecido e encapsulado, para

funcionamento das usinas Angra 1, 2 e 3 (Folha Online, 2007).

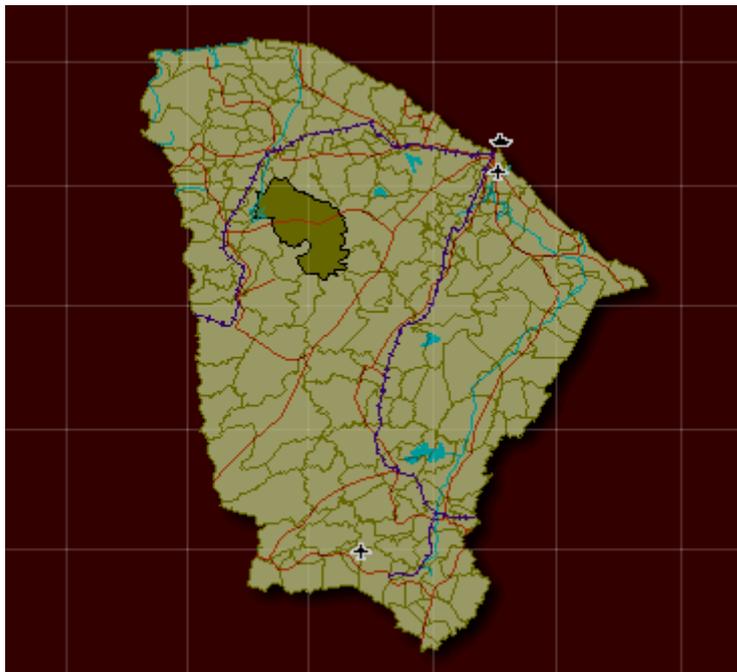


Figura 2.7: Localização do município de Santa Quitéria no Ceará.

Fonte: IBGE, 2011

### 2.6.3 Aracaju – SE

A cidade de Aracaju, capital do estado de Sergipe, foi escolhida para a quantificação dos níveis de urânio em amostras de dentes de residentes desse município, para fins de controle em relação aos resultados a serem obtidos a partir das amostras de Caetité e Santa Quitéria, já que nesta cidade não há minas de urânio.

Fundada em 17 de março de 1855, Aracaju é uma capital que se encontra no litoral brasileiro, localizada na região leste do estado de Sergipe (Figura 2.8), sendo cortada por rios como o Sergipe e o Poxim. De acordo com o Censo 2010, a cidade possui área de 174.053 km<sup>2</sup> e conta com 570.937 habitantes, sendo 265.321 homens (46,47%) e 305.616 mulheres (53,53%), com uma densidade demográfica de 3280,25 hab./km<sup>2</sup>. Segundo o Ministério da Saúde, a cidade é apontada como a capital com os hábitos de vida mais saudáveis do País e a capital com menor índice de fumantes. De acordo com dados do IBGE (2000), 92,7% e 35% dos domicílios aracajuano possuem água e saneamento básico, respectivamente. Além disso, existe o serviço de coleta de lixo em 96,1% das casas.

Aracaju possui relevo plano, altitude de 4 m, clima tropical, quente e úmido,

com período chuvoso de março a agosto. A temperatura média anual é de 26 °C e precipitação média anual de 1590 mm. Os meses mais quentes de Aracaju são janeiro, fevereiro e março, com temperatura média de 27 °C. O produto interno bruto (PIB) de Aracaju foi de R\$ 6,94 bilhões em 2008 (IBGE), a preços correntes de mercado. Os serviços, a indústria, a extração de petróleo e o turismo são a base da economia aracajuana.



Figura 2.8: Localização de Aracaju no estado de Sergipe.

Fonte: Wikipédia

As amostras dessa região foram coletadas na invasão da Terra Dura, que localiza-se a sudoeste do município de Aracaju, no atual bairro de Santa Maria, próximo ao aeroporto da Capital. A população dessa região é de aproximadamente 300 pessoas, a maioria constituída de desempregados sem qualificação profissional, sem instrução, com baixa qualidade de vida, originada de alguns municípios sergipanos.

## 2.7 Radioisótopos e o Decaimento de isótopos radioativos de ocorrência natural

Há tempos sabe-se que radioatividade é uma característica que certos elementos químicos instáveis possuem de emitir radiação eletromagnética e partículas de seus

núcleos instáveis, com o objetivo de adquirir estabilidade.

Na natureza, existem diversos isótopos naturais com essa característica. Isótopos são nuclídeos que possuem o mesmo número atômico ( $Z$ ), porém massas atômicas ( $A$ ) diferentes, pois possuem diferente número de nêutrons ( $N$ ) e, como consequência, diferente número de massa ( $A$ ). O fato dos isótopos possuírem o mesmo número atômico faz com que se comportem quimicamente de forma idêntica.

Presentes desde a formação da Terra, alguns nuclídeos, chamados “primordiais”, têm meia-vida suficientemente longa para explicar sua existência atual. Os nuclídeos podem ser estáveis ou instáveis, sendo os estáveis aqueles que preservam sua identidade de elemento químico indefinidamente. Os nuclídeos instáveis são aqueles que podem sofrer um processo espontâneo de transformação (desintegração) e se transformam em outro nuclídeo.

Se a Terra foi formada há cerca de  $6 \times 10^9$  anos atrás, um radionuclídeo primordial teria que ter uma meia-vida de no mínimo  $10^8$  anos para ainda estar presente nos dias atuais em quantidade mensuráveis. Os radionuclídeos U-238 e Th-232 atualmente são detectáveis com meias-vidas de  $4,5 \times 10^9$  anos e  $1,39 \times 10^{10}$  anos, respectivamente.

Os isótopos naturais de maior interesse nesse trabalho são aqueles que possuem meia-vida longa como U-238 e Th-232. Meia-vida é o tempo necessário para que a metade dos isótopos radioativos se desintegre. O tempo de meia-vida é uma característica de cada isótopo radioativo e não depende da quantidade inicial do isótopo nem de fatores como pressão e temperatura.

Todos os nuclídeos com número atômico maior do que  $Z = 83$  são radioativos. Se o número atômico do nuclídeo pai for muito grande, o núcleo formado por decaimento também é radioativo, dando origem a uma série de decaimento radioativo, ou seja, sequências em que um núcleo radioativo decai em outro, que por sua vez decai num terceiro e assim sucessivamente (XAVIER *et al.*, 2006).

O tório está presente em toda litosfera e é encontrado numa concentração média de aproximadamente 10 ppm (41 Bq/kg) na crosta terrestre. O tório possui 13 isótopos, sendo 3 destes com meia-vida maior que 1000 anos. Seus isótopos mais importantes são  $^{228}\text{Th}$  e  $^{232}\text{Th}$  das séries naturais do tório e  $^{230}\text{Th}$  e  $^{234}\text{Th}$  que são produtos do decaimento das séries do urânio. O  $^{232}\text{Th}$  apresenta uma abundância de praticamente, 100%. Já o urânio, um dos elementos tóxicos mais pesados encontrados na natureza, está presente

na crosta terrestre numa concentração média de 4 ppm (50 Bq/kg) e possui 3 isótopos que são  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  e  $^{238}\text{U}$ , sendo o segundo o mais importante economicamente por ser o mais físsil dos três. Embora o  $^{235}\text{U}$  tenha meia-vida longa, ele é pouco encontrado na natureza, com abundância isotópica de apenas 0,72%. O isótopo  $^{238}\text{U}$  tem abundância de 99,28% (UNSCEAR, 2000).

Na natureza, encontram-se três séries de decaimento radioativo natural que se iniciam com  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  e  $^{232}\text{Th}$ . Nas séries de decaimento desses elementos, ocorrem sucessivos decaimentos radioativos dos isótopos para o chumbo estável com emissão de partículas alfa ( $\alpha$ ) e beta ( $\beta$ ) acompanhadas de raios gama ( $\gamma$ ) (WHICKER e SCHULTZ, 1982).

A série do urânio, iniciado pelo  $^{238}\text{U}$ , é integrada por 18 radioisótopos, terminando no  $^{206}\text{Pb}$ , isótopo estável, como mostra a Figura 2.9. A série do actínio, iniciada pelo  $^{235}\text{U}$ , contém 17 isótopos, terminando no  $^{207}\text{Pb}$ , estável. E a série do tório, iniciado pelo  $^{232}\text{Th}$  apresenta, apenas, 13 isótopos, terminando no  $^{208}\text{Pb}$ , também estável, como mostra a Figura 2.10.

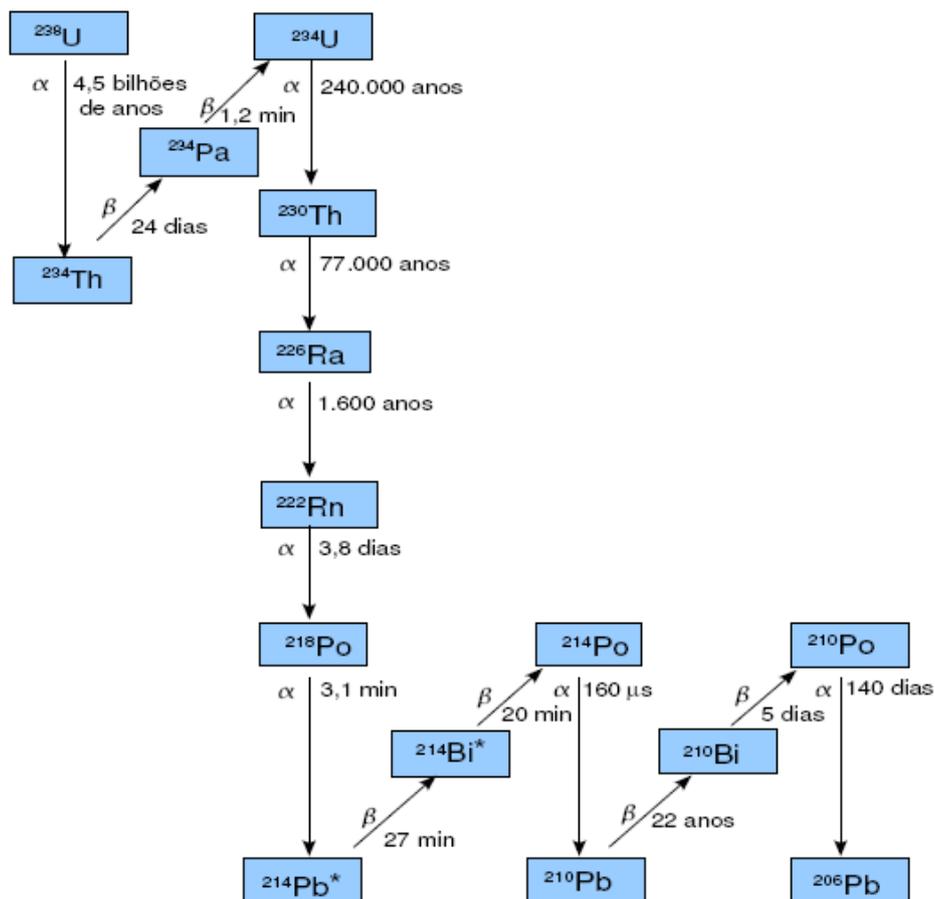


Figura 2.9: Esquema da série de decaimento do  $^{238}\text{U}$ . Os símbolos  $\alpha$  e  $\beta$  ao lado das setas indicam o tipo de decaimento e os tempos mostrados são as meias-vidas. O asterisco mostra que o isótopo é um emissor gama.

Fonte: Adaptado EISENBUD (1973).

Os radionuclídeos gerados pelo decaimento radioativo dos elementos U e Th podem ser encontrados em rochas, solos e sedimentos em concentrações diversas (PEREIRA e NEVES, 2003). Em geral, minerais acessórios de algumas rochas podem conter mais de 85% de todo o teor de U dessa mesma rocha (REBELO *et al.*, 2003).

A irradiação externa do corpo provocada por esses elementos que estão presentes no ambiente se dá principalmente através da radiação gama dos radionuclídeos das séries naturais do  $^{238}\text{U}$  e do  $^{232}\text{Th}$  e do decaimento do  $^{40}\text{K}$ .

A probabilidade de decaimento por emissão de partículas alfa é maior nos isótopos de ocorrência natural com meia-vida longa como o urânio e o tório. Os efeitos danosos desse tipo de radiação são considerados principalmente quando ocorrem por irradiação interna, isto é, por inalação ou ingestão, já que estas partículas são de curto

alcance quando em contato com a matéria. As partículas alfa e beta e os raios gama possuem a propriedade de ionizar as moléculas que encontram em seu caminho, isto é, arrancar elétrons delas, originando íons.

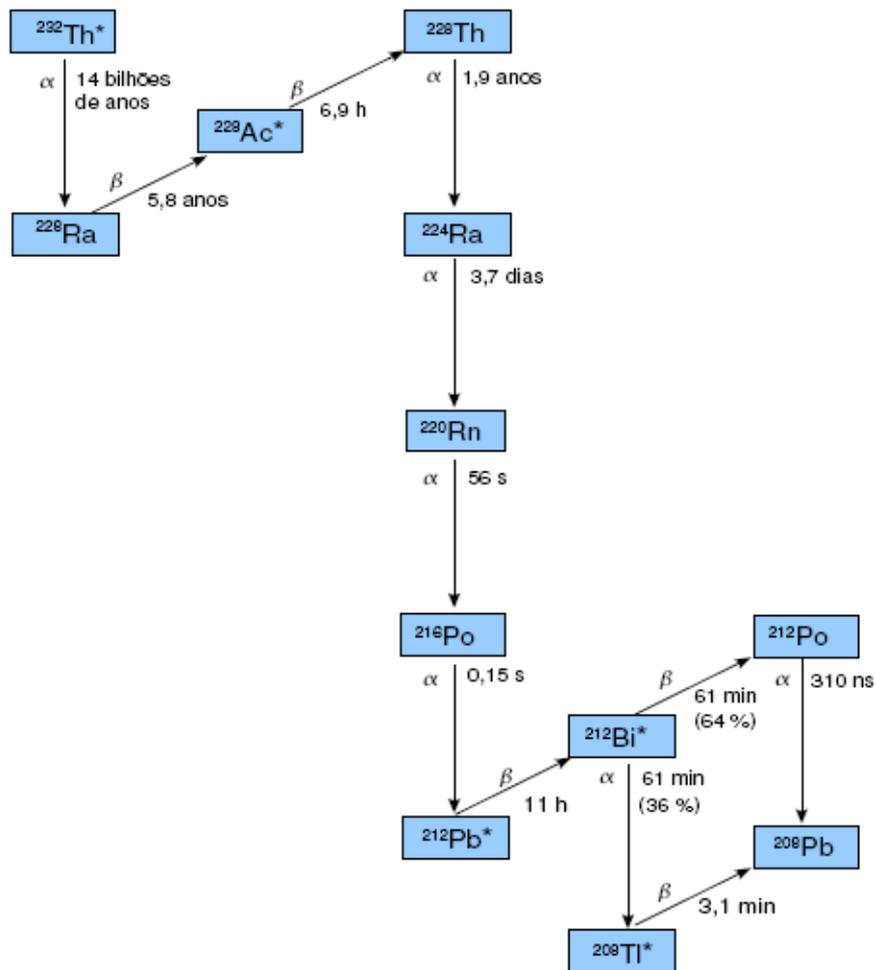


Figura 2.10: Esquema da série de decaimento do  $^{232}\text{Th}$ . Os símbolos  $\alpha$  e  $\beta$  ao lado das setas indicam o tipo de decaimento e os tempos mostrados são as meias vidas. O asterisco mostra que o isótopo é um emissor gama.

Fonte: Adaptado EISENBUD (1973).

Os radionuclídeos, como o urânio e o tório, chegam ao interior do corpo humano por diversos meios, podendo ser via ingestão de alimentos e água ou inalação. Podem também ser absorvidos pela pele ou por uma mucosa, ou então chegam ao interior do corpo quando são administrados durante exames realizados com radionuclídeos na medicina nuclear. O dano produzido pela radiação que essas fontes emitem depende da

energia das partículas, tipo de radiação emitida, distribuição do radionuclídeo no corpo e da taxa de eliminação do radionuclídeo (GARCIA, 2002).

O organismo humano tem incorporado por ingestão ou inalação de ar em média 90  $\mu\text{g}$  de urânio. Aproximadamente 66% desse elemento encontram-se nos ossos, 16% no fígado, 8% em rins e 10% em outros tecidos. Na urina ou nas fezes elimina-se mais de 95% do urânio que entra no corpo. Entre 0,2 e 2% do urânio incorporado é absorvido pelo trato gastrointestinal. Do urânio que é absorvido no sangue, aproximadamente 67% é filtrado pelos rins e excretado pela urina nas primeiras 24 horas (WHO, 2001). Tendo o esqueleto como um órgão que absorve os metais, o indivíduo sempre estará exposto aos radioisótopos que foram retidos na estrutura óssea. Quanto maior for essa incorporação dos elementos radioativos, maior e mais longa será essa exposição.

Outro radioisótopo importante é o potássio  $^{40}\text{K}$  que tem uma abundância de 0,0119% na natureza e meia vida de  $1,3 \times 10^9$  anos. O esquema de decaimento desse radionuclídeo está mostrado na Figura 2.11. O corpo de um ser humano de 70 kg (homem padrão caucasiano) contém aproximadamente 140 g de potássio (UNSCEAR, 2000), que se comporta como um nutriente essencial, distribuindo-se em todos os órgãos do corpo.

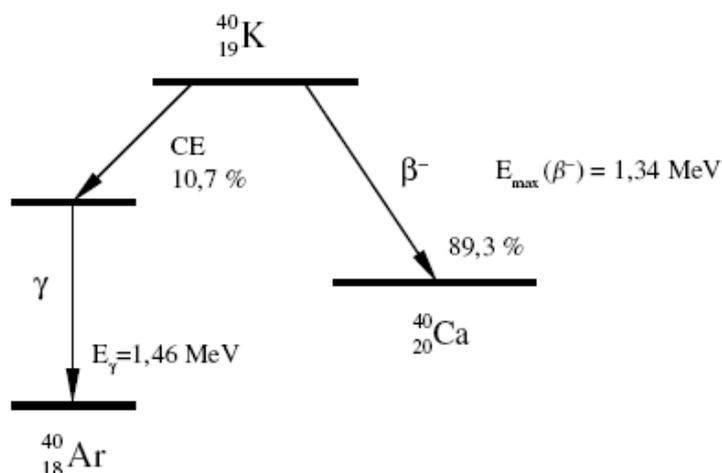


Figura 2.11: Esquema de decaimento radioativo do isótopo  $^{40}\text{K}$ . Ao lado das setas indica-se o tipo de decaimento com os símbolos  $\beta$ ,  $\gamma$  e CE, a probabilidade de ocorrer o decaimento e a energia emitida no processo. Fonte: UMISED0 (2007).

## 2.8 Grandezas Dosimétricas

O homem está sendo exposto a diversas formas de radiação constantemente, sendo

que os efeitos momentâneos e futuros provocados pela radiação não são perfeitamente conhecidos.

Quando a radiação interage com moléculas em tecidos do corpo (ação direta) ou com a água, pode provocar excitações e ionizações que danificam moléculas biológicas (HALL, 2000).

A ação indireta é ocasionada pela produção de derivados da radiólise da água que são altamente reativos (radicais livres hidroxila, íon hidrogênio e elétron desidratado). Já a ação direta é a excitação ou ionização da própria célula do corpo.

Sabendo-se que não se tem uma forma precisa para medir e analisar esse risco que a radiação provoca, o mais correto é sempre manter os níveis de exposição os mais baixos possíveis. Este princípio é conhecido como ALARA (acrônimo do inglês *As Low As Reasonable Achievable*).

A dose e o tempo de irradiação são os fatores mais importantes para que se possa medir o efeito negativo das radiações ionizantes. Elas provocam lesões agudas, crônicas e tardias no corpo das pessoas.

Dosímetros físicos e biológicos são os principais instrumentos de monitoramento individual e coletivo para se avaliar os riscos, que vai depender da natureza da radiação e dos efeitos que ela provoca. Mas também se pode fazer a mensuração das quantidades do elemento na estrutura óssea, que é uma informação relevante, relacionando os radioisótopos absorvidos pela população aos riscos à saúde humana, que é objeto de estudo deste trabalho.

A filosofia de que a radiação ionizante é prejudicial em qualquer dose (ausência de um limiar de dose) é fortalecida pelas constantes mudanças nas recomendações sobre limites de dose.

A sensibilidade à radiação dos órgãos do corpo está relacionada ao tipo de células que os compõem. Quanto maior for a taxa de reprodução das células de um determinado órgão, maior será sua sensibilidade à radiação. As células musculares e nervosas são relativamente as mais resistentes aos efeitos da radiação, e os músculos e o cérebro são os órgãos menos afetados quando expostos à radiação.

Segundo OKUNO (1998) e KONDO (1993), numa população que sofre pequenas exposições à radiação, mesmo tendo sido pequenas, as exposições poderiam aumentar a probabilidade de mutações, e conseqüentemente, a incidência de cânceres e de doenças hereditárias.

O emprego da biodosimetria pode representar uma metodologia que complementa a dosimetria física no monitoramento individual. A comparação entre as mudanças dos indicadores biológicos como resultados de uma irradiação com as mesmas alterações causadas por agentes físico-químicos pode ser crucial para compreender os riscos que estão associados ao fato (AMARAL, 2005).

Embora os efeitos de baixa dose ainda não sejam bem definidos, vários estudos já feitos mostram que abaixo de 50 cGy certos efeitos não são quantitativamente relacionados com a dose e que diferentes processos estão envolvidos nas respostas celulares à radiação ionizante (NASONOVA *et al.*, 2006)

Dose absorvida é uma medida aplicável para radiações diretamente ou indiretamente ionizantes. A dose absorvida é a energia média  $E$  depositada pela radiação ionizante que interage na matéria de massa  $m$  em um volume finito  $V$ , conforme a Expressão (2.2):

$$D = \frac{dE}{dm} \quad (2.2)$$

Quando ocorre a interação da radiação com a matéria, nem toda a energia incidente é depositada no volume de interesse, logo a energia  $E$  é a soma de toda energia incidente menos toda energia que deixa o volume, levando-se em conta qualquer conversão massa-energia dentro do volume.

Outra grandeza criada para estimar os efeitos da radiação na matéria foi a dose equivalente, que é a dose absorvida média em um órgão ou tecido ( $D_{T,R}$ ), multiplicada por um fator de peso da radiação ( $w_R$ ) mostrado na Tabela 2.7, relativo ao tipo e à energia da radiação incidente  $R$ , conforme a Expressão (2.3).

$$H = D_{T,R} \cdot w_R \quad (2.3)$$

Antigamente, o *rad* era considerado a unidade padrão de dose absorvida e o *rem* a unidade de dose equivalente. Atualmente, a unidade usada para dose absorvida de radiação no Sistema Internacional (SI) é joule/kg ou *gray* ( $Gy$ ), que é igual a 100 rad, e a unidade de dose equivalente é *sievert* ( $Sv$ ), que é igual a 100 rem (FINCH, 2007).

Tabela 2.7: Valores dos fatores de qualidade da radiação,  $w_R$  (ICRP, 2007)

Tipos e intervalos de energia	Fator de qualidade da radiação, $w_R$
Fótons, todas as energias	1
Elétrons e muons, todas as energias	1
Nêutrons, energia < 10 keV	5
>10 keV e 100 keV	10
>100 keV e 2 MeV	20
>2 MeV e 20 MeV	10
>20 MeV	5
Prótons, (não de recuo) energia >2 MeV	5
Partículas alfa, fragmento de fissão e núcleos pesados	20

Já a dose efetiva,  $E$ , é a soma ponderada das doses equivalentes ( $H_T$ ) nos tecidos ou órgãos, usando os fatores de peso (Tabela 2.8),  $w_T$ , conforme a Equação (2.4).

$$E = \sum w_T \cdot H_T \quad (2.4)$$

Tabela 2.8: Fatores de ponderação para órgãos e tecidos específicos para o cálculo de dose efetiva (ICRP, 2007)

Tecido ou órgão	Fator de peso do tecido ou órgão, $w_T$
Gônadas	0,20
Medula óssea	0,12
Cólon	0,12
Pulmão	0,12
Estômago	0,12
Bexiga	0,05
Mamas	0,05
Fígado	0,05
Pele	0,01
Superfície óssea	0,01
Esôfago	0,05
Restantes	0,05

No Sistema Internacional de Unidades, a dose efetiva é expressa em J/kg, mas recebe o nome de *sievert* (Sv).

Na Tabela 2.9 é mostrada a média global da dose efetiva anual para adultos devido a fontes naturais de radiação ionizante. Estima-se que a dose efetiva média mundial devido à radiação natural seja de 2,4 mSv/ano UNSCEAR (2000).

Tabela 2.9: Média global da dose efetiva anual para adultos devido a fontes naturais de radiação ionizante.

<b>Componente da exposição</b>	<b>Dose efetiva anual (mSv)</b>
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
<b>Total</b>	<b>2,42</b>

Fonte: UNSCEAR (2000)

## 2.9 Contaminação por urânio

Devido à presença de radionuclídeos naturais ou artificiais no sistema geosfera-hidrosfera-atmosfera, o ser humano está constantemente exposto às radiações ionizantes (BARBOSA e NETO, 2005).

Os seres humanos sempre estão expostos a certa quantidade de radionuclídeos presentes no meio ambiente como o urânio, de forma ativa ou passiva e em situações que não envolvem o uso da energia nuclear, pois estes elementos se encontram de forma natural no solo, água e ar. A exposição a essas fontes radioativas naturais normalmente não provoca riscos perigosos, mas certas atividades tecnológicas aumentam esses riscos. São diversos os efeitos biológicos provocados pela radiação, como mostra a Figura 2.12.

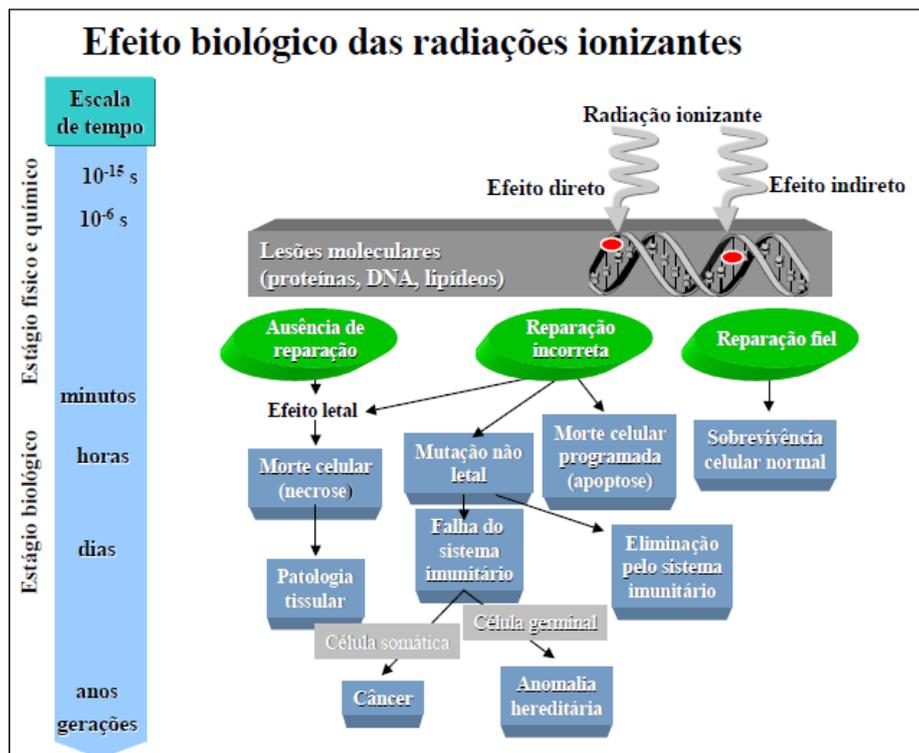


Figura 2.12: Esquema com os efeitos biológicos provocados pelas radiações ionizantes.

O urânio bastante presente em fosfatados, acaba entrando na cadeia alimentar já que os fosfatados são utilizados como matéria prima na fabricação de fertilizantes e ração animal. A constante utilização destes fertilizantes resulta na adsorção de certas quantidades de minerais por plantas e, por isso transforma-se numa fonte de urânio na dieta alimentar humana (YAMAZAKI e GERALDO, 2003). Na Tabela 2.10 mostra-se a concentração de urânio em fertilizantes fosfatados em diferentes países.

A utilização do fósforo na composição de ração animal provoca a incorporação do urânio ao organismo dos animais que serão consumidos pelos humanos, tornando-se, portanto outra rota de entrada na cadeia (ARRUDA NETO *et al.*, 1997).

Diversos estudos envolvendo análises de 15 tipos de solos brasileiros acharam concentrações totais de urânio na faixa de 2 e 3 ppm (PEREZ, 1998).

Tabela 2.10: Comparação de concentrações de urânio em fertilizantes fosfatados produzidos em diferentes países.

País	Concentração de urânio ( $\mu\text{g/g}$ )	Método de Determinação	Referência
EUA	8,9 – 221,0	Espectrometria $\gamma$	Hamamo <i>et al.</i> (1995)
Alemanha	3,2 – 185,5	Espectrometria $\gamma$	Pfister <i>et al.</i> (1976)
Uzbequistão	11 – 70	Traços de fissão	Al-Shawi and Dahl (1995)
Índia	15,9 – 35,8	Traços de fissão	Lal <i>et al.</i> (1985)
Croácia	66 – 127	Espectrometria $\gamma$	Barisic <i>et al.</i> (1992)
Iugoslávia	58,9 – 162,0	Espectrofotometria	Vucic e Ilic (1989)
Brasil	5,17 – 54,3	Traços de fissão	Yamazaki e Geraldo (2003)

Fonte: Oliveira, 2005.

Estudos recentes mostram que é no sistema ósseo que ocorre o maior acúmulo de urânio, pois o urânio mimetiza o cálcio (HORN e HUANG, 2006).

## 2.10 Bioindicadores

Bioindicadores fornecem métodos para medir as mudanças nos sistemas biológicos e relacioná-los às agressões ambientais e processos da doença. Bioindicadores de exposição têm sido usados com sucesso na identificação de indivíduos expostos à radiação, bem como no acompanhamento da exposição.

Os bioindicadores podem ser classificados como marcadores de exposição e dose, marcadores de sensibilidade, e marcadores da doença. Bioindicadores ajudam a fornecer informações para decisões de comando rápido, para caracterizar os riscos de exposição em longo prazo e identificam os estágios iniciais de doenças induzidas por radiação.

Entretanto, tanto para exposições crônicas como as ambientais, é necessário utilizar marcadores que depositem esses elementos por longo tempo. Medindo sua incorporação efetiva é possível indicar implicações prováveis para a saúde do indivíduo.

Tem havido muitos progressos nos campos de bioindicadores durante a última década que podem oferecer novas oportunidades para a avaliação de saúde de indivíduos expostos a radiação. Os avanços têm conduzido a uma melhor compreensão dos mecanismos de danos da radiação. Chumbo em sangue, ácido mandélico em urina,

e benzeno em ar expirado são exemplos de bioindicadores de exposição utilizados para o acompanhamento de trabalhadores ocupacionalmente expostos.

O pré-requisito para o uso de bioindicadores de exposição é o conhecimento da relação entre o bioindicador, seus efeitos sobre a saúde e o período de tempo ao qual a exposição se refere (AITIO e KALIO, 1999). Alguns radionuclídeos podem se depositar nos ossos substituindo o cálcio. Entre eles estão o Sr, Ra, Ba, Ce, Pr, Pu e U. Dessa forma, o osso é um dos órgãos mais importantes acumuladores biológicos de radionuclídeos de vida longa (PRADO, 2007). A acumulação começa durante o desenvolvimento fetal e continua até os 60 anos (POUNDS *et al.*, 1991). Entretanto, ossos são amostras de difícil aquisição.

Dentes possuem a mesma estrutura do osso e, portanto, apresentam a mesma afinidade por metais. Como são de muito mais fácil aquisição, têm sido muito utilizados como bioindicadores de exposição crônica a metais pesados. Como também sofrem menor remodelamento e, conseqüentemente, menor depuração (RABINOWITZ *et al.*, 1993), eles fornecem um registro permanente da exposição ao elemento (TSUJI *et al.*, 1997).

Outra maneira de medir a dose a que um indivíduo foi exposto envolve o efeito das radiações ionizantes, que produzem radicais livres na interação com um material absorvente. Em sólidos, estes radicais livres são capturados e persistem por longo tempo, fornecendo a base para a dosimetria retrospectiva da radiação para exposições agudas ou crônicas.

Ressonância Paramagnética Eletônica (EPR) é uma técnica com um detector eficiente de radicais livres em sólidos, particularmente radicais de enxofre e de carbono, elétrons ou buracos aprisionados, e os radicais resultantes da adição ou subtração de radicais hidrogênio. Em muitos casos, a concentração dos radioisótopos no osso, dentes, unhas e cabelos mostram uma correlação linear com dose absorvida em uma ampla faixa de dose (aproximadamente 0,1-10 Gy) (REGULLA E DEFFNER, 1989). Dentes são frequentemente utilizados nesse tipo de dosimetria retrospectiva. A produção estável de radicais livres fornece dados para uma medida da dose absorvida em dado período naquela amostra.

Sendo assim, neste trabalho dentes humanos foram escolhidos como o bioindicador para a determinação do conteúdo de radionuclídeos (principalmente U) e da dose absorvida pela população exposta à radiação nas regiões das minas de urânio.

## 2.11 Dentes como bioindicadores em ICP-MS e EPR

Um dente é formado por duas partes distintas: a coroa, que é parte visível na cavidade bucal, e a raiz como mostra a Figura 2.13, e as principais partes constituintes do dente são o esmalte, a dentina, a polpa e o cemento. A camada mais externa denomina-se de esmalte dental, sendo esta a parte mais dura, funcionando como uma camada protetora aos tecidos. Sua espessura é variável podendo alcançar até 2 mm, sendo constituída de porção mineral de hidroxiapatita (HAp), composto químico com fórmula  $[\text{Ca}_5(\text{PO}_4)_3(\text{OH})]$ , que corresponde a 96%, e os 4% restantes são compostos de proteínas e água. A HAp é um cristal prismático (Figura 2.14) a base de cálcio e fosfatos e corresponde ao principal constituinte dos tecidos ósseos e dentários.

A forma estequiométrica da hidroxiapatita apresenta 39,9% em peso de Ca, 18,5% de P e 3,38% de OH. Os íons de cálcio podem ser substituídos por uma grande variedade de metais, como chumbo ( $\text{Pb}^{+2}$ ), cádmio ( $\text{Cd}^{+2}$ ), cobre ( $\text{Cu}^{+2}$ ), zinco ( $\text{Zn}^{+2}$ ), estrôncio ( $\text{Sr}^{+2}$ ), cobalto ( $\text{Co}^{+2}$ ), ferro ( $\text{Fe}^{+2}$ ). Essas substituições podem alterar a cristalinidade, os parâmetros de rede, as dimensões dos cristais, a textura superficial, a estabilidade e a solubilidade da estrutura da hidroxiapatita (GAUCLITZ *et al.*, 1992; MA, 1994).



Figura 2.13: As diferentes partes do dente

Fonte: Oliveira (2005).

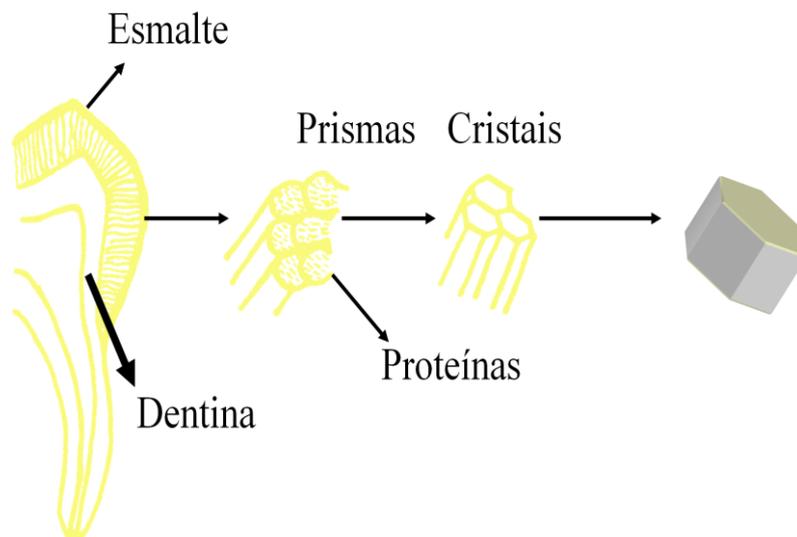


Figura 2.14: Esquema da estrutura prismática do dente.

Fonte: Bioquímica (2011)

Circulando a polpa, da coroa até a raiz, está situada uma camada de substância óssea chamada dentina, que fica sob o esmalte e apresenta coloração amarelada. Aproximadamente 35% da dentina são materiais orgânicos compostos de colágeno, sendo que os demais 65% são inorgânicos – hidroxiapatita. As regiões mais estudadas são o esmalte e a dentina, pois são as mais expostas aos agentes nocivos (JONES, 2001). A HAp está presente em ossos, dentes, calcificações, cálculos etc (PEREIRA *et al.*, 2006). Estudos dosimétricos em hidroxiapatita (HAp) podem ser utilizados para a determinação da dose absorvida em tecidos duros em diversas situações, tais como acidentes radiológicos, controle de processos de esterilização e datação arqueológica.

A estrutura não homogênea do dente permite fazer uma análise temporal da exposição devido aos radionuclídeos incorporados: quantidades depositadas no esmalte são referentes à época de sua formação, o que, para dentes decíduos (“dentes de leite”), se inicia entre o terceiro e o quinto mês gestacional, dependendo do tipo do dente (HERNANDEZ GUERRERO *et al.*, 2004); quantidades encontradas na dentina refletem a exposição gradativa até o período atual, e exposições recentes podem ser avaliadas através de medidas realizadas na polpa.

Outro constituinte do dente é o cimento que é um tecido bastante mineralizado que recobre com uma fina camada a dentina na porção dentária radicular. Na região mais interna, percorrendo grande parte do corpo do dente no sentido longitudinal, está a

polpa dentária. Composto basicamente por tecidos vivos ricamente vascularizados e inervados, esse tecido é responsável por manter a vitalidade do dente, sua hidratação, nutrição e sensibilidade. A união do dente ao osso é feita por um sistema de forças complexo localizado no ligamento periodontal. O ligamento é formado por fibras colágenas que unem o cemento ao osso alveolar, células, líquido extracelular, vasos sanguíneos e nervos. A gengiva cobre externamente o osso alveolar e é um tecido conectivo cuja superfície apresenta tecido epitelial queratinizado (TEN CATE, 1994; JONES, 2001).

Em sua primeira dentição, o ser humano tem 20 peças que recebem o nome de dentes de leite. À medida que os maxilares crescem, estes dentes são substituídos por outros 32 dentes permanentes. As coroas dos dentes permanentes são classificadas em quatro tipos (Figura 2.15): os incisivos, pré-molares e molares que compõem 8 dentes cada, e os caninos que compõem 4 dentes, como mostra a Figura 2.16 de maneira detalhada essa classificação. Também há os dentes sisos, comumente conhecidos como terceiro molar, que compõem normalmente 4 dentes da arcada dentária, mas nem todas as pessoas os têm ou então não têm os quatro.

A hidroxiapatita que compõem a fase cristalina do dente é um mineral isolante, que é caracterizado por possuir dois níveis de energia o qual o elétron pode ocupar: o estado fundamental (banda de valência) e o estado de alta energia, também chamado de banda de condução. Há a zona proibida que fica entre a banda de valência e a banda de condução, mas nessa região os elétrons não ficam estáveis.



Figura 2.15: Tipos de dentes

Fonte: Web Ciência (2011)

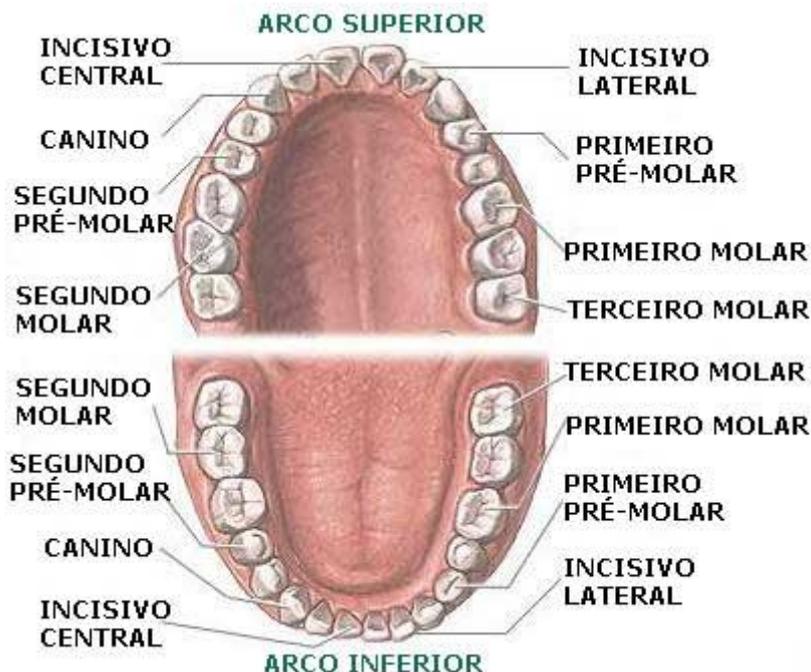


Figura 2.16: Classificação mais detalhada dos diversos tipos de dentes permanentes.

Fonte: Portal São Francisco (2011)

A diferença de energia entre o topo da banda de valência e a banda de condução corresponde a energia necessária para a ionização dos átomos. Isótopos radioativos emitem radiações ionizantes, que interagem com o mineral e são capazes de ionizar os átomos do cristal cedendo-lhes a energia necessária para atravessarem a banda proibida, transferindo os elétrons da banda de valência para a banda de condução, o que gera vacâncias positivamente carregadas na banda de valência.

Grande parte dos elétrons voltam para a banda de valência e se recombinam com os buracos presentes, retornando ao seu estado inicial. Mas como todo cristal natural, a hidroxiapatita tem sítios de defeitos (e.x. defeitos de rede, átomos intersticiais etc) que criam níveis energéticos localizados dentro da banda proibida. Assim, parte dos elétrons e vacâncias que surgirem no processo de interação da radiação com o mineral ficam aprisionados nesses defeitos. A diferença de energia entre os níveis de defeitos e a banda de condução é denominada energia de ativação, e é o que caracteriza as armadilhas num cristal.

Os elétrons e buracos aprisionados nos defeitos do cristal formam centros paramagnéticos, os quais podem ser detectados por um espectrômetro de Ressonância Paramagnética Eletrônica (EPR). A concentração de radicais paramagnéticos criados

quando um material é irradiado pode ser associada à área sob a curva do sinal de ressonância ou à sua intensidade pico a pico, que aumenta com a dose de radiação absorvida pelo material. Isso depende do número de armadilhas, da quantidade de radioatividade presente (por exemplo taxa de dose anual) e do tempo de irradiação decorrido.

O produto da taxa de dose anual pelo tempo é uma forma de encontrar a dose que a amostra recebeu no período anterior até ser analisada no laboratório. A taxa de dose anual é obtida a partir da análise dos elementos radioativos presentes na amostra e no local de onde ela foi retirada. Através de tabelas publicadas, como a Tabela 2.11, as concentrações dos elementos radioativos são convertidas em taxa de dose. Neste trabalho, as concentrações dos elementos nas amostras foram obtidas pela técnica de espectrometria de massa com plasma indutivamente acoplado (ICP-MS).

Tabela 2.11: Fatores de conversão para obter as taxas de dose anual para  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  para o equilíbrio radioativo das séries do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ . Fonte: Adamiec e Aitken (1998)

Nuclídeo por ppm	$D_{\alpha}$ (mGy/a)	$D_{\beta}$ (mGy/a)	$D_{\gamma}$ (mGy/ano)
$^{238}\text{U}$	1,146	0,0570	0,0025
$^{232}\text{Th}$	0,305	0,0091	0,0178
$^{40}\text{K}$	-	0,8140	0,2430

Pelo mesmo processo de interação citado anteriormente, ligações entre moléculas podem ser quebradas pela radiação ionizante resultado na formação de radicais livres que se comportam como um centro paramagnético (IKEYA, 1996). Esse processo é o que comumente ocorre na dentina e no esmalte de dentes (Figura 2.17). No período de gestação, quando ocorre a formação do dente, supostamente o sinal de EPR tem intensidade nula já que não ocorreu irradiação no material. Depois de formado, o dente sofre irradiações de fontes naturais e artificiais que irão gerar os radicais livres no cristal. Logo, o sinal de EPR nessa amostra crescerá até ser medido em laboratório.

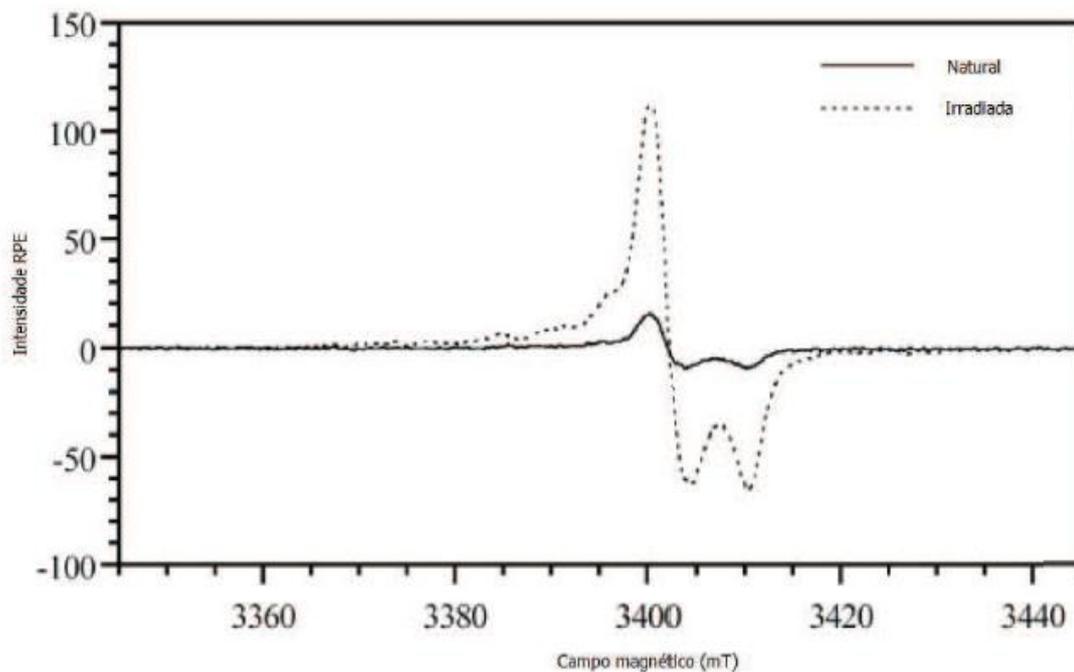


Figura 2.17: Espectro de EPR do esmalte. O espectro é denominado pelo radical. A intensidade é normalmente medida do pico ao vale do sinal. Fonte: Grün (2006).

A HAp é um dos materiais mais estudados na análise por EPR, já que os centros paramagnéticos nela criados pela radiação têm grande estabilidade (SCHAUER *et al.*, 1994; SHHRAMM e ROSSI, 2000). A sua presença nos tecidos calcificados dos seres vivos permite, por exemplo, a datação de fósseis (MASCARENHAS *et al.*, 1982; VUGMAN *et al.*, 1995) e medidas quantitativas de doses absorvidas, seja em caso de acidentes envolvendo materiais radiativos ou em tratamentos radioterápicos (ROMANYUKHA *et al.*, 2000; GUALTIERE *et al.*, 2001). Os radicais carbonatos, que são gerados pela radiação, têm origem em grupos carbonatos que estão presentes na estrutura cristalina da HAp na forma de impurezas, variando de 2 a 6%. A localização destes radicais na estrutura cristalina ocorre em dois sítios diferentes: substituindo a hidroxila (HAp do tipo A) ou substituindo o fosfato (HAp do tipo B).

O esmalte dental, ao ser analisado pelo método de EPR, produz um sinal complexo, o qual é atribuído a diversos centros paramagnéticos:  $O^{\cdot -}$ ,  $O_3^{\cdot -}$ ,  $CO_3^{\cdot -}$ ,  $CO_3^{\cdot 3-}$ ,  $CO_2^{\cdot -}$  e  $CO^{\cdot -}$  (v. Fig. 2.17). Alguns destes radicais iônicos são produzidos no interior do cristal de apatita a partir do  $CO_3^{2-}$ , que substitui o radical  $OH^{\cdot -}$  (tipo A) ou o radical  $PO_4^{3-}$  (tipo B), enquanto outros são gerados devido à absorção de moléculas de  $CO_2$  do ar (CEVC *et al.*, 1972; CALLENS *et al.*, 1995).

Quando se pretende determinar radionuclídeos incorporados ao corpo, a análise por ICP-MS deve ser feita num órgão que absorva mais um determinado radioisótopo. Nesse órgão, como a concentração de átomos radioativos é maior, também é maior a probabilidade que ocorram lesões do próprio órgão. Neste trabalho, a estrutura estudada é o dente, pois se sabe que alguns elementos radioativos podem substituir o cálcio presente nos ossos do corpo (GARCIA, 2002).

Além do dente, urina, sangue, cabelo, unhas e saliva também são considerados bioindicadores quando se quer avaliar o grau de contaminação de determinados elementos incorporados em humanos. No caso de análises feitas em amostras do sangue e da urina, obtêm-se como resultados apenas elementos incorporados recentemente, e isso impossibilita saber o que foi efetivamente incorporado em um longo período de tempo (FREMLIN e EDMONDS, 1980). Já amostras de cabelo e unhas são consideradas bioindicadores melhores, quando comparado com o sangue e a urina, pois se obtêm resultados que dizem respeito a um tempo de exposição que vai de poucos meses até alguns anos, para o caso do cabelo, e apresentando maior precisão para as exposições agudas (AITIO e KALIO, 1999).

Como bioindicador, o dente pode ser considerado um marcador de longo alcance devido a sua estrutura cristalina e afinidade por metais, já que em exposições como as ambientais, é necessário buscar marcadores que funcionem como depositores dos elementos radioativos e de informações devido à irradiação por fontes naturais e artificiais com o tempo.

## 2.12 Ressonância Paramagnética Eletrônica (EPR)

### 2.12.1 Introdução

O resultado primordial da ação da radiação ionizante sobre a matéria é a geração de espécies de radicais orgânicos cuja densidade de massa é proporcional à dose absorvida. Esses radicais livres (centros paramagnéticos) são caracterizados pela presença de um elétron desemparelhado e possuem um momento magnético angular resultante, que pode ser tanto orbital quanto de spin, diferente de zero quando se aplica um campo magnético externo. Esses elétrons apresentam propriedades paramagnéticas que podem ser quantificadas em condições especiais, permitindo estimar a dose absorvida de forma muito eficaz. Para isso, faz-se uso da Ressonância Paramagnética Eletrônica (EPR), técnica espectroscópica que permite uma quantificação da concentração de radicais livres estáveis presentes na amostra criados pela radiação. Através dessa medida é possível determinar a dose de radiação.

A ressonância paramagnética eletrônica (EPR, do inglês *Electron Paramagnetic Resonance*, ou ESR, do inglês *Electron Spin Resonance*) é uma forma de espectroscopia baseada na absorção ressonante de energia eletromagnética associada a transições entre níveis *Zeeman* em sistemas paramagnéticos. Estas transições resultam da interação entre o momento magnético eletrônico e o campo magnético externo aplicado e produzem a mudança do estado de momento angular do elétron. Esta absorção ressonante, mostrada inicialmente em feixes atômicos por Rabi, foi observada no estado fundamental de substâncias paramagnéticas por Zavoisky em 1945 e é atualmente uma das mais poderosas ferramentas de estudo da matéria condensada (IFSC, 2004)

Os materiais analisados por EPR utilizam a absorção de micro-ondas pelos centros paramagnéticos, em condições de ressonância, como indicador de dose. A quantidade de centros paramagnéticos em um material é proporcional à dose de radiação ionizante absorvida, que por sua vez é proporcional à absorção de micro-ondas em condição de ressonância.

A técnica de EPR tornou-se um método dosimétrico de uso crescente, sobretudo depois sua aplicação para os moradores afetados pelo acidente de Chernobyl, e pelos bombardeamentos em Hiroshima e Nagasaki. Ela permite a detecção dos centros paramagnéticos permanentes induzidos pela radiação em roupas e objetos pessoais das vítimas, bem como em tecidos ósseos e esmalte dentário (REGULLA, 2000).

O tecido calcificado com baixo teor de água, como o tecido ósseo e o esmalte

dos dentes, consiste principalmente de HAp –  $\text{Ca}_{10}(\text{PO}_4)(\text{OH})_2$ . O esmalte dos dentes possui cerca de 96% de HAp e elevada cristalinidade, sendo o material que reúne as melhores condições e características físicas para aplicação em dosimetria retrospectiva.

Após a irradiação da HAp, são criados radicais como o  $\text{CO}^-$ ,  $\text{CO}_3^-$ ,  $\text{O}_3^-$  e o  $\text{CO}_2^-$ , que é o radical dominante no esmalte dentário. A HAp é essencialmente inerte desde a sua formação e os radicais de carbonato que surgem são extremamente estáveis, da ordem de  $10^7$  anos em  $25^\circ\text{C}$  (DESROSIERS E SCHAUER, 2000), ou seja, o esmalte dental é capaz de manter quase que indefinidamente a história de sua exposição à radiações ionizantes. A Figura 2.18 mostra as etapas da dosimetria por EPR.

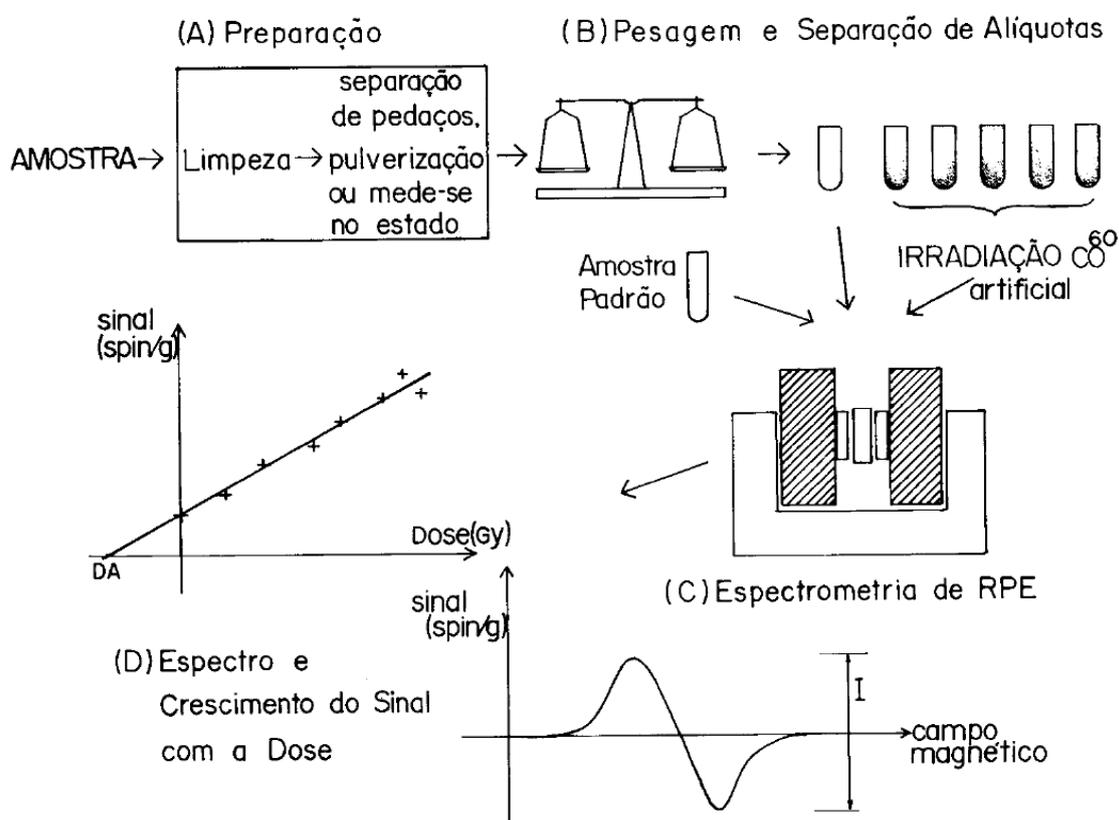


Figura 2.18: Etapas da dosimetria por EPR. Fonte: Baffa e Kinoshita (2011).

Sendo assim, a técnica de EPR pode resultar em um precioso aliado para a reconstrução da dose retrospectiva, que é de importância crucial para a reconstrução das doses individuais de avaliação de risco de doenças induzidas por radiação, da reconstrução de doses em indivíduos expostos ocupacionalmente, para o estabelecimento de correlação entre a susceptibilidade a certas doenças e irradiação de corpo inteiro, para a criação de mapas territoriais de isodose para reduzir a dose

coletiva, para a triagem preliminar de doses coletivas para as populações de regiões selecionadas e para determinar a dose média nos exames de rotina (ROMANYUKHA *et al.*, 2000).

As amostras de dentes analisadas neste trabalho foram irradiadas ao longo do tempo pela radiação natural ambiental, logo já existe uma dose acumulada devido a essa irradiação. Através da determinação da concentração de  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{40}\text{K}$  é possível estimar a contribuição da taxa de dose interna devido a esses isótopos radioativos, caso o sinal seja suficientemente intenso.

Portanto, a espectroscopia por EPR detecta os radicais livres gerados pela dose gama externa recebida e pela dose interna devido aos isótopos incorporados no material.

### 2.12.2 Princípios de EPR

A espectroscopia por Ressonância Paramagnética Eletrônica é uma técnica que estuda sistemas com spin diferente de zero (presença de defeitos paramagnéticos no material).

O fenômeno da ressonância paramagnética eletrônica consiste na indução de transições entre os estados de spin eletrônico através da absorção de micro-ondas de frequência incidentes numa amostra sujeita a um campo magnético externo. Essa técnica exige que o material estudado não apresente alta condutividade, já que o campo magnético estático e as micro-ondas devem penetrar o material de forma a provocar transições entre os subníveis magnéticos dos defeitos.

Tomando um único elétron dentro da amostra como a partícula paramagnética de interesse, seu spin e sua carga elétrica lhe proporcionam um momento de dipolo magnético ( $\mu_e$ ) que está relacionado com o seu momento angular intrínseco, ou spin ( $\mathbf{S}$ ) pela Equação (2.5):

$$\boldsymbol{\mu}_e = -g \cdot \mu_B \cdot \mathbf{S} \quad (2.5)$$

onde  $g$  é uma constante adimensional (fator de desdobramento espectroscópico eletrônico  $g = 2,002319$ ),  $\mathbf{S}$  é o momento angular de spin e  $\mu_B$  é o magnéton de Bohr ( $\mu_B = e\hbar/2m_e = 9,27 \times 10^{-24}$  J/T).

A aplicação de um campo magnético externo ( $\mathbf{B}$ ) faz com que o momento de dipolo magnético do elétron ( $\boldsymbol{\mu}_e$ ) interaja com o campo magnético ( $\mathbf{B}$ ) uniforme (conforme a equação Hamiltoniana:  $H = -\boldsymbol{\mu}_e \cdot \mathbf{B} = -g \cdot \mu_B \cdot \mathbf{S} \cdot \mathbf{B}$ ). A solução da Hamiltoniana fornece as energias dos dois estados de spin do elétron, dada pela

Expressão (2.6):

$$E(m_s) = m_s \cdot g \cdot \mu_B \cdot B \quad (2.6)$$

onde  $m_s$  ( $m_s = +1/2$  ou  $-1/2$ ) são as possíveis projeções do spin ao longo do eixo z onde foi aplicado o campo magnético.

Essa interação faz com que o nível de energia do estado fundamental seja desdobrado em duas componentes, dispostas simetricamente de um lado e de outro do nível de energia do estado fundamental na ausência de campo. A diferença de energia entre estas duas orientações possíveis, para um dado campo magnético externo B, é dada pela Expressão (2.7):

$$\Delta E = g \cdot \mu_B \cdot B \quad (2.7)$$

A ressonância ocorre quando a frequência do gerador de micro-ondas é sintonizada para um valor  $\nu$ , tal que a energia incidente,  $h\nu$ , é igual à diferença entre os dois estados de energia possíveis de spin (condição de ressonância), conforme a Equação (2.8):

$$h\nu = g\mu_B B \quad (2.8)$$

Na Figura 2.19 mostram-se os níveis de energia de um elétron livre na presença do campo magnético e o espectro de absorção do EPR simulado para a transição permitida.

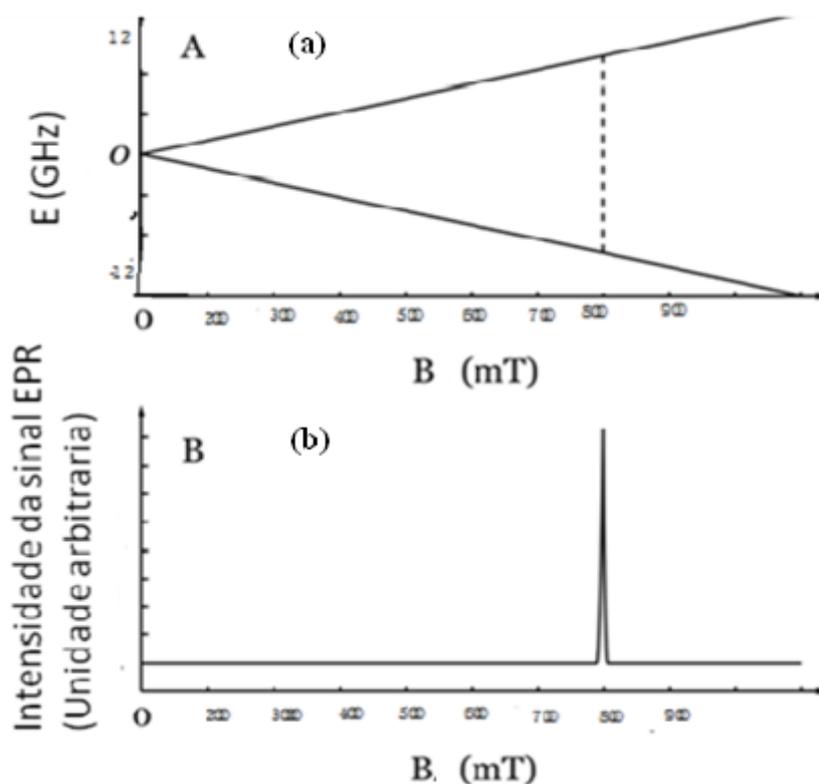


Figura 2.19: (a) Níveis de energia de um elétron livre na presença do campo magnético, onde as linhas tracejadas indicam a transição de EPR permitida para fótons de 24 GHz. (b) Espectro de absorção do EPR simulado para a transição permitida.

Fonte: Gustafsson (2008).

Esta absorção de energia afeta a permeabilidade da amostra, a qual afeta a indutância da bobina e, portanto, as oscilações do gerador de micro-ondas. O resultado é uma mudança na corrente fluindo através do gerador, a qual pode ser observada.

Os fatores  $g$  das espécies paramagnéticas definem a posição do sinal de absorção de EPR e situam-se próximo do valor de  $g$  para o elétron livre. Logo, para a frequência de micro-ondas de 9,5 GHz (banda X), o espectro de absorção encontra-se em torno de campos magnéticos de 350 mT.

Como já foi visto, quando uma radiação ionizante incide sobre o material, produz um número muito grande de pares de elétron e buraco ao longo do seu caminho. Muitos desses elétrons e buracos são capturados nas armadilhas devido a defeitos da rede cristalina. Cada centro, tanto de elétron como de buraco, assim formado, tem agora um momento magnético e pode ser detectado quando absorver energia da micro-onda incidente de frequência apropriada, desde que o cristal esteja previamente dentro de um

campo magnético estático.

Na Figura 2.20 aparece a separação dos níveis com número quântico magnético  $m_s = 1/2$  e  $-1/2$  em função do campo magnético externo. Quando uma micro-onda de frequência adequada incide sobre a amostra, ocorre uma ressonância.

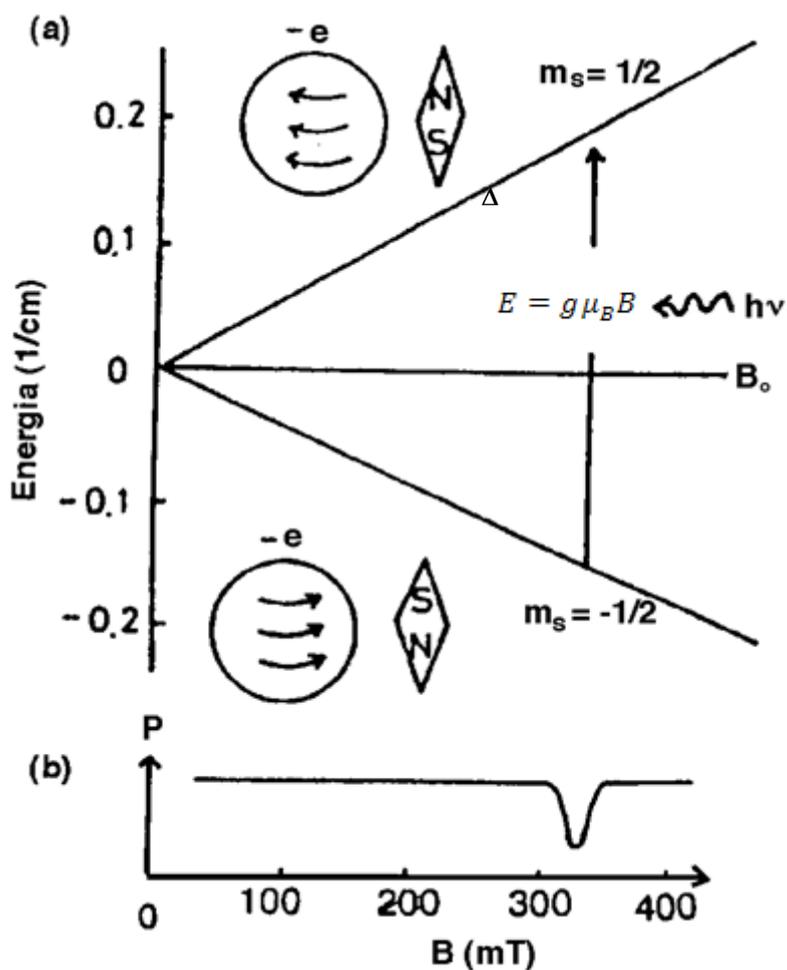


Figura 2.20: (a) Níveis de energia de um spin eletrônico em função do campo magnético

B. (b) Quando  $B = h\nu / g\mu_\beta$  há uma absorção da energia de micro-ondas, isto é, uma ressonância. Fonte: Ikeya (1993).

## Capítulo 3: PROCEDIMENTOS EXPERIMENTAIS

### 3.1 Apresentação

Neste capítulo é apresentada a metodologia aplicada para a obtenção e preparação das amostras e os mecanismos na coleta de dados a partir dos equipamentos utilizados. A preparação física das amostras foi realizada no consultório odontológico, em parceria com a dentista Maria Célida Marques Sousa de Magalhães e no laboratório do Departamento de Física da Universidade Federal de Sergipe (DFI-UFS). Já a fase de preparação química das amostras e resultados foi realizada em dois locais distintos: no Laboratório de Cristais Iônicos, Filmes Finos e Datação do Instituto de Física da Universidade de São Paulo (IFUSP) e no Departamento de Física e Matemática da Faculdade de Filosofia, Ciências e Letras de Ribeirão Preto (FFCLRP-USP).

Nesse trabalho, foram escolhidas amostras de dentes extraídos, por motivos ortodônticos, de moradores dos municípios de Caetité (BA), Santa Quitéria (CE) e Aracaju (SE). Sabe-se que esse material contém a hidroxiapatita que apresenta propriedades bastante importantes, tendo capacidade de absorver metais em sua composição e guardar informações em longo prazo de irradiações por fontes naturais ou artificiais.

#### 3.1.1 Populações analisadas

Nas técnicas de ICP-MS e EPR foram analisadas 40 amostras de dentes, sendo 13 dentes coletados na região controle, Aracaju, 14 dentes de Caetité e 13 dentes de Santa Quitéria.

Na região controle, a coleta foi realizada no conjunto Terra Dura (bairro Santa Maria), onde se desenvolvem programas de atendimento gratuito à população carente da região. Nos municípios de Caetité e Santa Quitéria, as coletas foram realizadas em clínicas odontológicas que realizam atendimento à população da região. A Tabela 3.1 mostra a distribuição das amostras, separadas por município.

Tabela 3.1 Distribuição das amostras, divididas por região.

	Quantidade de dentes coletados
Caetité	14
Santa Quitéria	13
Aracaju	13

Diferentes tipos de dentes foram coletados, e suas distribuições são mostradas na Tabela 3.2. As amostras foram etiquetadas e identificadas conforme o tipo de dente e o local de onde foi extraído, de acordo com a legenda mostrada nas Tabelas 4.1, 4.2 e 4.3.

Alguns estudos relatam diferenças significativas entre concentrações de metais quando medidas em diferentes tipos de dentes (TVINNEREIM *et al.*, 2000; HERNÁNDEZ GUERRERO, 2004), dos quais os incisivos apresentaram as maiores concentrações, seguidos dos caninos e dos molares.

Tabela 3.2 Distribuição das amostras pelo tipo de dente coletado nas três regiões.

	Caetité (Ct)	Santa Quitéria (SQ)	Aracaju (Aju)
Incisivo Central (C)	3	-	2
Incisivo Lateral (L)	-	7	4
Canino (Ca)	2	6	2
Pré-molar (PM)	3	-	5
Molar (M)	3	-	-
Decíduo	3	-	-

### 3.2 Separação do esmalte, dentina e raiz das amostras

Inicialmente foi feita a limpeza dos dentes com escova e água corrente, num consultório odontológico localizado em Aracaju (SE). Em seguida, os dentes foram secos com papel toalha à temperatura ambiente.

Posteriormente, o dente foi cortado com o equipamento do consultório usando-se caneta odontológica de baixa rotação e brocas diamantadas de diversos modelos (Figura 3.1), com constante irrigação de água para evitar o aquecimento da amostra, o que poderia provocar perda do sinal de EPR acumulado na hidroxiapatita devido à sua irradiação. Luvas, máscara e óculos foram usados para proteção individual, já que parte da amostra era pulverizada e podia ser inalada. No processo de separação das partes do dente, primeiramente foram separadas a coroa e a raiz, sendo em seguida cortado pequenos blocos de esmalte na coroa, separando-os da dentina.



Figura 3.1: Modelo de caneta odontológica.

Fonte: Dental Caliri (2011).

Para a análise por ICP-MS foi usada a raiz dos dentes. Todas as amostras foram trituradas em um recipiente de ágata (Figura 3.2) após serem secas à temperatura ambiente, moídas e peneiradas (Figura 3.3) até atingir granulometria máxima de 75  $\mu\text{m}$ .

Os fragmentos de esmalte cortados na coroa dos dentes foram usados para a análise de EPR. Todas as partes foram armazenadas em frascos etiquetados, identificando-os conforme o local de onde foi extraído e o tipo de dente (Figura 3.4).

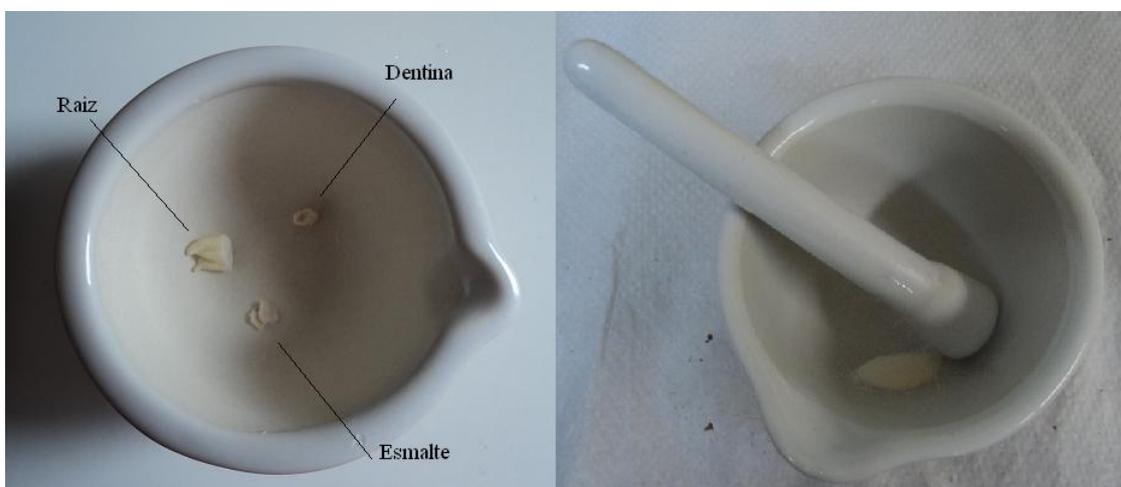


Figura 3.2: Gral de ágata com partes da amostra separada e depois de triturada.



Figura 3.3: Peneira

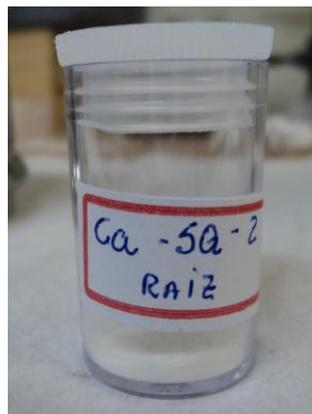


Figura 3.4: Frasco identificado com amostra da raiz do dente.

### 3.3 Instrumentação, reagentes e soluções

Para todas as pesagens realizadas na preparação das amostras para análise por ICP-MS foi utilizada uma balança analítica modelo A0304 Mettler Toledo (Figura 3.5). Elas eram pesadas em tubos volumétricos de *ependorf* identificados para posterior conferência da amostra com o resultado das análises feitas, como mostram as Figuras 3.5 e 3.6. Estes frascos eram colocados no suporte para tubos do forno digestor como mostram as Figuras 3.7 e 3.8. A solubilização foi feita em um forno de micro-ondas fechado, modelo DGT 100 plus - Provecto Analítica (Figura 3.8).

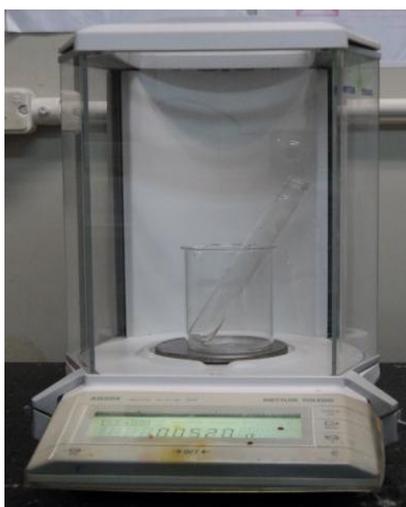


Figura 3.5: Balança usada nas pesagens.



Figura 3.6: Amostra armazenada após ser pesada.

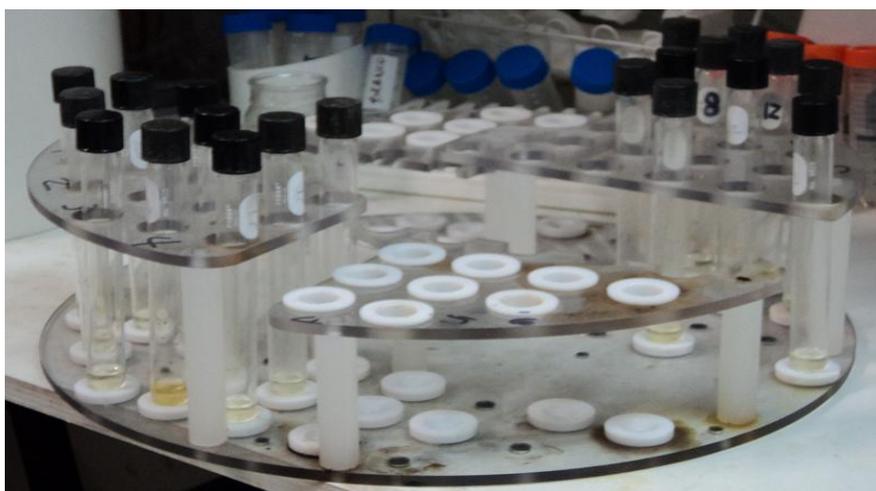


Figura 3.7: Suporte para tubos.



Figura 3.8: Forno digestor com o suporte para tubos.

Para a manipulação quantitativa de pequenas quantidades de ácidos, foram utilizadas provetas modelo Nalgon, como mostra a Figura 3.9. Tubos do tipo Falcon (Figura 3.10) foram usados para armazenar as amostras após elas terem sido diluídas no forno digestor.

A preparação química na análise por ICP-MS foi realizada com intuito de obter amostras em solução, digerindo-as em ácido nítrico,  $\text{HNO}_3$  (65% P. A. Merck). O ácido foi adicionado com o objetivo de quebrar e solubilizar a rede cristalina da amostra. Foi usada água purificada ( $18\text{M}\Omega$ , Gehaka Master System) na preparação das soluções analisadas.

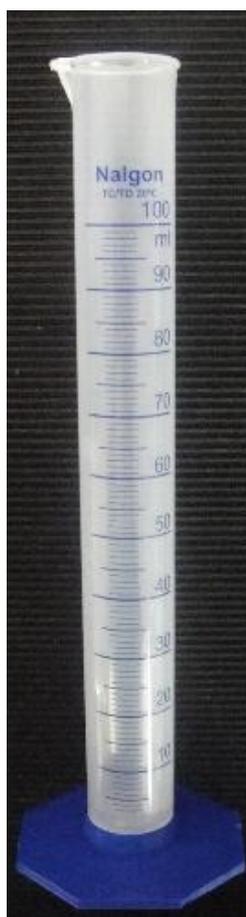


Figura 3.9: Proveta.



Figura 3.10: Tubo tipo Falcon usado para armazenar amostras diluídas.

Após ser utilizado neste trabalho, todoo material volumétrico foi inicialmente lavado com água corrente para a retirada de sobras da solução. Em seguida foi deixado de molho em detergente isento de fosfato (EXTRAM MA-03), e assim permaneceu por no mínimo 48 horas. Em seguida, todo o material foi novamente enxaguado com água corrente e colocado de molho em uma solução ácida a 5% por mais 48 horas. Passado esse período, o material foi enxaguado com água purificada e colocado para secar naturalmente.

### 3.4 Preparação das amostras para análise por ICP-MS

No Laboratório de Cristais Iônicos, Filmes Finos e Datação do IFUSP foi realizada a digestão das amostras para a determinação de suas concentrações de urânio, tório e potássio. Inicialmente, foi feita a digestão das amostras em forno micro-ondas que permite a solubilização total das espécies de interesse. A digestão foi realizada em tubos volumétricos de *ependorf* como os mostrados na Figura 3.11. Pesou-se 200mg de cada amostra, e ao tubo de ensaio que as continha foi adicionado 1,5mL de HNO<sub>3</sub>. As amostras foram armazenadas no forno (Figura 3.8), que foi

programado para aplicar uma potência gradativa, da seguinte maneira: 1 minuto a 300 W, 3 minutos a 450 W, 5 minutos a 600 W, 8 minutos a 750 W e 8 minutos a 950 W.



Figura 3.11: Tubos com amostra após a colocação do HNO<sub>3</sub>.

Feita a solubilização no forno, esperou-se 20 min para o esfriamento dos tubos. Uma vez concluída a digestão, as amostras foram transferidas para tubos do tipo Falcon de 30 mL (Figura 3.10), procedendo-se de tal forma que não restasse nenhum resíduo no tubo original. Logo em seguida, o tubo foi avolumado com água purificada (18M $\Omega$ , Gehaka Master System) até completar o seu volume até 10 mL de solução.

A determinação quantitativa dos elementos de interesse nas amostras deste trabalho (<sup>238</sup>U, <sup>232</sup>Th e <sup>39</sup>K) foi feita com a utilização de um espectrômetro de massa com fonte de plasma induzido (ICP-MS) quadrupolo, modelo Perkin Elmer 6100, instalado no Laboratório de Cristais Iônicos, Filmes Finos e Datação do IFUSP. Para validar o processo de análise e considerar quais os elementos químicos podem ser utilizados na interpretação dos dados, foi feita uma comparação estatística entre as concentrações elementares, reais e teóricas, do material, usando o material de referência certificado de solos IAEA Soil-7 Trace Elements in Soil.

No ICP-MS utilizado neste trabalho o sistema é purgado com argônio. Todo sistema é automático e informatizado. As condições operacionais da realização das medidas no ICP-MS foram as seguintes:

- Fluxo de gás do nebulizador: 0,91 L/min
- Voltagem das lentes: 9,25 V
- Potência da rádio frequência: 1100 W
- Nebulizador Tipo Meinhard

O processo no ICP-MS se inicia com a introdução da amostra na região da fonte de plasma gerado por argônio, onde ocorre a dissociação de espécies moleculares. Na interface entre o ICP e o espectrômetro, os íons produzidos no plasma são extraídos e transportados para o quadrupolo, onde a lente iônica seleciona os íons de carga positiva e focaliza-os para o analisador de massas quadrupolar. Nesta região, os íons são separados de acordo com a razão massa/carga ( $m/Z$ ) pela aplicação às barras do quadrupolo de uma combinação entre potenciais de corrente direta e de radiofrequência que permitem trajetória estável somente de íons de determinada razão  $m/Z$ . Os íons pré-separados pelo quadrupolo atingem então um detector que identifica os diferentes íons devido as suas diferenças de massa. O funcionamento das diversas partes do equipamento é apresentado no Anexo 2.

### 3.5 Preparação das amostras e análise por EPR

O esmalte dental foi removido de cada dente e separado da dentina usando a caneta odontológica e broca diamantada de baixa rotação mostrada na Figura 3.1. Após a separação as amostras foram desidratadas em álcool absoluto e secas em estufa a 40 °C.

A seguir, o esmalte foi cuidadosamente pulverizado em pequenas partículas em gral ágata, a fim de se ter um pó fino e homogêneo com diâmetro  $\phi < 0,2$  mm. Para cada amostra, 100 mg em pó foi colocado em tubo de quartzo (diâmetro interno entre 4 e 5 mm) que, então, era inserido na cavidade ressonante do aparelho EPR.

Os espectros EPR das amostras foram registrados em temperatura ambiente no espectrômetro EPR Banda X - JEOL FA200, cuja frequência de micro-ondas é de 9,5 GHz, com campo central de 338,4 mT, varredura com largura de 5 mT, tempo de cada varredura 30 s, frequência de modulação 100 kHz, amplitude de modulação 0,2 mT, ganho 5000 e potência de microondas 2 mW. Foram acumuladas 60 varreduras para cada espectro. O espectrômetro utilizado nesse trabalho pertence ao Departamento de Física e Matemática da Faculdade de Filosofia, Ciências e Letras de Ribeirão Preto (FFCLRP-USP). O funcionamento das partes do equipamento é apresentado no Anexo 1.

### 3.6 A quantificação dos isótopos por ICP-MS

Os níveis de urânio, tório e potássio contidos nos dentes foram determinados utilizando-se a técnica de ICP-MS, que é capaz de medir baixos níveis de concentrações<sup>8</sup> e ainda necessita de pequeno volume de amostras (PRADO, 2007).

---

<sup>8</sup>O limite de detecção do equipamento usado é de 0,002 µg/L em soluções aquosas.

Sabendo-se que o ICP-MS não detecta elementos com número de massa 40 e seus múltiplos, não foi possível obter diretamente a concentração do  $^{40}\text{K}$  presente nas amostras. Logo, conhecendo as concentrações do  $^{39}\text{K}$  obtidas na análise por ICP-MS e levando-se em consideração que as concentrações isotópicas do potássio na natureza são constantes, com porcentagens relativas de 93,26% para o  $^{39}\text{K}$  e 0,01% para o  $^{40}\text{K}$  (PEIXOTO, 2004), foi possível estimar as concentrações de  $^{40}\text{K}$  nas amostras através da Expressão (3.1).

$$C_{K\ 40} = \frac{0,01}{93,26} \cdot C_{K\ 39} \quad (3.1)$$

As incertezas de todas as medidas são calculadas utilizando o método de propagação de incertezas. Seja uma função  $z = f(x_1, x_2, x_3, \dots)$ , a incerteza da grandeza  $\sigma_z$  é obtida da Equação (3.2):

$$\sigma_z = \sqrt{\left(\frac{\partial z}{\partial x_1} \sigma_{x_1}\right)^2 + \left(\frac{\partial z}{\partial x_2} \sigma_{x_2}\right)^2 + \left(\frac{\partial z}{\partial x_3} \sigma_{x_3}\right)^2 + \dots} = \sqrt{\sum_i \left(\frac{\partial z}{\partial x_i} \sigma_{x_i}\right)^2} \quad (3.2)$$

sendo  $\frac{\partial z}{\partial x_i}$  a derivada parcial da grandeza calculada  $z$  em relação a grandeza medida  $x_i$  (MAIA, 2009).

### 3.7 Determinação do total médio acumulado de $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ e $^{40}\text{K}$ para o esqueleto humano

Considerando que o peso médio de um adulto é de 70 kg (homem padrão caucasiano), e sabendo que cerca de 10% do peso total do corpo humano corresponde ao esqueleto, então 7 kg (ou 7000g) do peso de um adulto corresponde ao peso do esqueleto (VANUCCHI *et al.*, 1996). A partir disso, foi possível estimar o total médio acumulado de  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  para o esqueleto humano usando a seguinte Expressão (3.3):

$$C_{incorporada} = 7000 \cdot C_k \quad (3.3)$$

onde  $C_k$  é a concentração média (em  $\mu\text{g/g}$ ) de  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  encontrada nas amostras de dentes analisadas por ICP-MS.

### 3.8 Determinação da taxa de dose absorvida

Existem várias técnicas para estimar a taxa de dose anual. Conhecendo-se a concentração dos elementos  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{40}\text{K}$ , a dose anual pode ser calculada aceitando-se a premissa do equilíbrio radioativo das séries de decaimento do  $^{238}\text{U}$  e  $^{232}\text{Th}$ .

Para calcular a taxa de dose absorvida no esqueleto, que deve ser comparável a absorvida nos dentes, visto que sua composição é a mesma, foi usada a Tabela 2.11 com fatores de conversão (ADAMIEC e AITKEN, 1998), com as taxas de dose anual para  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  para o equilíbrio radioativo das séries do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ . Os resultados das doses devido a cada tipo de radiação para cada radionuclídeo encontram-se no Apêndice B.

Como a radiação gama proveniente dos radioisótopos incorporados praticamente não é absorvida nos dentes, a estimativa da taxa dose total para as amostras de Caetité e Santa Quitéria foi calculada somando-se apenas as doses relativas às partículas  $\alpha$ ,  $\beta$  (exposição interna) a dose  $\gamma$  ambiental (exposição externa) calculada no trabalho de Almeida (2011) com amostras de solo das regiões mineradoras de Caetité e Santa Quitéria (Tabela 3.3).

Tabela 3.3: Médias da taxa de dose natural gama de solo das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ) (ALMEIDA, 2011).

Amostra	$D_{\gamma}$ (mGy/a)
Média Ct	0,73±0,12
Média SQ	0,12±0,03

Como não se sabe o valor da taxa de dose absorvida ambiental (exposição externa devido a radionuclídeos presentes no solo e em materiais de construção) para a região controle (Aracaju) foi usado um valor médio ponderado de 0,52 mGy/ano (UNSCEAR, 2000). Logo, para a região controle, a taxa de dose total foi calculada somando-se as doses relativas às partículas  $\alpha$ ,  $\beta$  e a dose gama ambiental média mundial. As doses absorvidas relativas a cada radionuclídeo são apresentadas no Apêndice B. A Expressão (3.4) foi usada obter a taxa de dose absorvida total.

$$D_{aTOTAL} = D_{\alpha Th} + D_{\beta Th} + D_{\alpha U} + D_{\beta U} + D_{\beta K} + D_{\gamma AMBIENTAL} \quad (3.4)$$

### 3.9 Estimativa da dose absorvida em 50 anos e espectros de EPR

Sabendo-se a taxa de dose absorvida, foi feita uma estimativa da dose absorvida em 50 anos, já que não se sabe a idade das amostras analisadas para avaliar qual seria a dose acumulada em cada amostra, e assim comparar com os espectros de EPR obtidos.

Desejava-se comparar esses resultados calculados para a dose absorvida nas amostras de dente com dados obtidos por EPR nas mesmas amostras, pois a espectrometria EPR é bastante utilizada na dosimetria de tecidos calcificados, como o esmalte dentário, dentina e ossos. O método de dosimetria retrospectiva usando esses tecidos é baseado na medida de radicais livres induzidos por radiações ionizantes na hidroxiapatita, sendo que a quantidade de radicais formados vai depender da dose absorvida.

Assim, nesse trabalho são apresentados os espectros EPR das amostras de esmalte dentário de residentes das três regiões em estudo. Os espectros são obtidos a partir da primeira derivada da curva de absorção de micro-ondas em função do campo magnético aplicado (dado em mT). A intensidade da absorção (dada em unidades arbitrárias, un. arb.) é proporcional ao número de centros paramagnéticos formados, e isso pode ser correlacionado com a dose absorvida pelo dente, desde que algum sinal dosimétrico seja observado.

### 3.10 Determinação da taxa de dose equivalente

Como se sabe, os efeitos da radiação variam dependendo do tipo ( $\alpha$ ,  $\beta$  ou  $\gamma$ ) e energia da radiação, e do órgão ou tecido em que ela interage.

Para uma mesma dose absorvida, a dose equivalente (H) relativa a cada radionuclídeo é a dose absorvida média em um órgão ou tecido (D) multiplicada pelos fatores de qualidade da radiação ( $w_R$ ), que são dados pela ICRP e estão mostrados na Tabela 2.7. Os fatores de qualidade são relacionados à radiação externa incidente sobre o corpo ou à radiação emitida por radioisótopos incorporados internamente ao organismo.

A dose equivalente sobre os dentes foi determinada para cada radionuclídeo para as três regiões estudadas e foi calculada através das Expressões 3.5, 3.6, 3.7, 3.8, usando os fatores de ponderação das radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$ :

$$H_{Th} = w_{R\alpha} \cdot D_{\alpha Th} + w_{R\beta} \cdot D_{\beta Th} + w_{R\gamma} \cdot D_{\gamma Th} \quad (3.5)$$

$$H_U = w_{R\alpha} \cdot D_{\alpha U} + w_{R\beta} \cdot D_{\beta U} + w_{R\gamma} \cdot D_{\gamma U} \quad (3.6)$$

$$H_K = w_{R\beta} \cdot D_{\beta K} + w_{R\gamma} \cdot D_{\gamma K} \quad (3.7)$$

$$H_{TOTAL} = H_U + H_{Th} + H_K \quad (3.8)$$

### 3.11 Determinação da taxa de dose efetiva

Conhecendo-se a dose equivalente, é possível calcular a dose efetiva, que é dependente também do órgão afetado. A taxa dose efetiva total,  $E_{TOTAL}$ , foi calculada somando-se as doses efetivas devido aos radioisótopos Th-232, U-238 e K-40. A dose efetiva para cada radionuclídeo ( $E_{Th}$ ,  $E_U$  e  $E_K$ ) foi calculada usando-se os fatores de ponderação,  $w_T$ , da medula óssea e superfície óssea mostrados na Tabela 2.8, já que as amostras estudadas são dentes, cuja a composição é similar a do tecido ósseo.

As expressões usadas para o cálculo da dose efetiva foram as 3.9, 3.10, 3.11 e 3.12:

$$E_{Th} = w_{T1} \cdot H_{Th} + w_{T2} \cdot H_{Th} \quad (3.9)$$

$$E_U = w_{T1} \cdot H_U + w_{T2} \cdot H_U \quad (3.10)$$

$$E_K = w_{T1} \cdot H_K + w_{T2} \cdot H_K \quad (3.11)$$

$$E_{TOTAL} = E_{Th} + E_U + E_K \quad (3.12)$$

onde  $w_{T1}$  é o fator de ponderação para a medula óssea e  $w_{T2}$  é o fator de ponderação para a superfície óssea.

### 3.12 Determinação da ingestão média diária do $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ devido apenas ao consumo de água

Almeida (2011) obteve as concentrações destes mesmos isótopos  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  em amostras de água de Caetité e Santa Quitéria, cujos valores são apresentados no Apêndice C, e cujas médias são apresentadas na Tabela 3.4. Considerando que uma pessoa consome em média 2 L de água por dia e as concentrações nas amostras água estão em ppb ( $\mu\text{g/L}$ ), a ingestão média diária do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  devido apenas ao consumo de água nas duas localidades com minas de urânio foi calculada.

Tabela 3.4: Concentrações médias do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  para as amostras de água das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ) (ALMEIDA, 2011).

Amostra	$^{238}\text{U}$ ppb ( $\mu\text{g/L}$ )	$^{232}\text{Th} \times 10^{-3}$ ppb ( $\mu\text{g/L}$ )	$^{39}\text{K} \times 10^3$ ppb ( $\mu\text{g/L}$ )	$^{40}\text{K}$ ppb ( $\mu\text{g/L}$ )
Média Ct	4 $\pm$ 8	2,0	20 $\pm$ 48	0,6 $\pm$ 0,7
Média SQ	0,054 $\pm$ 0,091	2,0	4,3 $\pm$ 1,7	0,47 $\pm$ 0,19

### 3.13 Determinação da dose efetiva comprometida pela ingestão da água

Quando radionuclídeos são incorporados ao corpo, do momento da incorporação em diante sempre haverá uma exposição à radiação devido aos decaimentos radioativos que irão acontecer internamente gerando uma dose relativa a essa incorporação até o final da vida da pessoa.

Segundo Anjos (2003), a atividade específica de uma amostra contendo 1 ppm de  $^{232}\text{Th}$  e 1 ppm de  $^{238}\text{U}$  natural é 4,08 Bq/kg e 13,0 Bq/kg, respectivamente. Para o  $^{40}\text{K}$ , para a concentração de 1% a atividade específica é de 317 Bq/kg. Usando esses valores e uma simples regra de três com as concentrações dos radioisótopos nas amostras de água (usando as concentrações determinadas por Almeida, 2011 – Tabela 3.4), foram calculadas as atividades específicas na água das três regiões estudadas e os resultados encontrados são mostrados na Tabela 3.5. A água de Aracaju não foi analisada e, portanto, não é possível determinar a sua atividade específica.

Tabela 3.5: Atividade específica média (A) do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{40}\text{K}$  para as amostras de água das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ).

<b>Amostra</b>	<b><math>A_{238\text{U}} \times 10^{-3}</math> (Bq/kg)</b>	<b><math>A_{232\text{Th}} \times 10^{-6}</math> (Bq/kg)</b>	<b><math>A_{40\text{K}}</math> (Bq/kg)</b>
<b>Média Ct</b>	52	8,16	0,19
<b>Média SQ</b>	0,7	8,16	0,15

A partir das atividades específicas (Tabela 3.5) dos radioisótopos obtidos nas amostras de água de Caetité e Santa Quitéria é possível calcular dose efetiva comprometida ( $D_{EC}$ ) a que a população está exposta ao ingerir essa água diariamente. Sabendo-se que a dose efetiva é a soma ponderada das doses equivalentes em tecidos e órgãos do organismo, o grau de impacto radiológico em cada pessoa através da ingestão de água de Caetité e Santa Quitéria foi estimado através do cálculo da dose efetiva comprometida ( $D_{EC}$ ) a partir da Expressão (3.13):

$$D_{EC} = \kappa \cdot A \cdot T \quad (3.13)$$

onde  $\kappa$  é o fator de conversão de dose efetiva (Sv/Bq); A é a atividade específica média do radionuclídeo na água (Bq/kg) e T é a taxa de consumo anual da água. Como 1 L de água equivale a 1 kg, e considerando que se consome 2 L de água por dia, logo a taxa de consumo anual de água (T) é de cerca de 730 kg/ano por pessoa.

Os valores dos fatores de conversão são baseados em modelos e dados metabólicos recentes e usados pela UNSCEAR (2000). Os fatores usados neste trabalho são apresentados na Tabela 3.6.

Tabela 3.6: Fatores de conversão para cálculo de dose efetiva comprometida para ingestão de radionuclídeos. Fonte: ICRP – 74 (1996)

<b>Radionuclídeo</b>	<b>Fator de conversão (<math>\kappa</math>) (Sv/Bq)</b>
$^{40}\text{K}$	$6,2 \times 10^{-9}$
$^{238}\text{U}$	$4,5 \times 10^{-8}$
$^{232}\text{Th}$	$2,3 \times 10^{-7}$

## Capítulo 4: RESULTADOS EXPERIMENTAIS

#### 4.1 Resultados relacionados ao radioisótopo $^{238}\text{U}$

##### 4.1.1 Concentração de $^{238}\text{U}$ nas amostras de Caetité

Na Tabela 4.1 e na Figura 4.1 são apresentados os resultados encontrados para a concentração de U-238 nas amostras de dentes da população de Caetité (Ct).

Tabela 4.1: Concentração de  $^{238}\text{U}$  em amostras de dentes da população da região de Caetité.

Amostra	$^{238}\text{U}$ (ppm)	Amostra	$^{238}\text{U}$ (ppm)
C-Ct2-2	0,029±0,004	PM-Ct2-6	0
C-Ct2-3	0	M-Ct-4	0,027±0,004
C-Ct2-4	0,030±0,004	M-Ct-11	0,009±0,001
Ca-Ct2-1	0,009±0,001	M-Ct-14	0
Ca-Ct2-2	0	DL-Ct2-2	0
PM-Ct2-3	0	DL-Ct2-1	0
PM-Ct2-4	0	DL-Ct2-3	0
		<b>Média</b>	<b>0,007±0,010</b>

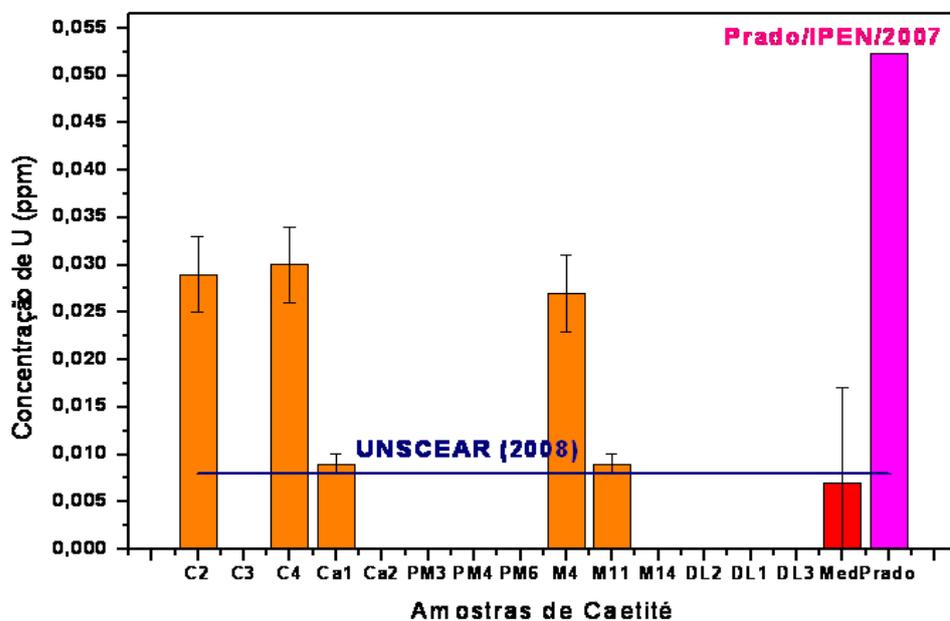


Figura 4.1: Concentração de  $^{238}\text{U}$  em amostras de dentes da população da região de Caetité.

A concentração de referência de U publicada pela UNSCEAR (2008) para os ossos é de 0,008 ppm, que corresponde a uma atividade específica de 0,1Bq/kg. O resultado médio obtido por

Prado (2007), que realizou um estudo sobre os níveis de incorporação do radionuclídeo  $^{238}\text{U}$  pelos habitantes da região de Caetité também utilizando dentes como bioindicadores, foi de 0,0523 ppm de  $^{238}\text{U}$ , ou seja, em torno de 7 vezes maior que o valor de referência. Neste trabalho, o resultado médio de urânio incorporado nas amostras de Caetité ( $0,007\pm 0,010$  ppm) diverge do valor encontrado por Prado (2007), sendo em torno de 8 vezes menor do que o relatado.

Analisando isoladamente as 14 amostras na Figura 4.1, observa-se que em apenas 5 amostras foi detectado o U-238, mas em todas essas amostras as concentrações ficaram acima do valor de referência da UNSCEAR (2008).

#### 4.1.2 Concentração de $^{238}\text{U}$ nas amostras de Santa Quitéria

Na Tabela 4.2 e Figura 4.2 são apresentados os resultados encontrados para a concentração de U-238 das amostras de Santa Quitéria (SQ).

Tabela 4.2: Concentração de  $^{238}\text{U}$  em amostras de dentes da população da região de Santa Quitéria.

<b>Amostra</b>	<b><math>^{238}\text{U}</math> (ppm)</b>	<b>Amostra</b>	<b><math>^{238}\text{U}</math> (ppm)</b>
L-SQ-1	0	Ca-SQ-1	0
L-SQ-2	$0,008\pm 0,001$	Ca-SQ-2	$0,009\pm 0,001$
L-SQ-3	0	Ca-SQ-3	0
L-SQ-4	0	Ca-SQ-4	0
L-SQ-5	0	Ca-SQ-5	$0,027\pm 0,004$
L-SQ-6	$0,029\pm 0,004$	Ca-SQ-6	0
PM-SQ-1	0	<b>Média</b>	<b><math>0,006\pm 0,009</math></b>

Em Santa Quitéria, onde não há movimentação do minério, pois a mina de urânio ainda não está sendo explorada, em apenas 4 amostras foi detectado U-238, mas também todas com valores acima do valor de referência. A concentração média determinada de U-238 nos dentes dessa população foi de ( $0,006\pm 0,009$  ppm), que está abaixo do valor de referência publicado pela UNSCEAR (2008).

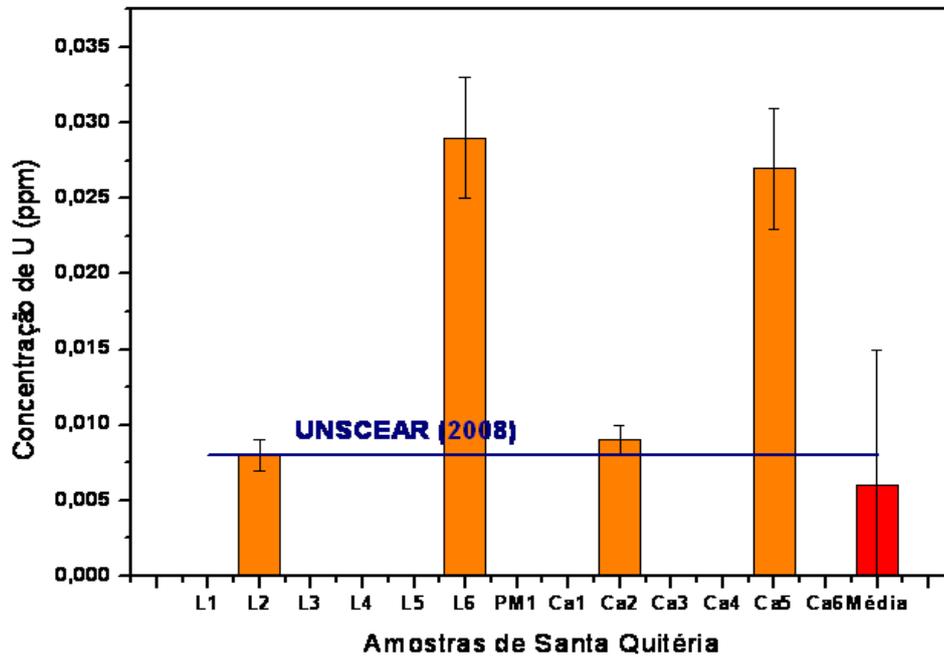


Figura 4.2: Concentração de  $^{238}\text{U}$  em amostras de dentes da população da região de Santa Quitéria.

#### 4.1.3 Concentração de $^{238}\text{U}$ nas amostras de Aracaju

Na Tabela 4.3 são apresentados os resultados encontrados para a concentração de U-238 nas amostras de dentes de residentes da região de Aracaju (Aju).

Tabela 4.3: Concentração de  $^{238}\text{U}$  em amostras de dentes da população da região controle (Aracaju).

Amostra	$^{238}\text{U}$ (ppm)	Amostra	$^{238}\text{U}$ (ppm)
C-Aju-1	0	Ca-Aju-2	0
C-Aju-2	0	PM-Aju-1	0
L-Aju-1	0	PM-Aju-3	0
L-Aju-2	0	PM-Aju-4	0
L-Aju-3	0	PM-Aju-5	0
L-Aju-4	0	PM-Aju-6	0
Ca-Aju-1	0	<b>Média</b>	<b>0</b>

Como se vê, não foi detectado U em nenhuma das amostras de dentes de Aracaju, lembrando que o limite de detecção do ICP-MS é 0,002 ppm

#### 4.1.4 Concentrações médias de $^{238}\text{U}$ nas amostras das 3 regiões estudadas

Na Tabela 4.4 e Figura 4.3 são apresentadas, de forma resumida, as médias das concentrações dos resultados obtidos para as amostras coletadas nas três regiões estudadas. As médias foram obtidas considerando-se todas as amostras da região e todos os tipos de dentes analisados.

Tabela 4.4: Concentração média de  $^{238}\text{U}$  das amostras de dentes da população.

Amostra	$^{238}\text{U}$ (ppm)
Média Aju	0
Média Ct	0,007±0,010
Média SQ	0,006±0,009

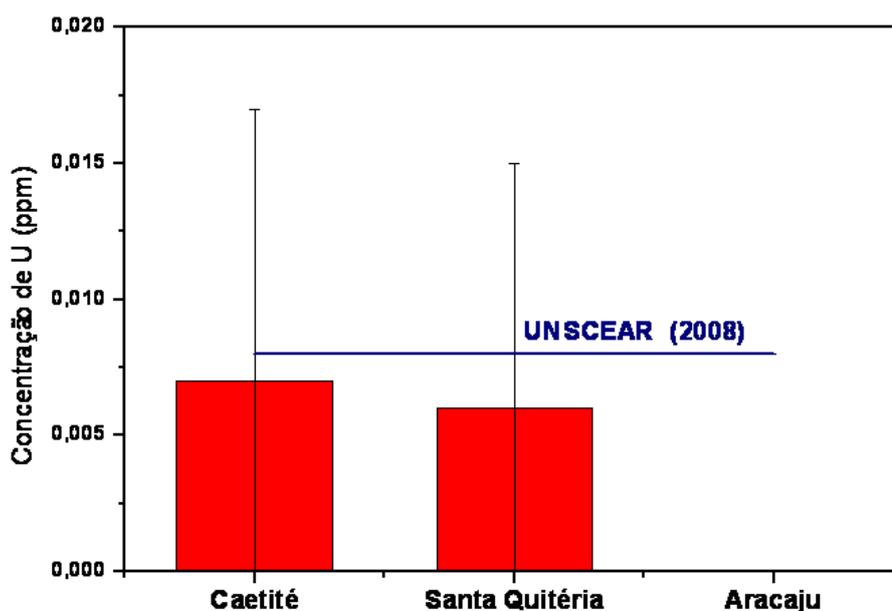


Figura 4.3: Concentração média de  $^{238}\text{U}$  das amostras de dentes da população.

Comparando a concentração de U-238 com o valor de referência publicado pela UNSCEAR (2008), os níveis médios aqui determinados encontram-se abaixo do valor de referência, tanto em amostras de Caetité quanto de Santa Quitéria. Também, como as concentrações médias de U-238 encontradas em Caetité e em Santa Quitéria são similares, como mostra a Figura 4.3, então não se pode afirmar que a mineração está causando aumento da concentração de isótopo na população de Caetité. Analisando as amostras isoladamente, 5 delas de Caetité e 4 de Santa Quitéria

apresentaram valores de concentração de U-238 acima do valor de referência, mostrando que há casos a serem investigados com maior rigor. Devido a não identificação das amostras, isso não pôde ser feito nesse trabalho. Mas como há casos em ambas as regiões, mais uma vez não se pode afirmar que a mineração seria a responsável pela grande concentração nesses casos.

#### 4.1.5 Valor médio incorporado de $^{238}\text{U}$ no esqueleto para as 3 regiões estudadas

O valor de incorporação do U-238 no esqueleto humano foi calculado de acordo com a equação 3.3. Na Tabela 4.5 são apresentados os valores médios acumulados de U-238 no esqueleto humano para as 3 regiões estudadas e na Figura 4.4 é possível comparar esses dados com valores estimados e publicados por ICRP (1976) e por WHO (2001).

Tabela 4.5: Concentração média acumulada de  $^{238}\text{U}$  no esqueleto humano da população.

Amostra	$^{238}\text{U}$ ( $\mu\text{g}$ )
Média Ct	49 $\pm$ 70
Média SQ	42 $\pm$ 63
Média Aju	0

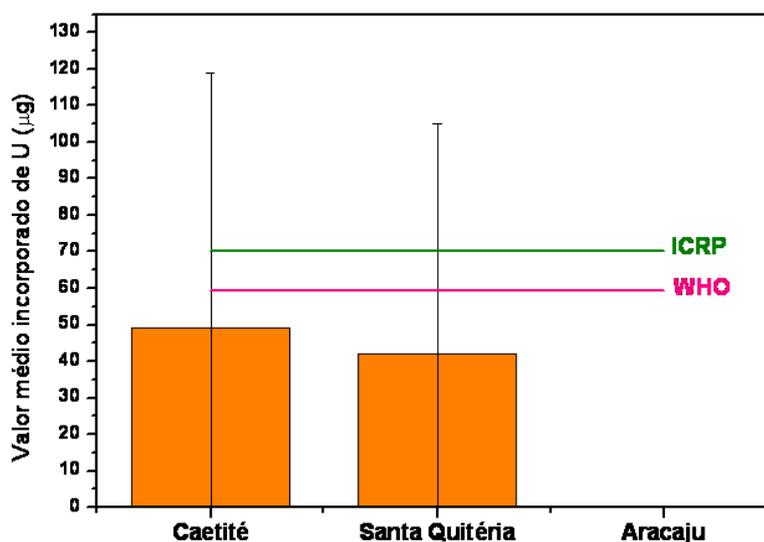


Figura 4.4: Concentração média acumulada de  $^{238}\text{U}$  no esqueleto humano da população.

Através da urina ou fezes elimina-se mais de 95% do urânio que entra no corpo. Wrenn *et al.* (1985) e Fisene & Wenford (1986) observaram, através de autópsia, que o osso é o local de maior

acúmulo de urânio, com valores entre 2 e 62  $\mu\text{g}$ . Esta variação é atribuída a fatores geográficos, dieta alimentar e incertezas analíticas. Segundo Eisenbud (1987), estima-se que o esqueleto humano contenha 25  $\mu\text{g}$  de urânio, que equivale a 0,296 Bq de atividade e é responsável por uma dose de 0,003 mSv/ano. A concentração de U-238 obtidas para amostras de dentes de Caetité e Santa Quitéria está acima do valor verificado por Eisenbud (1987), resultando também numa dose superior. Porém para ambas as regiões, a concentração determinada está dentro do intervalo verificado por Wrenn *et al.* (1985) e Fisene & Wenford (1986).

Já, segundo a ICRP (1976), estima-se que o urânio absorvido pelo sangue tende a se acumular no esqueleto em um valor aproximado de 70  $\mu\text{g}$  para adultos. Logo, neste caso, as concentrações médias de U-238 aqui determinadas estariam dentro da estimativa feita pela ICRP (1976). Porém, levando-se em conta as incertezas, como mostra a Figura 4.4, pode-se encontrar amostras com concentrações acima do valor da ICRP.

Mas, segundo WHO (2001), uma publicação bem mais atual, o organismo humano tem incorporado por ingestão ou inalação de ar, em média, 90  $\mu\text{g}$  de urânio. Aproximadamente 66% desse elemento são encontrados nos ossos (59,4 $\mu\text{g}$ ), 16% no fígado (14,4  $\mu\text{g}$ ), 8% em rins (7,2  $\mu\text{g}$ ) e 10% em outros tecidos. Como o esqueleto é um dos órgãos que mais absorve metais, o indivíduo sempre estará exposto à radiação proveniente dos isótopos radioativos desses metais que tenham sido absorvidos na estrutura óssea. Quanto maior for essa incorporação, maior será essa exposição.

Os valores médios de U-238 incorporado ao esqueleto foram similares em Caetité e em Santa Quitéria, e abaixo da média sugerida por WHO (2001). Porém, como esses são valores médios, e houve uma variação grande nos resultados obtidos para a concentração de U-238, cada indivíduo deve ser avaliado isoladamente, já que é possível ter valores acima da média sugerida por WHO, considerando a incerteza. Logo, mais uma vez, a partir do valor de U-238 incorporado nos dentes não se pode afirmar que a mineração de U está causando maior acúmulo desse isótopo na população de Caetité.

#### **4.1.6 Contribuição média do $^{238}\text{U}$ - Taxa de dose equivalente - 3 regiões estudadas**

Nas Tabelas 4.6, 4.7 e 4.8 são apresentados as taxas de dose equivalente calculadas devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$  para amostras de dentes de Caetité, Santa Quitéria e Aracaju, respectivamente, e na Figura 4.5 são mostradas as médias dessas taxas nas 3 regiões estudadas.

Tabela 4.6: Taxa de dose equivalente devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$  para amostras de dentes da cidade de Caetité.

<b>Amostra</b>	<b>H<sub>U</sub></b> <b>(mSv/a)</b>	<b>Amostra</b>	<b>H<sub>U</sub></b> <b>(mSv/a)</b>
C-Ct2-2	0,7±0,1	PM-Ct2-6	0
C-Ct2-3	0	M-Ct-4	0,62±0,09
C-Ct2-4	0,7±0,1	M-Ct-11	0,21± 0,03
Ca-Ct2-1	0,21±0,03	M-Ct-14	0
Ca-Ct2-2	0	DL-Ct2-2	0
PM-Ct2-3	0	DL-Ct2-1	0
PM-Ct2-4	0	DL-Ct2-3	0
		<b>Média</b>	<b>0,2±0,3</b>

Tabela 4.7: Taxa de dose equivalente devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$  para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria.

<b>Amostra</b>	<b>H<sub>U</sub></b> <b>(mSv/a)</b>	<b>Amostra</b>	<b>H<sub>U</sub></b> <b>(mSv/a)</b>
L-SQ-1	0	Ca-SQ-1	0
L-SQ-2	0,18±0,03	Ca-SQ-2	0,21±0,03
L-SQ-3	0	Ca-SQ-3	0
L-SQ-4	0	Ca-SQ-4	0
L-SQ-5	0	Ca-SQ-5	0,62±0,09
L-SQ-6	0,7±0,1	Ca-SQ-6	0
PM-SQ-1	0	<b>Média</b>	<b>0,1±0,2</b>

Tabela 4.8: Taxa de dose equivalente devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$  para amostras de dentes da cidade de Aracaju.

Amostra	$H_U$ (mSv/a)	Amostra	$H_U$ (mSv/a)
C-Aju-1	0	Ca-Aju-2	0
C-Aju-2	0	PM-Aju-1	0
L-Aju-1	0	PM-Aju-3	0
L-Aju-2	0	PM-Aju-4	0
L-Aju-3	0	PM-Aju-5	0
L-Aju-4	0	PM-Aju-6	0
Ca-Aju-1	0	<b>Média</b>	<b>0</b>

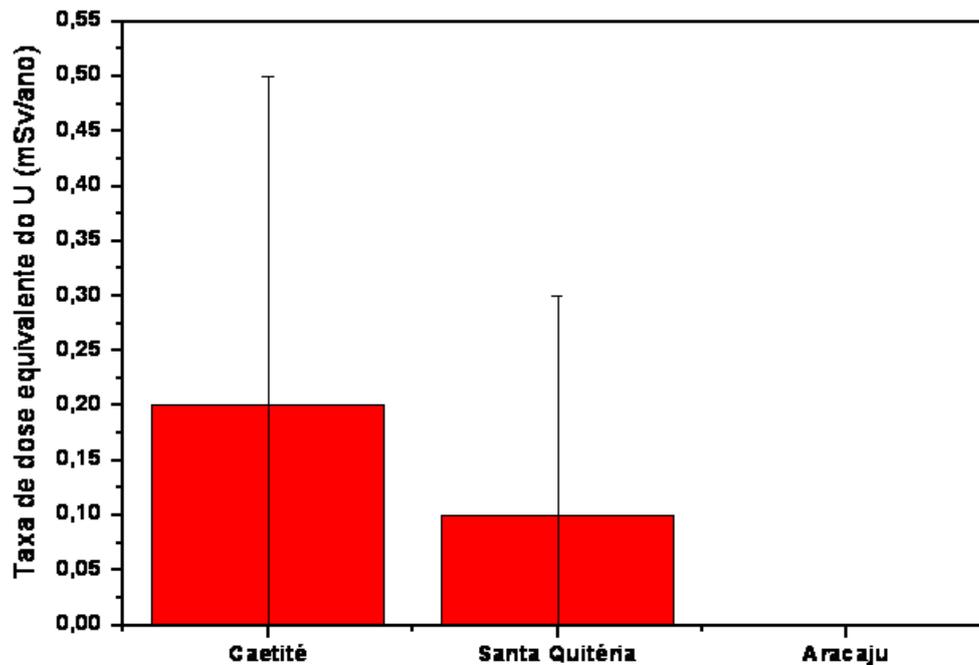


Figura 4.5: Contribuição média do  $^{238}\text{U}$  na taxa de dose equivalente.

Como a concentração de U-238 em Caetité foi mais elevada, a média da dose equivalente nessa localidade foi um pouco acima do valor encontrado para a média em Santa Quitéria. Em Aracaju, como a concentração de U-238 foi zero para todas as amostras, também a dose equivalente devido a esse isótopo foi 0 mSv/a.

#### 4.1.7 Contribuição média do $^{238}\text{U}$ - Taxa de dose efetiva - 3 regiões estudadas

As taxas de dose efetiva devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$  foram calculadas

levando em conta os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea, já que não há fator de peso dentes. Nas Tabelas 4.9, 4.10 e 4.11 são apresentados os resultados de Caetité, Santa Quitéria e Aracaju, respectivamente, e na Figura 4.6 podem ser comparadas as médias dessas taxas de dose equivalente nas 3 regiões estudadas com a contribuição na dose efetiva total a partir da ingestão e inalação do radioisótopo  $^{238}\text{U}$  publicada pela UNSCEAR (2000).

Tabela 4.9: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de

Caetité

Amostra	$E_U$ (mSv/a)	Amostra	$E_U$ (mSv/a)
C-Ct2-2	0,09± 0,01	PM-Ct2-6	0
C-Ct2-3	0	M-Ct-4	0,08±0,01
C-Ct2-4	0,09±0,01	M-Ct-11	0,027±0,004
Ca-Ct2-1	0,027±0,004	M-Ct-14	0
Ca-Ct2-2	0	DL-Ct2-2	0
PM-Ct2-3	0	DL-Ct2-1	0
PM-Ct2-4	0	DL-Ct2-3	0
		<b>Média</b>	<b>0,02±0,03</b>

Tabela 4.10: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas por  $^{238}\text{U}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de Santa

Quitéria

Amostra	$E_U$ (mSv/a)	Amostra	$E_U$ (mSv/a)
L-SQ-1	0	Ca-SQ-1	0
L-SQ-2	0,024±0,003	Ca-SQ-2	0,027± 0,004
L-SQ-3	0	Ca-SQ-3	0
L-SQ-4	0	Ca-SQ-4	0
L-SQ-5	0	Ca-SQ-5	0,08±0,01
L-SQ-6	0,09±0,01	Ca-SQ-6	0
PM-SQ-1	0	<b>Média</b>	<b>0,02±0,03</b>

Tabela 4.11: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de Aracaju.

Amostra	$E_U$ (mSv/a)	Amostra	$E_U$ (mSv/a)
C-Aju-1	0	Ca-Aju-2	0
C-Aju-2	0	PM-Aju-1	0
L-Aju-1	0	PM-Aju-3	0
L-Aju-2	0	PM-Aju-4	0
L-Aju-3	0	PM-Aju-5	0
L-Aju-4	0	PM-Aju-6	0
Ca-Aju-1	0	<b>Média</b>	<b>0</b>

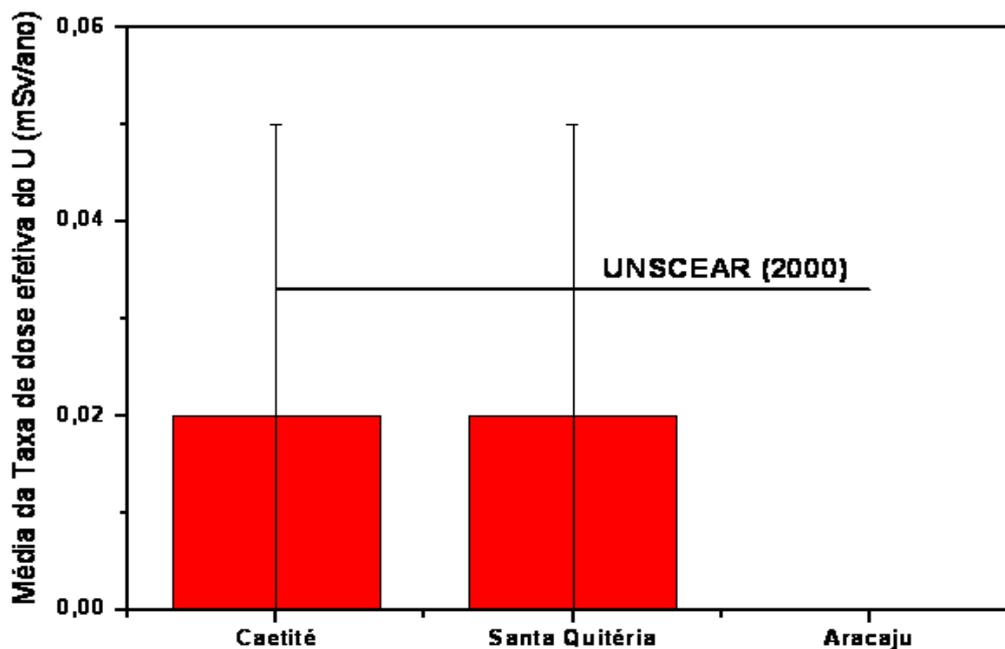


Figura 4.6: Contribuição média do  $^{238}\text{U}$  na taxa de dose efetiva.

A contribuição na dose efetiva total a partir da ingestão e inalação do radioisótopo  $^{238}\text{U}$  é de  $50 \mu\text{Sv}$  (UNSCEAR, 2000). Sabendo-se que 66% do urânio incorporado por uma pessoa encontram-se nos ossos, então, aproximadamente  $33 \mu\text{Sv}$  corresponderia a dose efetiva anual no esqueleto devido ao U-238. Como a dose efetiva anual média determinada para o esqueleto neste trabalho para Caetité e Santa Quitéria foi de  $0,20 \mu\text{Sv}$ , nos três casos o valor encontrado está abaixo do valor de referência estabelecido pela UNSCEAR. Porém, considerando a incerteza, tanto para Caetité como para Santa Quitéria, é possível ter valores acima da referência, como se pode observar

na Figura 4.6, o que mostra mais uma vez que cada amostra deve ser analisada detalhadamente, buscando as causas da elevada incorporação de U-238. Este trabalho, por outro lado não indica necessariamente que a contaminação de algumas amostras foi provocada pela mineração de urânio em Caetité, uma vez que o solo e a água da região são ricos em urânio (ALMEIDA, 2011) e em Santa Quitéria não há ainda exploração da mina, mas mesmo assim há casos com elevada incorporação de U-238.

## 4.2 Resultados relacionados ao radioisótopo $^{232}\text{Th}$

### 4.2.1 Concentração de $^{232}\text{Th}$ nas amostras de Caetité

Na Tabela 4.12 são apresentados os resultados obtidos das concentrações de  $^{232}\text{Th}$  nas amostras de Caetité e na Figura 4.7 esses valores podem ser comparados ao resultado de Prado (2007) e ao intervalo de referência publicado pela UNSCEAR (2008).

Tabela 4.12: Concentração de  $^{232}\text{Th}$  obtida nas amostras de dentes da população da região de Caetité.

<b>Amostra</b>	<b><math>^{232}\text{Th}\times 10^{-3}</math> (ppm)</b>	<b>Amostra</b>	<b><math>^{232}\text{Th}\times 10^{-3}</math> (ppm)</b>
C-Ct2-2	58±9	PM-Ct2-6	59±9
C-Ct2-3	53±8	M-Ct-4	55±8
C-Ct2-4	59±9	M-Ct-11	15,1±2,3
Ca-Ct2-1	16,6±2,5	M-Ct-14	55±8
Ca-Ct2-2	54±8	DL-Ct2-2	53±8
PM-Ct2-3	14,2±2,1	DL-Ct2-1	27±4
PM-Ct2-4	58±9	DL-Ct2-3	58±9
		<b>Média</b>	<b>45±17</b>

A concentração média de Th-232 incorporada nos dentes da população de Caetité aqui determinada foi aproximadamente 5 vezes maior do resultado encontrado (0,0094 ppm) por Prado (2007) em análises de dentes por ICP na mesma localidade. Já o intervalo de referência publicado pela UNSCEAR (2008) para a concentração de Th-232 nos ossos é de 0,001 a 0,006 ppm (ou seja, de 0,006 a 0,024 Bq/kg). Logo, tanto a concentração média de Th-232 encontrada por Prado (2007) quanto as encontradas neste trabalho para Caetité estão bem acima do intervalo de referência, como mostra a Figura 4.7.

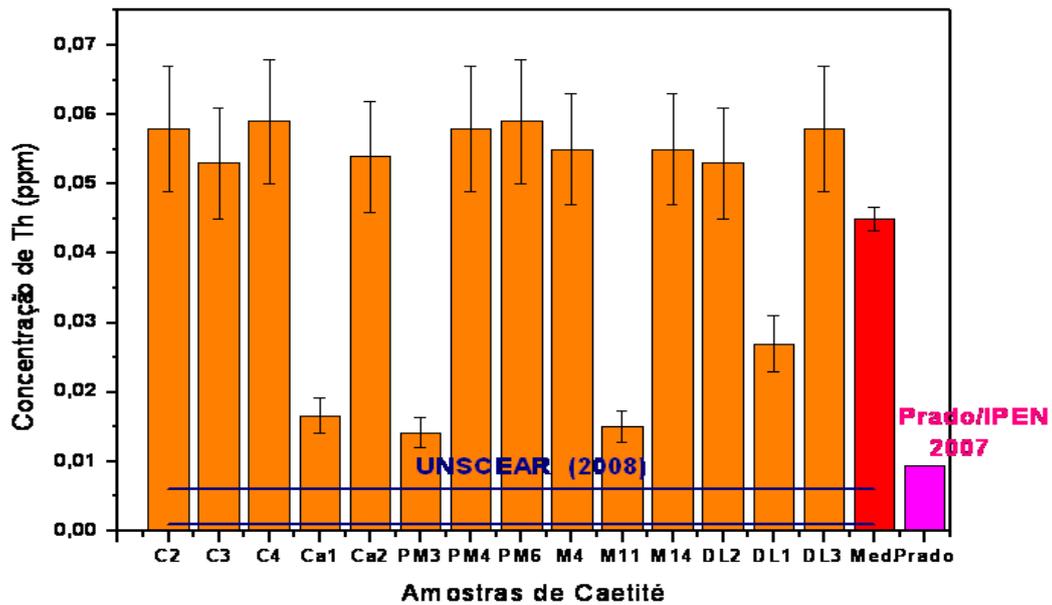


Figura 4.7: Concentração de  $^{232}\text{Th}$  obtida nas amostras de dentes da população da região de Caetit.

#### 4.2.2 Concentração de $^{232}\text{Th}$ nas amostras de Santa Quitéria

Na Tabela 4.13 são apresentados os resultados obtidos das concentrações de  $^{232}\text{Th}$  nas amostras de dentes de Santa Quitéria e na Figura 4.8 esses valores podem ser comparados ao intervalo de referência publicado pela UNSCEAR (2008).

Tabela 4.13: Concentração de  $^{232}\text{Th}$  obtida nas amostras de dentes da população da região de Santa Quitéria.

Amostra	$^{232}\text{Th} \times 10^{-3}$ (ppm)	Amostra	$^{232}\text{Th} \times 10^{-3}$ (ppm)
L-SQ-1	55±8	Ca-SQ-1	50±8
L-SQ-2	14±2	Ca-SQ-2	16±2
L-SQ-3	49±7	Ca-SQ-3	50±8
L-SQ-4	54±8	Ca-SQ-4	56±8
L-SQ-5	14±2	Ca-SQ-5	58±9
L-SQ-6	52±8	Ca-SQ-6	15,4±2,3
PM-SQ-1	13±2	<b>Média</b>	<b>38±19</b>

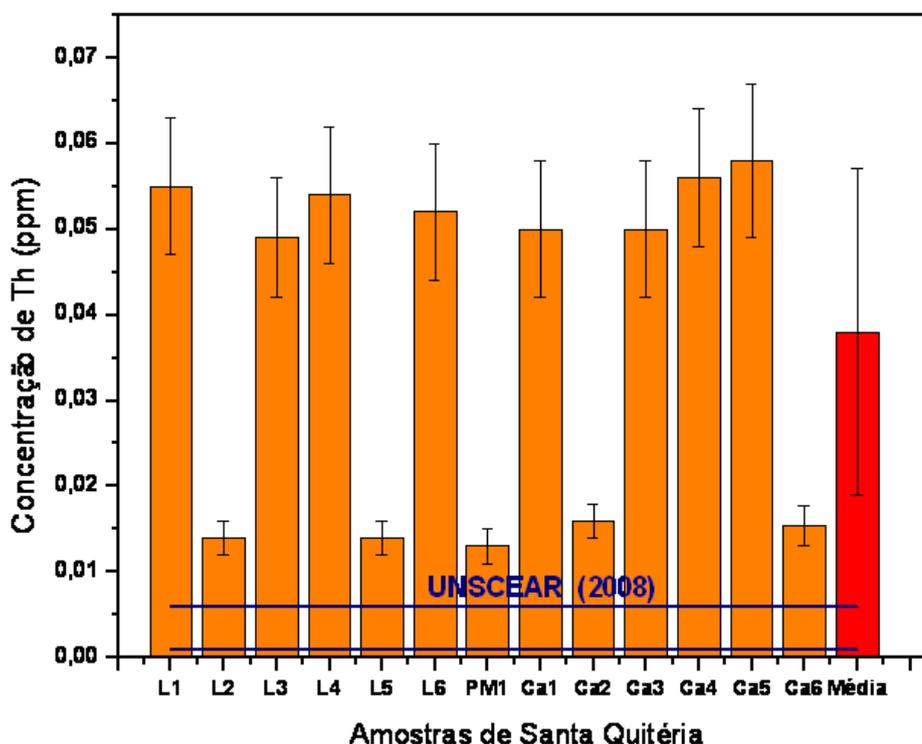


Figura 4.8: Concentração de  $^{232}\text{Th}$  obtida nas amostras de dentes da população da região de Santa Quitéria

Como se pode verificar, as concentrações determinadas neste trabalho em todas as amostras de Santa Quitéria estão acima do intervalo de referência da UNSCEAR (2008), como mostra a Figura 4.8.

#### 4.2.3 Concentração de $^{232}\text{Th}$ nas amostras de Aracaju

Na Tabela 4.14 são apresentados os resultados obtidos das concentrações de  $^{232}\text{Th}$  nas amostras de dentes de Aracaju e na Figura 4.9 esses valores podem ser comparados ao intervalo de referência publicado pela UNSCEAR (2008).

Mesmo sendo Aracaju uma região onde não há mineradoras de urânio, as concentrações de Th-232 encontradas neste trabalho para todas as amostras dessa localidade estão muito acima do intervalo de referência publicado pela UNSCEAR (2008), como mostra a Figura 4.9.

Tabela 4.14: Concentração de  $^{232}\text{Th}$  obtida nas amostras de dentes da população da região controle (Aracaju).

Amostra	$^{232}\text{Th}\times 10^{-3}$ (ppm)	Amostra	$^{232}\text{Th}\times 10^{-3}$ (ppm)
C-Aju-1	53±8	Ca-Aju-2	52±8
C-Aju-2	60±9	PM-Aju-1	57±9
L-Aju-1	52±8	PM-Aju-3	59±9
L-Aju-2	57±8	PM-Aju-4	58±9
L-Aju-3	53±8	PM-Aju-5	53±8
L-Aju-4	60±9	PM-Aju-6	55±8
Ca-Aju-1	48±7	<b>Média</b>	<b>55±4</b>

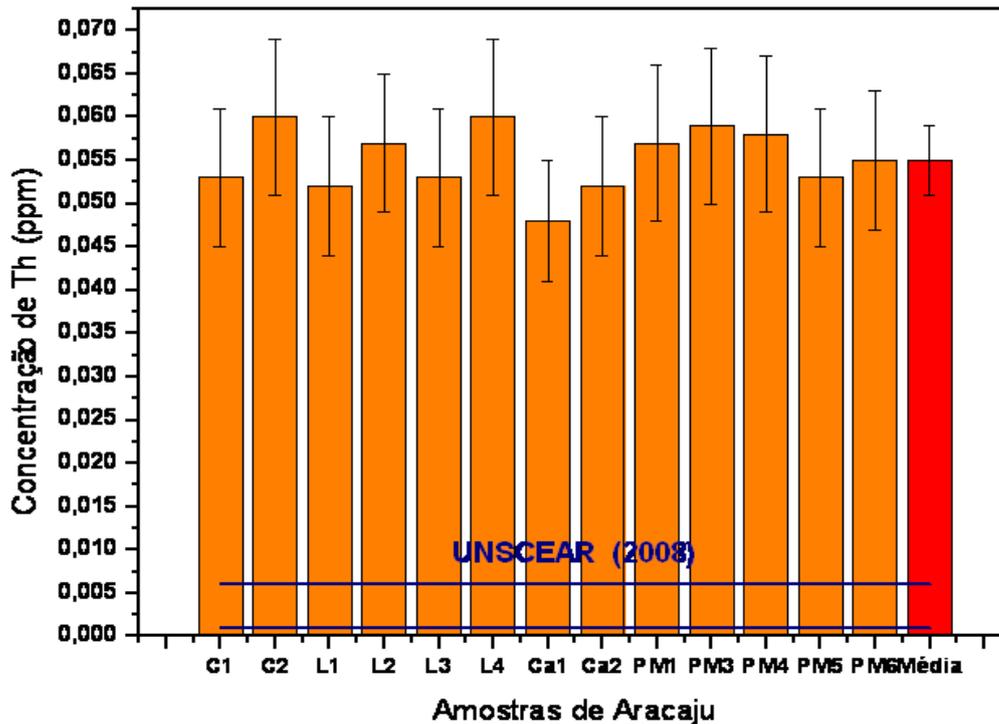


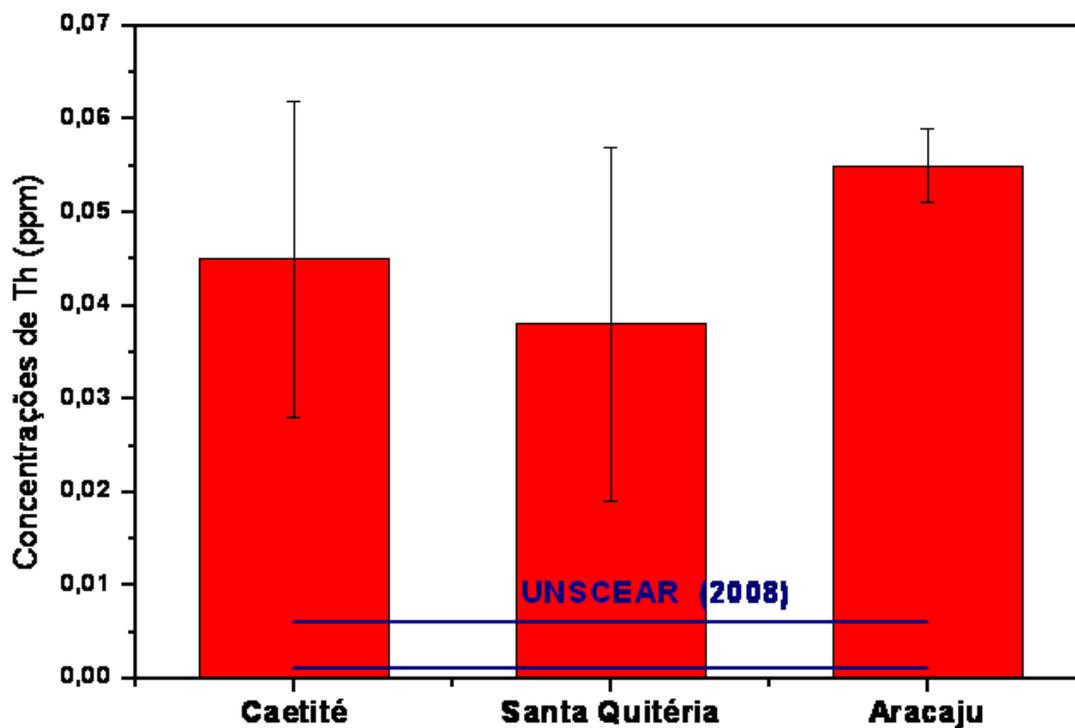
Figura 4.9: Concentração de  $^{232}\text{Th}$  obtida nas amostras de dentes da população da região controle (Aracaju).

#### 4.2.4 Concentrações médias de $^{232}\text{Th}$ nas amostras das 3 regiões estudadas

Na Tabela 4.15 e Figura 4.10 são apresentadas, de forma resumida, as médias das concentrações dos resultados obtidos para as amostras coletadas nas três regiões estudadas. As médias foram obtidas considerando-se todos os tipos de dentes analisados.

Tabela 4.15: Concentrações médias de  $^{232}\text{Th}$  nas amostras de dentes da população.

Amostra	$^{232}\text{Th}$ (ppm)
Média Aju	0,055±0,004
Média Ct	0,045±0,017
Média SQ	0,038±0,019

Figura 4.10: Concentrações médias de  $^{232}\text{Th}$  nas amostras de dentes da população.

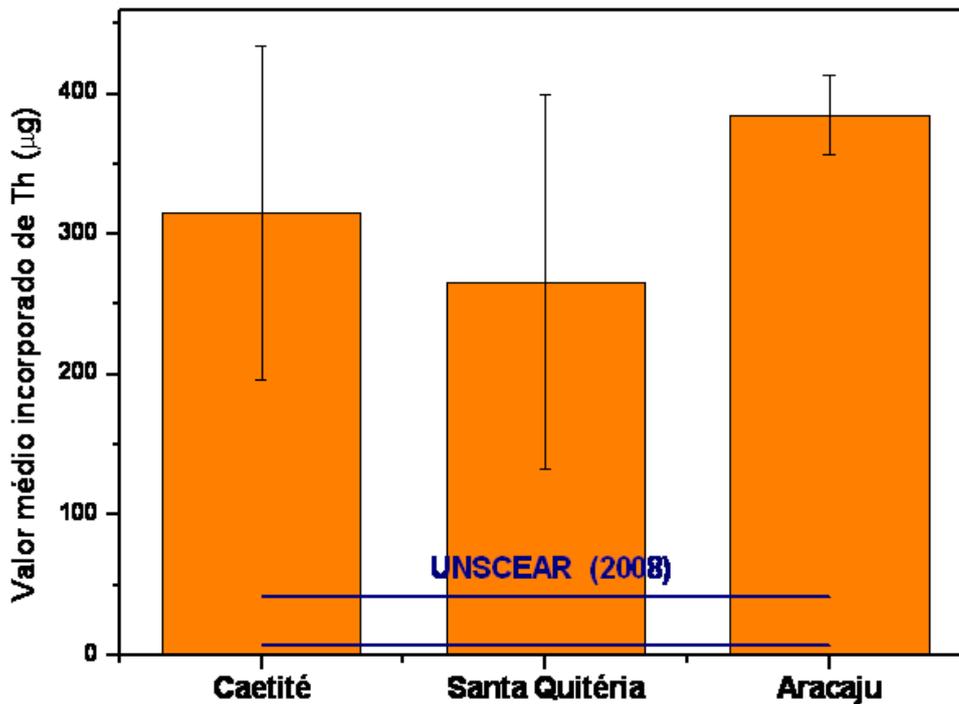
Levando-se em conta as incertezas, as médias da concentração de Th-232 determinadas para as três localidades foram similares. Aracaju apresentou valor médio mais alto surpreendentemente, já que não era esperado que nessa região houvesse grande quantidade de Th.

#### 4.2.5 Valor médio incorporado de $^{232}\text{Th}$ no esqueleto para as 3 regiões estudadas

O valor de incorporação média do Th-232 no esqueleto humano foi calculado de acordo com a equação 3.3. Na Tabela 4.16 e Figura 4.11 são apresentados os resultados da concentração média acumulada de  $^{232}\text{Th}$  no esqueleto humano das 3 regiões estudadas.

Tabela 4.16: Concentração média acumulada de  $^{232}\text{Th}$  no esqueleto humano.

Amostra	$^{232}\text{Th}$ ( $\mu\text{g}$ )
Média Ct	$(32 \pm 12) \times 10$
Média SQ	$(27 \pm 13) \times 10$
Média Aju	$385 \pm 28$

Figura 4.11: Concentração média acumulada de  $^{232}\text{Th}$  no esqueleto humano.

Segundo a UNSCEAR (2008), o intervalo de concentração de referência para o Th-232 no corpo humano é de 6 a 24 mBq/kg. Sabendo que 7000 g é o peso do esqueleto e convertendo esses limites, o intervalo de referência para o Th-232 acumulado é de 7 a 42  $\mu\text{g}$  (42 a 168 mBq). Logo os valores aqui determinados do total médio de Th-232 acumulado no esqueleto estão bem acima do limite superior da referência em todas as 3 regiões estudadas.

Ainda, levando-se em conta as incertezas, a média da incorporação do Th-232 no esqueleto determinada foi similar nas três regiões. Isso também leva a afirmação de que a mineração de U não estaria causando um aumento da exposição à radiação na população de Caetité devido à maior incorporação desse radionuclídeo.

#### 4.2.6 Contribuição média do $^{232}\text{Th}$ - Taxa de dose equivalente - 3 regiões estudadas

Nas Tabelas 4.17, 4.18 e 4.19 são apresentados os resultados das taxas de dose equivalente devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{232}\text{Th}$  para amostras de dentes de Caetité, Santa Quitéria e

Aracaju, respectivamente, e na Figura 4.12 são mostradas as médias dessa taxa de dose equivalente nas 3 regiões estudadas.

Tabela 4.17: Taxa de dose equivalente devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{232}\text{Th}$  para amostras de dentes da população de Caetité.

<b>Amostra</b>	<b>H<sub>Th</sub></b> <b>(mSv/a)</b>	<b>Amostra</b>	<b>H<sub>Th</sub></b> <b>(mSv/a)</b>
C-Ct2-2	0,35±0,05	PM-Ct2-6	0,36±0,05
C-Ct2-3	0,32±0,05	M-Ct-4	0,34±0,05
C-Ct2-4	0,36±0,05	M-Ct-11	0,09±0,01
Ca-Ct2-1	0,10±0,02	M-Ct-14	0,34±0,05
Ca-Ct2-2	0,33± 0,05	DL-Ct2-2	0,32±0,04
PM-Ct2-3	0,09±0,01	DL-Ct2-1	0,17±0,02
PM-Ct2-4	0,36± 0,05	DL-Ct2-3	0,36±0,05
		<b>Média</b>	<b>0,28±0,01</b>

Tabela 4.18: Taxa de dose equivalente devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{232}\text{Th}$  para amostras de dentes da população de Santa Quitéria.

<b>Amostra</b>	<b>H<sub>Th</sub></b> <b>(mSv/a)</b>	<b>Amostra</b>	<b>H<sub>Th</sub></b> <b>(mSv/a)</b>
L-SQ-1	0,34±0,05	Ca-SQ-1	0,31±0,04
L-SQ-2	0,09±0,01	Ca-SQ-2	0,10±0,01
L-SQ-3	0,30±0,04	Ca-SQ-3	0,31±0,05
L-SQ-4	0,33±0,05	Ca-SQ-4	0,34± 0,05
L-SQ-5	0,09±0,01	Ca-SQ-5	0,36± 0,05
L-SQ-6	0,32±0,05	Ca-SQ-6	0,09±0,01
PM-SQ-1	0,08±0,01	<b>Média</b>	<b>0,2±0,1</b>

Tabela 4.19: Taxa de dose equivalente devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{232}\text{Th}$  para amostras de dentes da população de Aracaju.

Amostra	$H_{\text{Th}}$ (mSv/a)	Amostra	$H_{\text{Th}}$ (mSv/a)
C-Aju-1	0,32±0,05	Ca-Aju-2	0,32±0,04
C-Aju-2	0,37±0,05	PM-Aju-1	0,35±0,05
L-Aju-1	0,32±0,05	PM-Aju-3	0,36±0,05
L-Aju-2	0,35±0,05	PM-Aju-4	0,35±0,05
L-Aju-3	0,32±0,05	PM-Aju-5	0,32±0,05
L-Aju-4	0,37±0,05	PM-Aju-6	0,34±0,05
Ca-Aju-1	0,29±0,04	<b>Média</b>	<b>0,34±0,02</b>

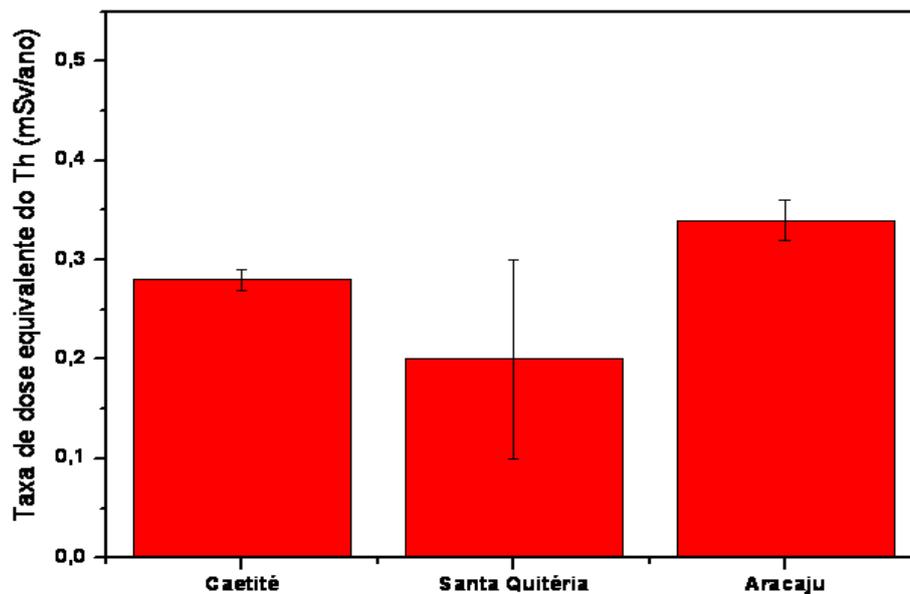


Figura 4.12: Contribuição média do  $^{232}\text{Th}$  na taxa de dose equivalente na população.

Considerando a incerteza, as médias da taxa de dose equivalente nos dentes de residentes das regiões estudadas são muito similares, sendo Aracaju aquela com maior valor médio, como mostra a Figura 4.12.

#### 4.2.7 Contribuição média do $^{232}\text{Th}$ - Taxa de dose efetiva - 3 regiões estudadas

Nas Tabelas 4.20, 4.21 e 4.22 são apresentados os resultados das taxas de dose efetiva no esqueleto devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{232}\text{Th}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de Caetité, Santa Quitéria e Aracaju,

respectivamente, e na Figura 4.13 são mostradas as médias dessa taxa de dose efetiva nas 3 regiões comparadas com o nível de referência publicado pela UNSCEAR (2000).

Tabela 4.20: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{232}\text{Th}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Caetité

Amostra	$E_{\text{Th}}$ (mSv/a)	Amostra	$E_{\text{Th}}$ (mSv/a)
C-Ct2-2	0,046±0,006	PM-Ct2-6	0,047± 0,006
C-Ct2-3	0,042±0,006	M-Ct-4	0,044±0,006
C-Ct2-4	0,047±0,007	M-Ct-11	0,012±0,002
Ca-Ct2-1	0,013±0,002	M-Ct-14	0,044±0,006
Ca-Ct2-2	0,043±0,006	DL-Ct2-2	0,042±0,006
PM-Ct2-3	0,011±0,002	DL-Ct2-1	0,021±0,003
PM-Ct2-4	0,046±0,006	DL-Ct2-3	0,046±0,006
		<b>Média</b>	<b>0,04±0,01</b>

Tabela 4.21: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{232}\text{Th}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Santa Quitéria

Amostra	$E_{\text{Th}}$ (mSv/a)	Amostra	$E_{\text{Th}}$ (mSv/a)
L-SQ-1	0,044±0,006	Ca-SQ-1	0,040±0,005
L-SQ-2	0,011±0,002	Ca-SQ-2	0,013±0,002
L-SQ-3	0,039± 0,005	Ca-SQ-3	0,040± 0,006
L-SQ-4	0,043±0,006	Ca-SQ-4	0,045±0,006
L-SQ-5	0,011±0,002	Ca-SQ-5	0,046±0,006
L-SQ-6	0,041±0,006	Ca-SQ-6	0,012± 0,002
PM-SQ-1	0,010±0,001	<b>Média</b>	<b>0,03±0,02</b>

Tabela 4.22: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas por  $^{232}\text{Th}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Aracaju.

Amostra	$E_{\text{Th}}$ (mSv/a)	Amostra	$E_{\text{Th}}$ (mSv/a)
C-Aju-1	0,042±0,005	Ca-Aju-2	0,041±0,006
C-Aju-2	0,048±0,007	PM-Aju-1	0,045±0,006
L-Aju-1	0,041±0,006	PM-Aju-3	0,047±0,006
L-Aju-2	0,045±0,006	PM-Aju-4	0,046±0,006
L-Aju-3	0,042±0,006	PM-Aju-5	0,042±0,006
L-Aju-4	0,048±0,007	PM-Aju-6	0,044±0,006
Ca-Aju-1	0,038±0,005	<b>Média</b>	<b>0,044±0,003</b>

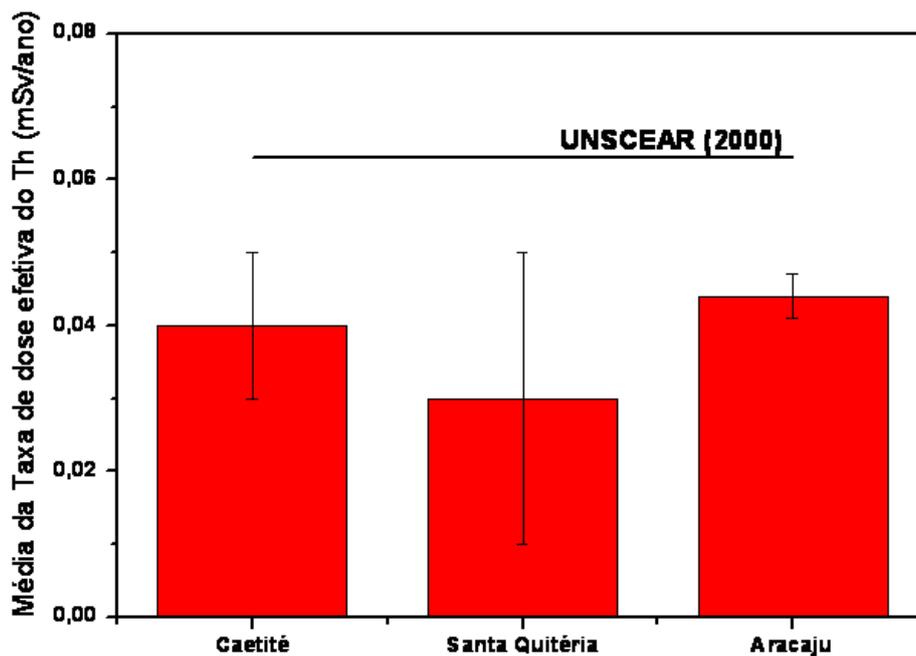


Figura 4.13: Contribuição média do  $^{232}\text{Th}$  na taxa de dose efetiva na população.

O tório com seus produtos de decaimento contribuem com 90  $\mu\text{Sv}$  na dose efetiva anual devido à exposição interna a radionuclídeos naturais (UNSCEAR, 2000). Como 70% deste elementos são incorporados nos ossos, 63  $\mu\text{Sv}$  da dose efetiva anual seria depositada neste órgão. A dose efetiva anual média no esqueleto determinada neste trabalho para residentes das regiões de Aracaju, Caetité e Santa Quitéria foram 44  $\mu\text{Sv}$ , 40  $\mu\text{Sv}$  e 30  $\mu\text{Sv}$ , respectivamente, e todas estão abaixo do valor de referência estabelecido pela UNSCEAR.

### 4.3 Resultados relacionados ao radioisótopo $^{40}\text{K}$

#### 4.3.1 Concentração de $^{40}\text{K}$ nas amostras de Caetité

As concentrações de K-39 foram determinadas com análise por ICP-MS e as concentrações de K-40 foram calculadas segundo a distribuição isotópica natural.

Na Tabela 4.23 e Figura 4.14 são apresentados os resultados das concentrações de K-39 e de K-40 obtidas nas amostras de dentes de residentes da região de Caetité.

Tabela 4.23: Concentrações de  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  determinadas em dentes de residentes da região de Caetité.

Amostra	$^{39}\text{K}$ %	$^{40}\text{K}$ %	Amostra	$^{39}\text{K}$ %	$^{40}\text{K}$ %
C-Ct2-2	60±15	0,0064±0,0015	PM-Ct2-6	68±17	0,0072±0,0018
C-Ct2-3	49±12	0,0052±0,0013	M-Ct-4	54±13	0,0058±0,0014
C-Ct2-4	50±13	0,0054±0,0013	M-Ct-11	6,9±1,7	0,0007±0,0001
Ca-Ct2-1	35±9	0,0038±0,0009	M-Ct-14	50±13	0,0054±0,0013
Ca-Ct2-2	47±12	0,0050±0,0012	DL-Ct2-2	47±12	0,0050±0,0012
PM-Ct2-3	7,4±1,9	0,0008±0,0001	DL-Ct2-1	7,5±1,9	0,0008±0,0002
PM-Ct2-4	45±11	0,0048±0,0012	DL-Ct2-3	66±17	0,0071±0,0017
			<b>Média</b>	<b>42±20</b>	<b>0,0045±0,0021</b>

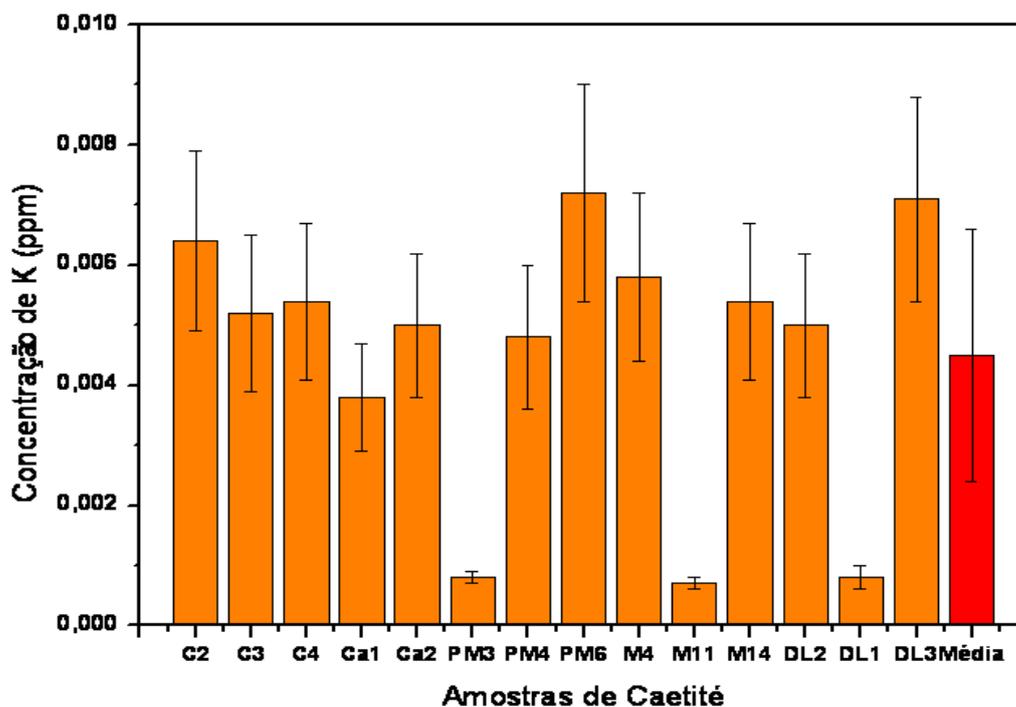


Figura 4.14: Concentração de  $^{40}\text{K}$  determinada em dentes de residentes da região de Caetité.

### 4.3.2 Concentração de $^{40}\text{K}$ nas amostras de Santa Quitéria

Na Tabela 4.24 e Figura 4.15 são apresentados os resultados das concentrações de K-39 e de K-40 obtidas nas amostras de dentes de residentes da região de Santa Quitéria.

Tabela 4.24: Concentrações de  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  determinadas em dentes de residentes da região de Santa Quitéria.

Amostra	$^{39}\text{K}$ %	$^{40}\text{K}$ %	Amostra	$^{39}\text{K}$ %	$^{40}\text{K}$ %
L-SQ-1	70±18	0,0075±0,0018	Ca-SQ-1	75±19	0,0081±0,0020
L-SQ-2	23±6	0,0025±0,0006	Ca-SQ-2	11±2,6	0,0011±0,0007
L-SQ-3	43±11	0,0046±0,0011	Ca-SQ-3	54±14	0,0058±0,0014
L-SQ-4	54±14	0,0058±0,0014	Ca-SQ-4	65±16	0,0070±0,0017
L-SQ-5	1,7±0,4	0,00018±0,00004	Ca-SQ-5	47±12	0,0050±0,0012
L-SQ-6	6,7±1,7	0,0007±0,0001	Ca-SQ-6	18±4	0,0019±0,0004
PM-SQ-1	1,6±0,4	0,00017±0,00004	<b>Média</b>	<b>36±26</b>	<b>0,0039±0,0093</b>

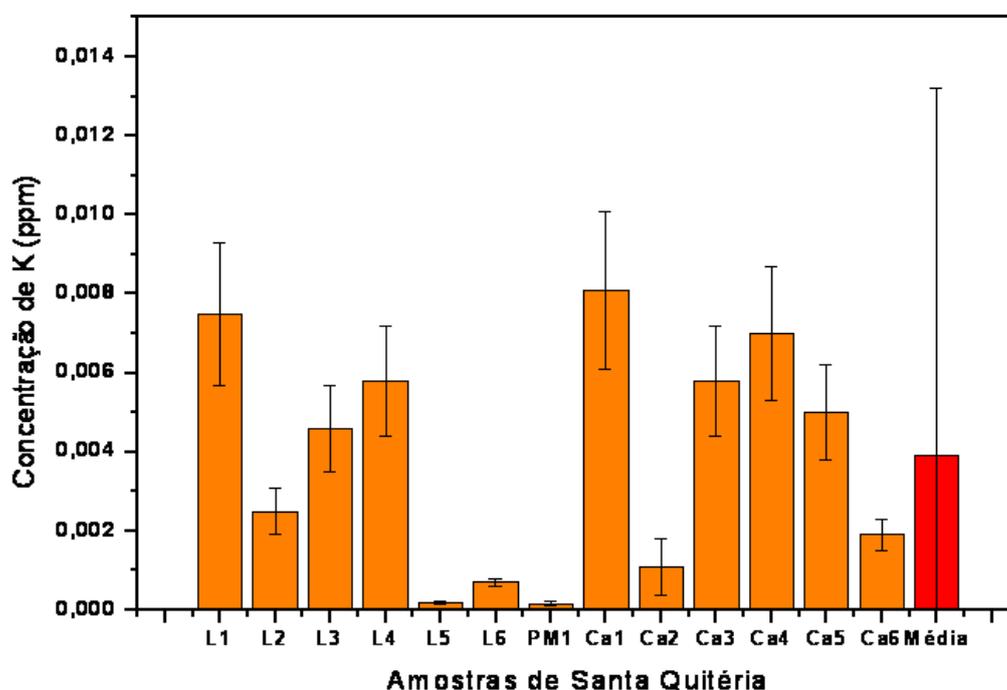


Figura 4.15: Concentração de  $^{40}\text{K}$  determinada em dentes de residentes da região de Santa Quitéria.

### 4.3.3 Concentração de $^{40}\text{K}$ nas amostras de Aracaju

Na Tabela 4.25 e Figura 4.16 são apresentados os resultados das concentrações de K-39 e de

K-40 obtidas nas amostras de dentes de residentes da região de Aracaju.

Tabela 4.25: Concentrações de  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  determinadas em dentes de residentes da região controle (Aracaju).

Amostra	$^{39}\text{K}$ %	$^{40}\text{K}$ %	Amostra	$^{39}\text{K}$ %	$^{40}\text{K}$ %
C-Aju-1	22±6	0,0024±0,0006	Ca-Aju-2	21±5	0,0023±0,0005
C-Aju-2	50±13	0,0054±0,0013	PM-Aju-1	37±9	0,0034±0,0009
L-Aju-1	41±10	0,0044±0,0011	PM-Aju-3	40±10	0,0043±0,0010
L-Aju-2	57±14	0,0062±0,0015	PM-Aju-4	38±9	0,0040±0,0010
L-Aju-3	20±5	0,0021±0,0005	PM-Aju-5	43±11	0,0046±0,0011
L-Aju-4	42±10	0,0044±0,0011	PM-Aju-6	26±7	0,0028±0,0007
Ca-Aju-1	7,9±2,0	0,0008±0,0002	<b>Média</b>	<b>34±13</b>	<b>0,0036±0,0014</b>

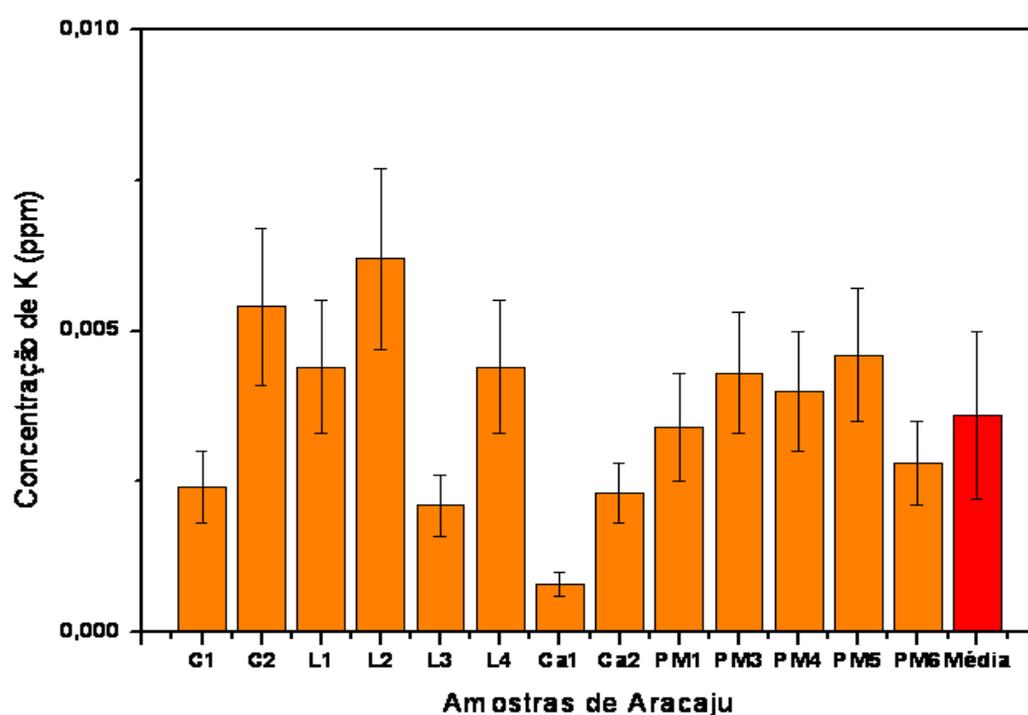


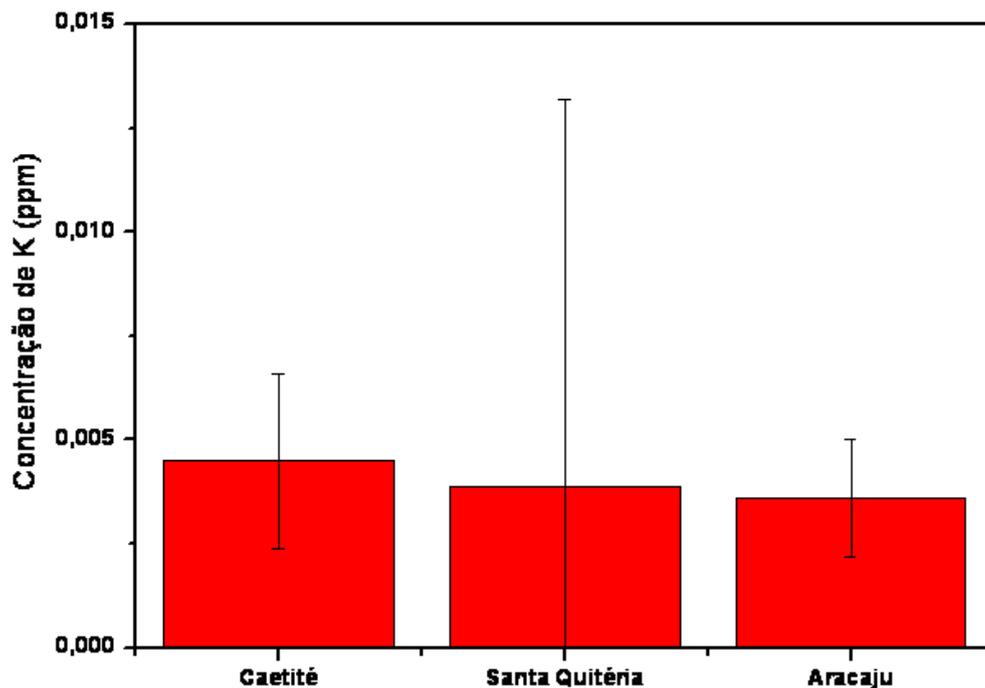
Figura 4.16: Concentração de  $^{40}\text{K}$  determinada em dentes de residentes da região de controle (Aracaju).

#### 4.3.4 Concentrações médias de $^{40}\text{K}$ nas amostras das 3 regiões estudadas

Na Tabela 4.26 e Figura 4.17 são apresentadas, de forma resumida, as médias das concentrações dos resultados obtidos para as amostras coletadas nas três regiões estudadas. As médias foram obtidas considerando-se todos os tipos de dentes analisados.

Tabela 4.26: Concentrações médias de  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  determinadas em dentes da população.

Amostra	$^{39}\text{K}$ %	$^{40}\text{K}$ %
Média Aju	34±13	0,0036±0,0014
Média Ct	42±20	0,0045±0,0021
Média SQ	36±26	0,0039±0,0093

Figura 4.17: Concentração média de  $^{40}\text{K}$  nas amostras de dentes da população.

O potássio é incorporado ao organismo através da alimentação. O equilíbrio homeostático mantém os níveis de potássio no corpo, independentemente do seu isótopo ingerido em alimentos ou água, seja ele radioativo ou não. Sabe-se que aproximadamente 0,0118% da concentração do potássio na Terra é composto pelo radioisótopo  $^{40}\text{K}$ . Segundo a NCRP (1987), um homem de 70 kg (homem de referência) contém aproximadamente 140 g de potássio distribuído em seu corpo, ficando a maioria nos músculos. Dessas 140 g de potássio, 0,02 g seriam de K-40, o que corresponde a atividade de 3,7 kBq (0,1  $\mu\text{Ci}$ ). O conteúdo de K-40 do peso corporal é, aproximadamente, de 0,18% para adultos e de 0,2% para crianças (NCRP, 1987).

A comparação dos dados aqui encontrados para o K-40 com os valores reportados pela literatura é muito difícil, visto que as amostras analisadas neste trabalho são dentes, sobre o qual não há referências da concentração de K-40. Também a concentração encontrada foi bem pequena,

mas, como já foi dito, o potássio se acumula, em sua maioria, nos músculos.

Considerando-se as incertezas, as concentrações médias de K-40 determinadas em dentes de residentes das três regiões consideradas são bastante similares, como mostra a Figura 4.17.

#### 4.3.5 Valor médio incorporado de $^{40}\text{K}$ no esqueleto para as 3 regiões estudadas

Na Tabela 4.27 e Figura 4.18 são apresentados os resultados do valor médio incorporado de K no esqueleto da população das 3 regiões estudadas.

Tabela 4.27: Concentração média acumulada de  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  no esqueleto humano da população.

Amostra	$^{39}\text{K}\% \times 10^6$ ( $\mu\text{g}$ )	$^{40}\text{K}\%$ ( $\mu\text{g}$ )
Média Ct	0,29 $\pm$ 0,01	32 $\pm$ 15
Média SQ	0,3 $\pm$ 0,2	27 $\pm$ 65
Média Aju	0,24 $\pm$ 0,09	25 $\pm$ 10

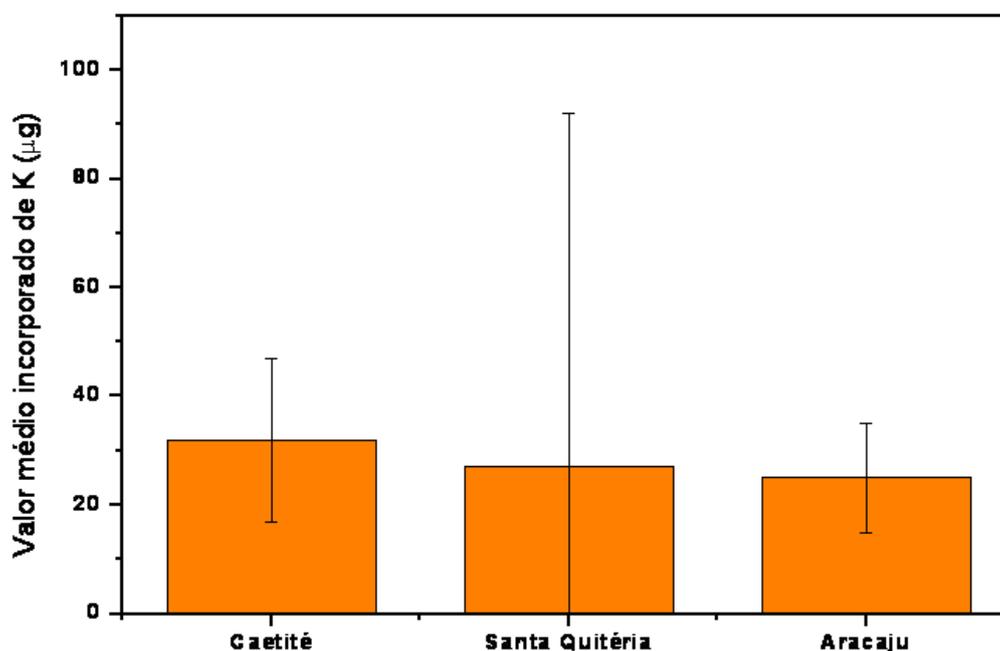


Figura 4.18: Valor médio acumulado de  $^{40}\text{K}$  no esqueleto humano da população.

Considerando-se as incertezas, as incorporações médias de K-40 determinadas em residentes das três regiões consideradas são bastante similares, o que mais uma vez não indicaria nenhuma influência da mineração de U no aumento da concentração desse radioisótopo na população de Caetité.

#### 4.3.6 Contribuição média do $^{40}\text{K}$ - Taxa de dose equivalente - 3 regiões estudadas

Nas Tabelas 4.28, 4.29 e 4.30 são apresentados os resultados das taxas de dose equivalente devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{40}\text{K}$  nas amostras de dentes de Caetité, Santa Quitéria e Aracaju, respectivamente, e na Figura 4.19 são mostradas as médias dessa taxa de dose equivalente.

Tabela 4.28: Taxa de dose equivalente devido às radiações  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{40}\text{K}$  para amostras de dentes da cidade de Caetité.

Amostra	$H_K$ (mSv/a)	Amostra	$H_K$ (mSv/a)
C-Ct2-2	0,007±0,001	PM-Ct2-6	0,008±0,002
C-Ct2-3	0,005±0,001	M-Ct-4	0,006±0,001
C-Ct2-4	0,006±0,001	M-Ct-11	0,0007±0,0001
Ca-Ct2-1	0,0040± 0,0008	M-Ct-14	0,006± 0,001
Ca-Ct2-2	0,005±0,001	DL-Ct2-2	0,005± 0,001
PM-Ct2-3	0,0008± 0,0002	DL-Ct2-1	0,0008± 0,0002
PM-Ct2-4	0,005±0,001	DL-Ct2-3	0,007±0,001
		<b>Média</b>	<b>0,005±0,002</b>

Tabela 4.29: Taxa de dose equivalente devido às radiações  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{40}\text{K}$  para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria.

Amostra	$H_K$ (mSv/a)	Amostra	$H_K$ (mSv/a)
L-SQ-1	0,008± 0,002	Ca-SQ-1	0,009±0,002
L-SQ-2	0,0026±0,0005	Ca-SQ-2	0,0012±0,0002
L-SQ-3	0,005±0,001	Ca-SQ-3	0,006±0,001
L-SQ-4	0,006± 0,001	Ca-SQ-4	0,007±0,001
L-SQ-5	0,00019±0,00004	Ca-SQ-5	0,005±0,001
L-SQ-6	0,0007±0,0001	Ca-SQ-6	0,0020±0,0004
PM-SQ-1	0,00018±0,00004	<b>Média</b>	<b>0,004±0,003</b>

Tabela 4.30: Taxa de dose equivalente devido às radiações  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{40}\text{K}$  para amostras de dentes da cidade de Aracaju.

Amostra	$H_K$ (mSv/a)	Amostra	$H_K$ (mSv/a)
C-Aju-1	0,0025±0,0005	Ca-Aju-2	0,0024±0,0005
C-Aju-2	0,006±0,001	PM-Aju-1	0,0036±0,0007
L-Aju-1	0,0046±0,0009	PM-Aju-3	0,0045±0,0009
L-Aju-2	0,007±0,001	PM-Aju-4	0,0042±0,0008
L-Aju-3	0,0022±0,0004	PM-Aju-5	0,005±0,001
L-Aju-4	0,0046±0,0009	PM-Aju-6	0,0030±0,0006
Ca-Aju-1	0,0008±0,0002	<b>Média</b>	<b>0,004±0,002</b>

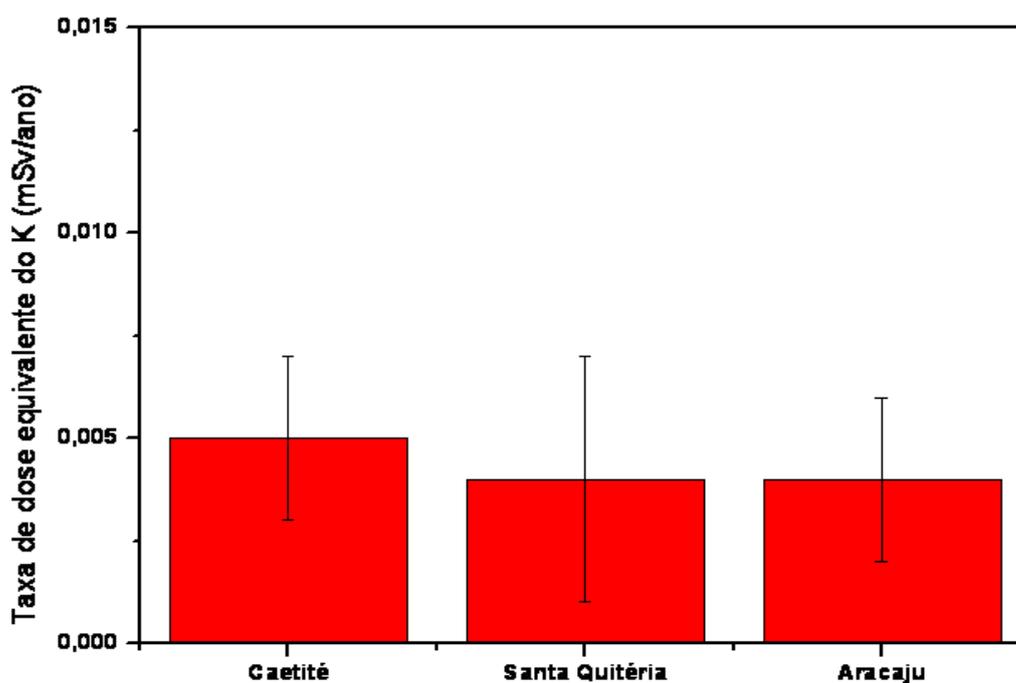


Figura 4.19: Contribuição média do  $^{40}\text{K}$  na taxa de dose equivalente.

Considerando a incerteza, as médias da dose equivalente sobre os dentes de residentes das três regiões estudadas são similares.

#### 4.3.7 Contribuição média do $^{40}\text{K}$ - Taxa de dose efetiva - 3 regiões estudadas

Nas Tabelas 4.31, 4.32 e 4.33 são apresentados os resultados das taxas de dose efetiva no esqueleto devido às radiações  $\alpha$ ,  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{40}\text{K}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de Caetité, Santa Quitéria e Aracaju,

respectivamente, e na Figura 4.20 são mostradas as médias dessa taxa de dose efetiva nas 3 regiões.

Tabela 4.31: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{40}\text{K}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Caetité

Amostra	$E_K$ (mSv/a)	Amostra	$E_K$ (mSv/a)
C-Ct2-2	0,0009±0,0002	PM-Ct2-6	0,0010±0,0002
C-Ct2-3	0,0007±0,0001	M-Ct-4	0,0008±0,0001
C-Ct2-4	0,0007±0,0001	M-Ct-11	0,00010±0,00002
Ca-Ct2-1	0,0005±0,0001	M-Ct-14	0,0007±0,0001
Ca-Ct2-2	0,0007±0,0001	DL-Ct2-2	0,0007±0,0001
PM-Ct2-3	0,00011±0,00002	DL-Ct2-1	0,00011±0,00002
PM-Ct2-4	0,0007±0,0001	DL-Ct2-3	0,0010±0,0002
		<b>Média</b>	<b>0,0006±0,0003</b>

Tabela 4.32: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{40}\text{K}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Santa Quitéria.

Amostra	$E_K$ (mSv/a)	Amostra	$E_K$ (mSv/a)
L-SQ-1	0,0010±0,0002	Ca-SQ-1	0,0011±0,0002
L-SQ-2	0,00034±0,00006	Ca-SQ-2	0,00015±0,00003
L-SQ-3	0,0006±0,0001	Ca-SQ-3	0,0008±0,0001
L-SQ-4	0,0008±0,0001	Ca-SQ-4	0,0010±0,0002
L-SQ-5	0,000025±0,000005	Ca-SQ-5	0,0007±0,0001
L-SQ-6	0,00010±0,00002	Ca-SQ-6	0,00026±0,00005
PM-SQ-1	0,000023± 0,000004	<b>Média</b>	<b>0,0005±0,0004</b>

Tabela 4.33: Taxa de dose efetiva total no esqueleto devido às radiações  $\beta$  e  $\gamma$  emitidas pelo  $^{40}\text{K}$  usando os fatores de peso ( $w_T$ ) da medula óssea e superfície óssea para amostras de dentes de residentes de Aracaju.

Amostra	$E_K$ (mSv/a)	Amostra	$E_K$ (mSv/a)
C-Aju-1	0,00033±0,00006	Ca-Aju-2	0,00032±0,00006
C-Aju-2	0,0007±0,0001	PM-Aju-1	0,00047±0,00009
L-Aju-1	0,0006±0,0001	PM-Aju-3	0,0006±0,0001
L-Aju-2	0,0008±0,0002	PM-Aju-4	0,0005±0,0001
L-Aju-3	0,00029±0,00005	PM-Aju-5	0,0006±0,0001
L-Aju-4	0,0006±0,0001	PM-Aju-6	0,00038±0,00007
Ca-Aju-1	0,00011± 0,00002	<b>Média</b>	<b>0,0005±0,0002</b>

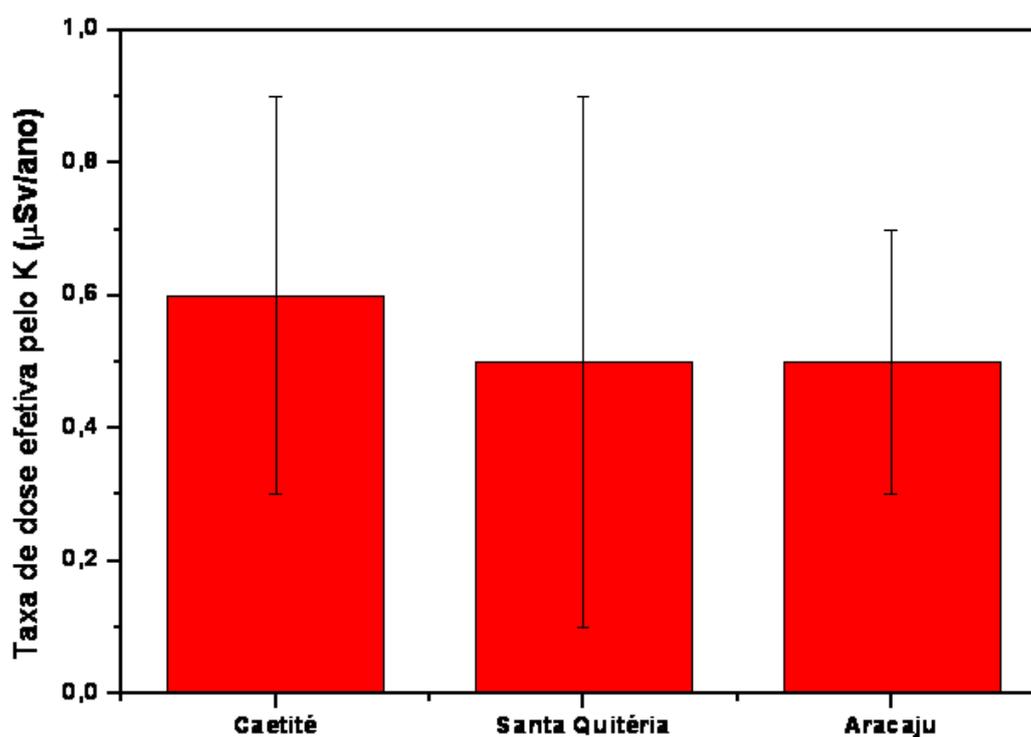


Figura 4.20: Contribuição média do  $^{40}\text{K}$  na taxa de dose efetiva.

Segundo a UNSCEAR (2000), o  $^{40}\text{K}$  acarreta uma dose equivalente anual no organismo de 170  $\mu\text{Sv}$  para adultos, sendo que a maior contribuição é devido à partícula  $\beta^-$  em vez da radiação gama emitida, já que a radiação beta emitida pelos radioisótopos incorporados é praticamente totalmente absorvida pelo organismo, enquanto a radiação gama pode atravessar os órgãos

interagindo muito pouco.

O potássio, juntamente com o cálcio e o fósforo, é um dos minerais mais abundantes no corpo humano, e um elemento necessário ao funcionamento e metabolismo interno das células, sendo fundamental para manter o equilíbrio dinâmico apresentado pelas das membranas. Logo, o seu isótopo radioativo, o  $^{40}\text{K}$ , é o que mais contribui com a radioatividade natural interna, com 60 a 70% da dose total (UNSCEAR, 2000). Como aproximadamente 95% do potássio existente no organismo está localizado no interior das células (maior parte nos músculos), era de se esperar que a contribuição determinada para o K-40 na dose efetiva anual para o esqueleto fosse baixa, como se observa nos resultados onde em média a dose efetiva anual para Aracaju, Caetité e Santa Quitéria foi de 0,5  $\mu\text{Sv}$ , 0,6  $\mu\text{Sv}$  e 0,5  $\mu\text{Sv}$ , respectivamente. Para uma análise melhor sobre esse radioisótopo, o mais correto seria investigar amostras de músculo, o que, na prática, é muito mais complicado de se obter do que amostras de dentes.

Dentre os radionuclídeos analisados nesse trabalho, o Th-232 é o que contribui com a maior taxa de dose efetiva para a população, mesmo em Caetité, onde poderia se esperar que o isótopo mais importante incorporado fosse o U-238, pois há a exploração de U. Aparentemente, a partir dos dados de concentração acumulada, somente o U-238 é incorporado nos dentes em maior quantidade nas regiões com o minério, sendo a incorporação de Th-232 e K-40 é muito similar nas três localizações, como mostram as Figuras 4.4, 4.11 e 4.18.

A questão do efeito biológico causado por baixos níveis de dose é bastante complexa já que diversos fatores como alimentos, drogas e produtos químicos contribuem para causar danos no corpo humano e até o câncer. Sendo assim, essas doses, mesmo sendo pequenas, podem vir a contribuir para problemas de saúde na população, mas é claro, é extremamente difícil correlacionar esses dados com problemas de saúde na população local. O que se pode afirmar a partir desse trabalho é que, em média, não foi detectado nenhum problema com a taxa de dose efetiva a partir da ingestão dos radioisótopos U-238, Th-232 e K-40 em nenhuma das regiões analisadas. Todas as taxas de doses efetivas determinadas estão abaixo das médias encontradas na literatura.

#### **4.4 Taxas de dose absorvida nas 3 regiões estudadas**

Taxa de dose absorvida total no esqueleto ( $D_{\text{Ta}}$ ) foi calculada utilizando a equação 3.4 com os fatores devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  emitidas nas séries do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{40}\text{K}$ , apresentados na Tabela 3.3, e devido a radiação gama ambiental ( $D_{\gamma}$ ), apresentados na Tabela 3.4 para Caetité e Santa Quitéria e 0,52 mGy/a (UNSCEAR, 2000) para Aracaju. Os resultados determinados da dose absorvida nesse trabalho encontram-se nas tabelas 4.34, 4.35 e 4.36 para amostras de dentes de moradores das regiões de Aracaju, Caetité e Santa Quitéria, respectivamente. A Figura 4.21 mostra

as médias dessa taxa de dose absorvida para cada uma das regiões estudadas.

Tabela 4.34: Taxa de dose absorvida total no esqueleto ( $D_{Ta}$ ) em residentes de Aracaju.

<b>Amostra</b>	<b><math>D_{Ta}</math> (mGy/a)</b>	<b>Amostra</b>	<b><math>D_{Ta}</math> (mGy/a)</b>
C-Aju-1	0,539±0,002	Ca-Aju-2	0,538±0,002
C-Aju-2	0,543±0,003	PM-Aju-1	0,541±0,003
L-Aju-1	0,540±0,003	PM-Aju-3	0,542±0,003
L-Aju-2	0,543±0,003	PM-Aju-4	0,541±0,003
L-Aju-3	0,538±0,002	PM-Aju-5	0,540±0,003
L-Aju-4	0,542±0,003	PM-Aju-6	0,540± 0,003
Ca-Aju-1	0,536±0,002	<b>Média</b>	<b>0,540±0,002</b>

Tabela 4.35: Taxa de dose absorvida total no esqueleto ( $D_{Ta}$ ) em residentes de Caetité.

<b>Amostra</b>	<b><math>D_{Ta}</math> (mGy/a)</b>	<b>Amostra</b>	<b><math>D_{Ta}</math> (mGy/a)</b>
C-Ct2-2	0,8±0,1	PM-Ct2-6	0,8±0,1
C-Ct2-3	0,8±0,1	M-Ct-4	0,8±0,1
C-Ct2-4	0,8± 0,1	M-Ct-11	0,7±0,1
Ca-Ct2-1	0,7± 0,1	M-Ct-14	0,7±0,1
Ca-Ct2-2	0,7±0,1	DL-Ct2-2	0,7±0,1
PM-Ct2-3	0,7±0,1	DL-Ct2-1	0,7±0,1
PM-Ct2-4	0,8±0,1	DL-Ct2-3	0,8±0,1
		<b>Média</b>	<b>0,75±0,05</b>

Tabela 4.36: Taxa de dose absorvida total no esqueleto ( $D_{Ta}$ ) em residentes de Santa Quitéria.

Amostra	$D_{Ta}$ (mGy/a)	Amostra	$D_{Ta}$ (mGy/a)
L-SQ-1	$0,14\pm 0,03$	Ca-SQ-1	$0,14\pm 0,03$
L-SQ-2	$0,14\pm 0,03$	Ca-SQ-2	$0,14\pm 0,03$
L-SQ-3	$0,14\pm 0,03$	Ca-SQ-3	$0,14\pm 0,03$
L-SQ-4	$0,14\pm 0,03$	Ca-SQ-4	$0,14\pm 0,03$
L-SQ-5	$0,12\pm 0,03$	Ca-SQ-5	$0,17\pm 0,03$
L-SQ-6	$0,17\pm 0,03$	Ca-SQ-6	$0,13\pm 0,03$
PM-SQ-1	$0,12\pm 0,03$	<b>Média</b>	<b><math>0,14\pm 0,01</math></b>

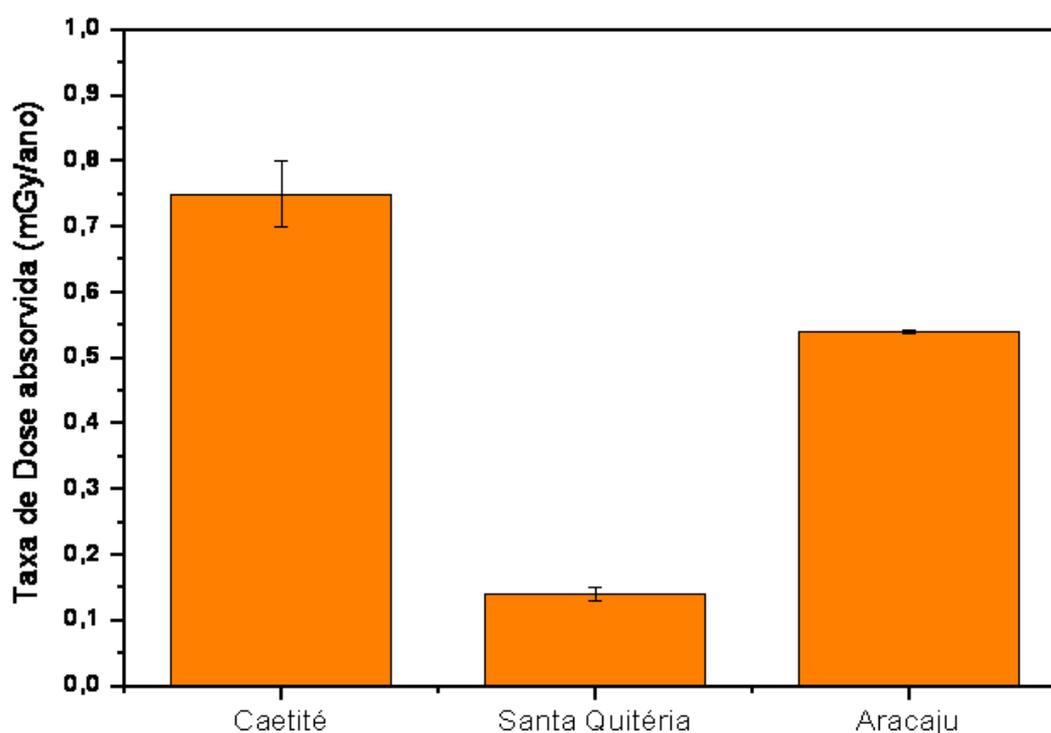


Figura 4.21: Média da taxa de dose absorvida total.

A média taxa de dose absorvida total no esqueleto ( $D_{Ta}$ ) em Caetité é a maior determinada, com  $(0,75\pm 0,05)$  mGy/a, seguida de  $(0,54\pm 0,002)$  mGy/a em Aracaju e de  $(0,14\pm 0,01)$  mGy/a em Santa Quitéria. Ou seja, apesar de Aracaju não ser uma região considerada de maior risco radiológico, apresenta maior taxa de dose absorvida do que a região de Santa Quitéria, que possui uma grande jazida de U.

#### 4.4.1 Dose absorvida e espectros de EPR de Aracaju

Nas Tabelas 4.37 e 4.38 são apresentados os resultados das estimativas de dose absorvida em 50 anos nas amostras de dentes da região controle (Aracaju) devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{40}\text{K}$  e devido a radiação gama ambiental ( $D\gamma$ ). Nas Figuras 4.22 e 4.23 são apresentados os espectros EPR das amostras de esmalte dentário de residentes de Aracaju mostradas nas Tabelas 4.37 e 4.38, respectivamente. Em nenhuma das 13 amostras analisadas foi detectado sinal paramagnético devido à irradiação do dente.

Tabela 4.37: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Aracaju.

Amostra	D (50 anos) (mGy)
C-Aju-1	26,9±0,1
C-Aju-2	27,1±0,1
L-Aju-1	27,0±0,1
L-Aju-3	26,9±0,1
L-Aju-4	27,1±0,1
PM-Aju-6	27,0±0,1

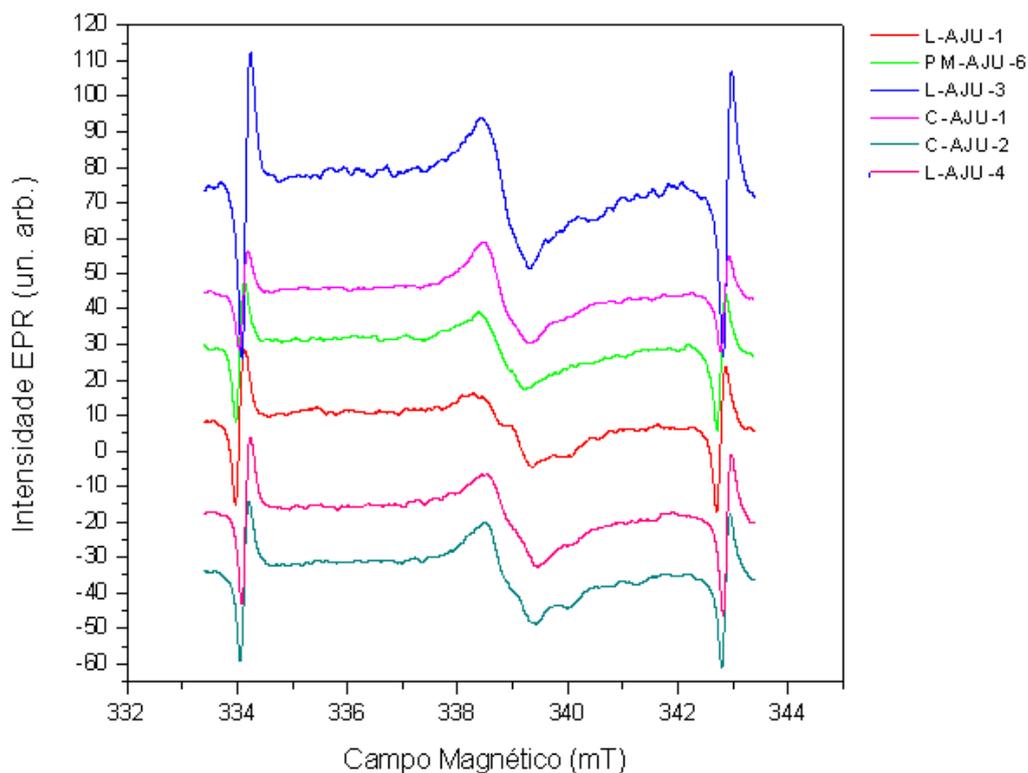


Figura 4.22: Espectros EPR de amostras de esmalte dentário de residentes de Aracaju.

Tabela 4.38: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de dentes de residentes de Aracaju.

Amostra	D (50 anos) (mGy)	Amostra	D (50 anos) (mGy)
L-Aju-2	27,1±0,1	PM-Aju-1	27,0±0,1
Ca-Aju-1	26,8±0,1	PM-Aju-3	27,1±0,1
Ca-Aju-2	26,9±0,1	PM-Aju-4	27,0±0,1
		PM-Aju-5	27,0±0,1

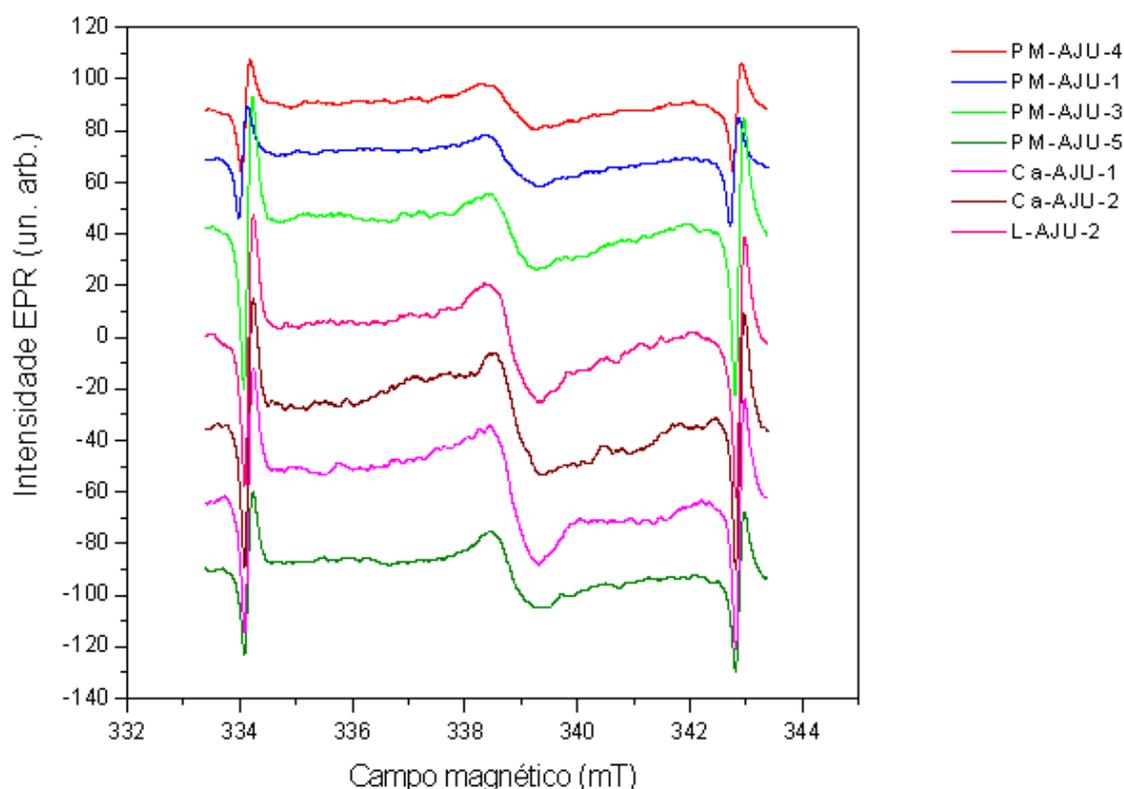


Figura 4.23: Espectros EPR de amostras de esmalte dentário de residentes de Aracaju.

#### 4.4.2 Dose absorvida e espectros de EPR de Caetité

Nas Tabelas 4.39, 4.40 e 4.41 são apresentados os resultados das estimativas de dose absorvida em 50 anos nas amostras de dentes da região de Caetité devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{40}\text{K}$  e devido a radiação gama ambiental ( $D\gamma$ ). Nas Figuras 4.24, 4.25 e 4.26 são apresentados os espectros EPR das amostras de esmalte dentário de residentes de Caetité mostradas nas Tabelas 4.39, 4.40 e 4.41, respectivamente. Foram analisadas algumas amostras por EPR que não foram investigadas com ICP-MS, e por isso não aparecem nas tabelas de dose absorvida. Na maioria das amostras analisadas não foi detectado sinal paramagnético devido a

irradiação do dente. Entretanto, na Figura 4.26 são mostradas 3 amostras que sugeriram a presença de um sinal proveniente da radiação.

Tabela 4.39: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Caetité.

<b>Amostra</b>	<b>D (50 anos) (mGy)</b>
Ca-Ct2-1	35±5
PM-Ct2-4	40±5
PM-Ct2-6	40±5

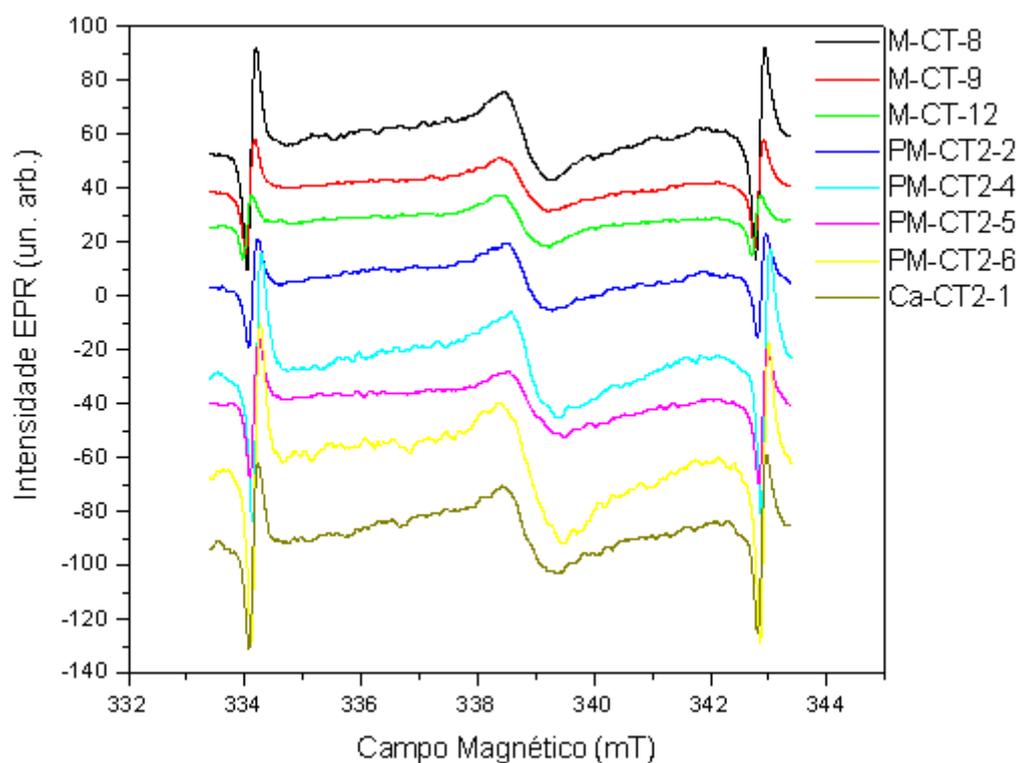


Figura 4.24: Espectros EPR de amostras de esmalte dentário de residentes de Caetité.

Tabela 4.40: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Caetité.

Amostra	D (50 anos) (mGy)	Amostra	D (50 anos) (mGy)
C-Ct2-3	40±5	M-Ct-14	35±5
PM-Ct2-3	35±5	DL-Ct2-2	35±5
M-Ct-4	40±5	DL-Ct2-1	35±5
M-Ct-11	35±5	DL-Ct2-3	40±5

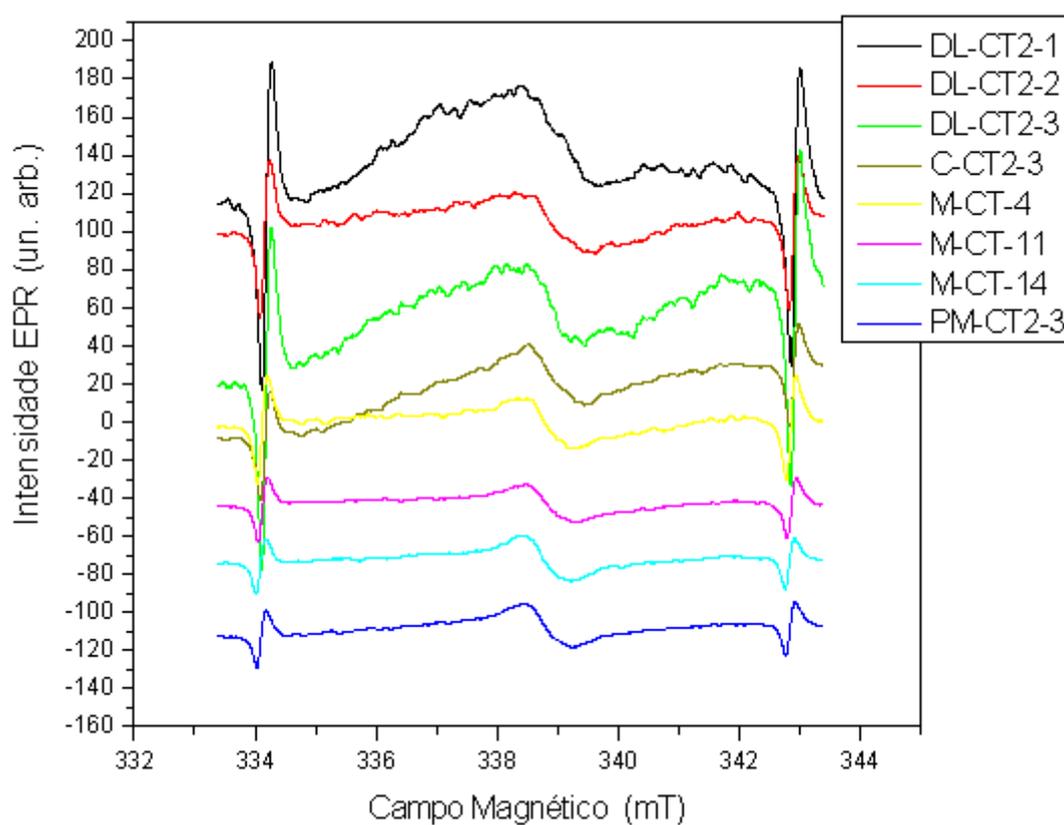


Figura 4.25: Espectros EPR de amostras de esmalte dentário de residentes de Caetité.

Tabela 4.41: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Caetité.

Amostra	D (50 anos) (mGy)
C-Ct2-2	40±5
C-Ct2-4	40±5
M-Ct-4	40±5

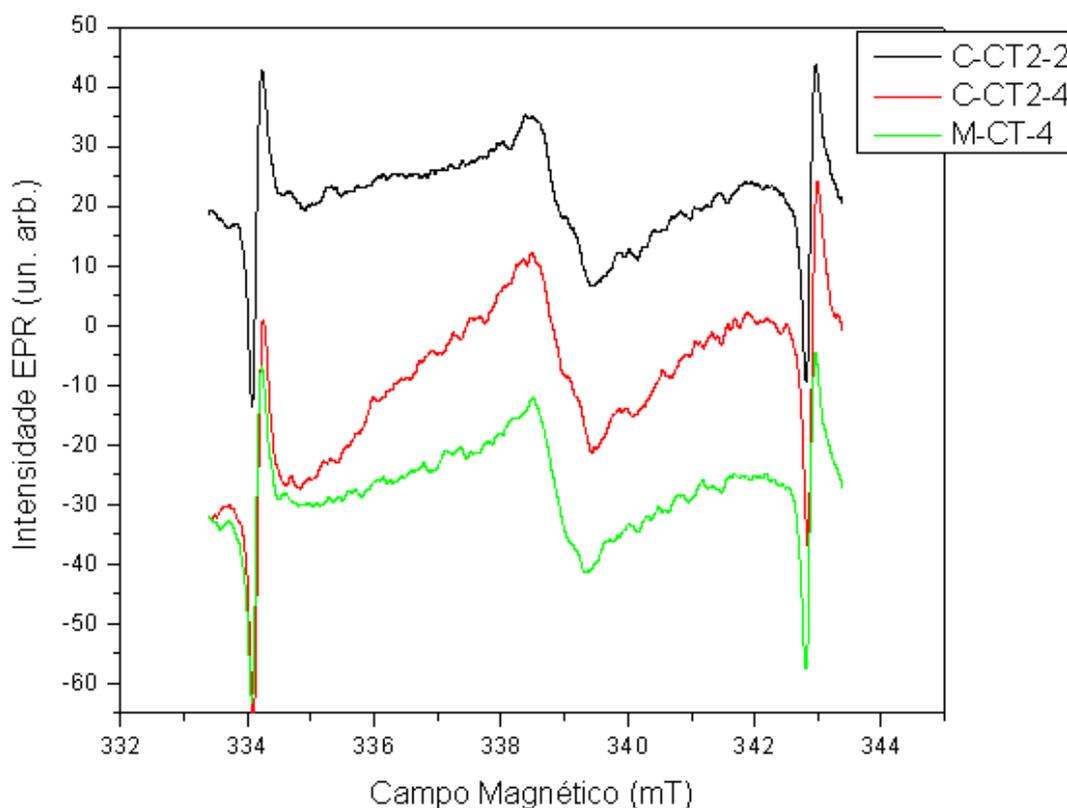


Figura 4.26: Espectros EPR de 3 amostras de esmalte dentário de residentes de Caetité em que se observa um sinal na região dos radicais induzidos pela radiação ionizante (em 339 mT).

#### 4.4.3 Dose absorvida e espectros de EPR de Santa Quitéria

Na Tabela 4.42 são apresentados os resultados das estimativas de dose absorvida em 50 anos nas amostras de dentes de residentes da região de Santa Quitéria devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  emitidas pelo  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{40}\text{K}$  e devido a radiação gama ambiental ( $D\gamma$ ). Na Figura 4.27 são apresentados os espectros EPR das amostras de esmalte dentário de residentes de Santa Quitéria mostradas na Tabela 4.42. Não foi detectado nenhum sinal paramagnético devido à irradiação do dente nessas amostras analisadas por EPR.

Tabela 4.42: Dose absorvida em 50 anos (D-50 anos) para amostras de dentes de residentes de Santa Quitéria.

Amostra	D (50 anos) (mGy)	Amostra	D (50 anos) (mGy)
L-SQ-1	7,0±1,5	Ca-SQ-1	7,0±1,5
L-SQ-2	7,0±1,5	Ca-SQ-2	7,0±1,5
L-SQ-3	7,0±1,5	Ca-SQ-3	7,0±1,5
L-SQ-4	7,0±1,5	Ca-SQ-4	7,0±1,5
L-SQ-5	6,0±1,5	Ca-SQ-5	8,5±1,5
L-SQ-6	8,5±1,5	Ca-SQ-6	6,5±1,5
PM-SQ-1	6,0±1,5		

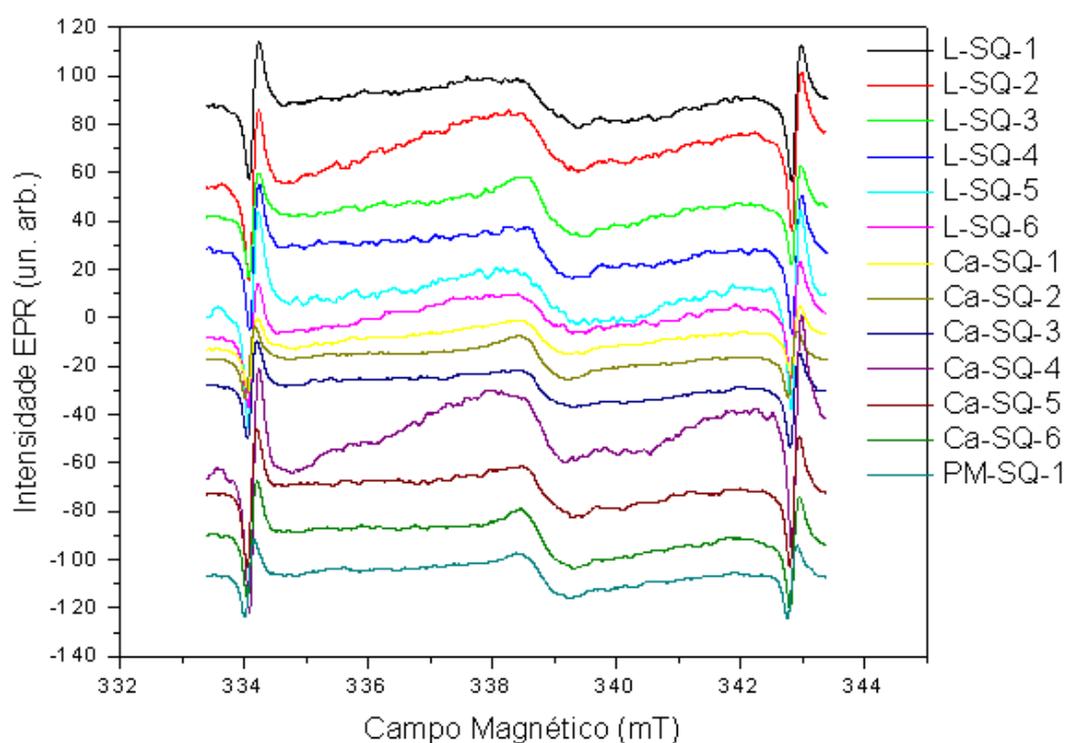


Figura 4.27: Espectros EPR das amostras de esmalte dentário de residentes de Santa Quitéria onde não observa o sinal induzido pela radiação ionizante.

Exceto pelas amostras apresentadas na figura 4.26, nenhuma outra amostra apresentou sinal

que poderia ser atribuído ao efeito da radiação nos dentes. Para que isso ocorresse, a dose deveria ter sido superior a 100 mGy, que é o limite de detecção do espectrômetro de EPR usado neste trabalho. Portanto a dose absorvida nessas amostras deve ser pelo menos inferior a 100 mGy, o que está em pleno acordo com os valores de dose absorvida calculados utilizando a concentração de radioisótopos avaliada nos dentes nesse trabalho, juntamente com dados ambientais.

Em todos os espectros EPR podem ser observados diversos sinais, mas apenas 3 amostras de Caetité (figura 4.26) sugeriram a presença de um sinal proveniente da radiação. Entretanto esses sinais foram extremamente fracos. Esses sinais contrariam o cálculo das doses absorvidas para 50 anos para essas amostras através dos dados de concentração de radioisótopos, pois todas foram inferiores a 100 mGy. Talvez os sinais determinado por EPR sejam apenas artefatos, e para comprovação dessa hipótese seriam necessários mais experimentos. Caso os sinais nas três amostras de Caetité sejam mesmo devido à irradiação dos dentes, provavelmente o sinal se deve a alguma irradiação artificial externa, como exames de raios X ou tratamentos radioterápicos, já que pela concentração de radioisótopos e taxa de dose ambiental essas amostras não deveriam apresentar sinal EPR algum. Entretanto, não há esse tipo de informação sobre o paciente que cedeu a amostra e nenhuma conclusão pode ser tomada. A sugestão é que em trabalhos futuros esse tipo de informação sobre cada amostra seja investigado através de um questionário.

Os sinais adjacentes ao sinal central são pertencentes a radicais livres, mas não devem ser atribuídos a irradiação. Os artefatos mostrados nos espectros provavelmente se devem a possíveis tratamentos físicos feitos no preparo das amostras, já que ao pulverizar as amostras podem-se formar radicais por atrito. A elevação da temperatura dos tecidos dentais também pode gerar centros paramagnéticos e como o preparo das amostras (separação do esmalte, dentina e raiz) foi feito com a “caneta odontológica”, isso pode ter ocasionado um aumento da temperatura do local trabalhado. No tecido do esmalte dentário, o início da formação dos centros paramagnéticos ocorre para temperaturas em torno de 300°C (BACKMANN *et al.*, 2002).

Como também por EPR não foram determinadas doses expressivas nas amostras de dentes das 3 regiões, conclui-se que não se pode afirmar que a mineração em Caetité esteja causando aumento da exposição a radiação na sua população.

#### **4.5 Ingestão média diária do $^{238}\text{U}$ , $^{232}\text{Th}$ , $^{39}\text{K}$ e $^{40}\text{K}$ devido apenas ao consumo de água**

A ingestão média diária do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  devido apenas ao consumo de água nas duas localidades com jazidas de urânio foram calculadas utilizando dados da tabela 3.4, e os resultados são mostrados na Tabela 4.43.

Tabela 4.43: Ingestão média diária do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  através das amostras de água das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ).

<b>Amostra</b>	<b><math>^{238}\text{U}</math> (<math>\mu\text{g}/\text{dia}</math>)</b>	<b><math>^{232}\text{Th} \times 10^{-3}</math> (<math>\mu\text{g}/\text{dia}</math>)</b>	<b><math>^{39}\text{K} \times 10^3</math> (<math>\mu\text{g}/\text{dia}</math>)</b>	<b><math>^{40}\text{K}</math> (<math>\mu\text{g}/\text{dia}</math>)</b>
Média Ct	8 $\pm$ 16	4,0	40 $\pm$ 96	1,2 $\pm$ 1,4
Média SQ	0,11 $\pm$ 0,18	4,0	8,6 $\pm$ 3,4	0,94 $\pm$ 0,38

Segundo Fisenne e Welford (1986), a ingestão média diária de urânio através da alimentação e inalação em Nova York é de 1,3  $\mu\text{g}$ . Já na Pensilvânia, Utah e Colorado a ingestão média diária de urânio é de 1,4  $\mu\text{g}$ , 4  $\mu\text{g}$  e 4 $\mu\text{g}$ , respectivamente (Singh *et al.*, 1985). Segundo Usepa (2006), a ingestão diária média de urânio varia de 0,7 a 1,1 $\mu\text{g}$ . Logo a ingestão de U-238 em Caetité somente devido ao consumo de água já é bem maior ao limite superior dessa média, e em Santa Quitéria estaria abaixo deste valor.

Deve-se lembrar que geralmente nas referências a ingestão calculada é devido ao consumo, além da água, também de alimentos e à inalação durante a respiração. Aqui foi considerada apenas a ingestão de água. Como nos dentes de moradores de ambas as regiões, Caetité e Santa Quitéria, não houve grande variação na concentração de U-238 determinada, conclui-se que a maior parte da incorporação deve ser proveniente de outros alimentos (fora a água) e inalação.

#### 4.6 Dose Efetiva Comprometida pela ingestão da água

As doses efetivas comprometidas foram calculadas utilizando dados da Tabela 3.6, e os valores encontrados estão na Tabela 4.44. Na Tabela 4.45 apresenta-se os valores de referência para a dose efetiva comprometida calculada para os radionuclídeos  $^{238}\text{U}$  e  $^{232}\text{Th}$ .

Tabela 4.44: Dose efetiva comprometida ( $D_{\text{EC}}$ ) devido a ingestão do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  e  $^{40}\text{K}$  através de água das regiões mineradoras de Caetité (Ct) e Santa Quitéria (SQ).

<b>Amostra</b>	<b><math>D_{\text{EC-U}}</math> (<math>\mu\text{Sv}/\text{ano}</math>)</b>	<b><math>D_{\text{EC-Th}}</math> (<math>\text{nSv}/\text{ano}</math>)</b>	<b><math>D_{\text{EC-K}}</math> (<math>\mu\text{Sv}/\text{ano}</math>)</b>
<b>Média Ct</b>	1,7 $\pm$ 3,4	1,37	0,8 $\pm$ 0,1
<b>Média SQ</b>	0,02 $\pm$ 0,04	1,37	0,7 $\pm$ 0,3

Tabela 4.45: Valores de referência para adultos para dose efetiva por ingestão para os radionuclídeos

 $^{238}\text{U}$  e  $^{232}\text{Th}$  (UNSCEAR, 2000)

<b>Radionuclídeos</b>	<b>Referência <math>D_{EC}</math></b> <b>(<math>\mu\text{Sv/ano}</math>)</b>
$^{238}\text{U}$	0,25
$^{232}\text{Th}$	0,38

Considerando os valores médios ponderados das doses efetivas, por radionuclídeo, observa-se que apenas o  $^{238}\text{U}$  nas amostras de água de Caetité apresentou dose efetiva comprometida (1,7  $\mu\text{Sv/ano}$ ) acima dos valores de referência da UNSCEAR (2000), cerca de 7 vezes maior. Porém os dados utilizados nesses cálculos são valores médios encontrados para diversas amostras de água, mas que se observado no Apêndice C, na maior parte delas não foi detectado concentrações de U-238 acima do limite da Organização Mundial de Saúde (OMS), porém em algumas o valor ficou bem acima, o que mostra que cada caso deve ser analisado isoladamente.

Os valores médios das doses comprometidas devido ao Th-232 estão abaixo do valor de referência da UNSCEAR (2000), tanto para Caetité como para Santa Quitéria. Já os valores das doses comprometidas devido ao K-40 estão baixos, pois o potássio está presente em maior quantidade nos alimentos, mas não na água. Além disso, o equilíbrio homeostático mantém os níveis de potássio no corpo independente do seu isótopo ingerido em alimentos ou água, seja ele radioativo ou não. Logo, a dose devido a esse radioisótopo incorporado mantém normalmente constante.

## Capítulo 5: CONCLUSÕES

## 5.1 CONCLUSÕES

A partir dos dados obtidos podemos concluir que:

As concentrações de  $^{238}\text{U}$  nas amostras de dentes das regiões de Caetité e Santa Quitéria não variaram muito em ambas as regiões, onde há urânio em abundância no solo. Já nas amostras da região controle (Aracaju) não foi encontrado  $^{238}\text{U}$ . Comparando os resultados médios com o valor de referência publicado pela UNSCEAR (2008), os níveis de urânio detectados nos dentes encontram-se abaixo do valor de referência tanto para Caetité como para Santa Quitéria. Logo, segundo esses dados não se pode afirmar que a mineração esteja causando aumento da concentração de U-238 na população de Caetité por contaminação ambiental que chegue até eles.

A partir dos resultados obtidos da quantidade de U-238 acumulada nos dentes, que possuem estrutura similar a de ossos, pode-se concluir que a população de Caetité e Santa Quitéria não estaria sujeita a uma maior exposição à radiação causada pelo radionuclídeo incorporado, já que os resultados apresentados estão dentro da média sugerida por WHO (2001).

As concentrações de Th-232 nas amostras de dentes das 3 regiões estão acima do valor de referência publicado pela UNSCEAR (2008). Levando-se em conta as incertezas, todos os valores de incorporação do Th-232 não variaram nas três regiões.

Também para o K-40, considerando-se as incertezas, as concentrações são similares nas três regiões consideradas, e os valores encontrados deste radionuclídeo foram baixos já que as amostras analisadas neste trabalho são dentes, e, como já foi dito, o potássio se acumula, em sua maioria, nos músculos.

Com os resultados obtidos da quantidade de Th-232 acumulada nos ossos, e comparando-os ao nível de referência da UNSCEAR (2008), em ambas as regiões, Caetité e Santa Quitéria, os resultados estão acima do nível de referência. Logo, esse resultado já era esperado já que a concentração de Th nas amostras foi acima do valor de referência.

A partir dos resultados obtidos da taxa de dose absorvida total no esqueleto ( $D_{\text{Ta}}$ ) para as três regiões estudadas, onde Caetité teve o maior valor, seguida de Aracaju e Santa Quitéria, observou-se que apesar de Aracaju não ser uma região que seja considerada com maior risco radiológico devido à radionuclídeos incorporados, ela apresentou uma maior taxa de dose absorvida do que

Santa Quitéria, que possui uma jazida de urânio e podia ser vista como uma região com maiores riscos. Entretanto, os valores utilizados para o cálculo da taxa de dose externa em Aracaju não foram baseados em valores medidos no local, mas sim em valores de referência médios. Isso pode ter levado a um valor muito elevado para a região.

A partir dos resultados obtidos da taxa de dose efetiva anual devido ao Th-232 incorporado ao esqueleto, obteve-se que os valores encontrados foram abaixo do valor de referência estabelecido pela UNSCEAR (2000) para as três regiões estudadas. Logo, como não foi encontrada uma publicação mais recente referente ao valor da dose efetiva devido ao tório acumulado no organismo, esse resultado não é confiável, já que os valores de Th-232 acumulado foram acima do valor de referência publicado pela UNSCEAR (2008).

Como já foi dito anteriormente, o K acumula-se em maior quantidade nos músculos, por essa razão já era esperado que os valores de dose efetiva anual encontrados para o K-40 fossem baixos nas amostras das 3 regiões estudadas, já que analisou-se dentes. Os valores encontrados foram 0,5  $\mu\text{Sv}$ , 0,6  $\mu\text{Sv}$  e 0,5  $\mu\text{Sv}$ , respectivamente, para Aracaju, Caetité e Santa Quitéria.

Com os resultados determinados neste trabalho da dose efetiva anual média devido ao U-238 incorporado no esqueleto, nas três regiões estudadas, os valores encontrados encontram-se abaixo do valor de referência estabelecido pela UNSCEAR (2000). Porém, ao analisar isoladamente as amostras C-Ct2-2, C-Ct2-4 e M-Ct-4 de Caetité e as amostras L-SQ-6 e Ca-SQ-5 de Santa Quitéria, observou-se que a contribuição na dose efetiva anual destas amostras devido à incorporação do  $^{238}\text{U}$  está bastante acima do valor de referência. Assim, conclui-se que estas cinco pessoas estão sujeitas aos efeitos biológicos provocados pela exposição a radiação. Como foram encontrados estes valores acima do valor de referência tanto em Caetité como em Santa Quitéria, não se pode afirmar que a contaminação foi causada pela mineração de urânio em Caetité, já que esse processo de exploração ainda não se iniciou na jazida de Santa Quitéria.

Comparando os resultados da estimativa que foi feita de dose absorvida em 50 anos para as amostras de dentes analisadas das três regiões estudadas, com os resultados dos espectros de EPR, quase todos os valores calculados da dose absorvida foram abaixo do limite de detecção do EPR (100 mGy), e apenas 3 espectros de Caetité apresentaram algum sinal dosimétrico devido à irradiação do dente. Logo, essas 3 amostras devem ter sofrido algum tipo de irradiação artificial, já que a dose absorvida devido a exposição interna provocada pelos radionuclídeos incorporados foi

abaixo de 100 mGy.

Com uma breve análise que foi feita com os resultados das amostras de água de Caetité e Santa Quitéria (ALMEIDA, 2011), obteve-se que a ingestão de U-238 em Caetité somente devido ao consumo de água é superior à média mostrada por Usepa (2006). Já em Santa Quitéria o valor encontrado foi abaixo da média. Com os resultados obtidos da dose efetiva comprometida pela ingestão da água devido ao Urânio de ambas as regiões, observou-se que nas amostras de água de Caetité a dose efetiva comprometida foi 7 vezes maior que o valor de referência publicado pela UNSCEAR (2000). Como estas análises foram feitas com o valor médio dos resultados encontrados por Almeida (2011), deve-se observar isoladamente cada amostra, já que na maioria das amostras (Apêndice C) as concentrações de U na água de ambas as regiões foram abaixo do valor limite estabelecido pela OMS.

### **Conclusão Final**

Pode-se concluir que a quantidade de radioisótopos acumulados nos dentes da população de Caetité é de origem natural, não podendo ser atribuída às atividades de mineração e beneficiamento de urânio na região.

## 5.2 SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS

1. Coletar mais amostras de dentes para melhorar a estatística das medidas em todas as 3 regiões estudadas.
2. Analisar o conteúdo de radioisótopos das amostras de dentes por espectrometria gama.
3. Aplicar questionários na coleta dos dentes para obter diversas informações, como tratamentos dentários e/ou faciais com uso de radiações (exames de raios X, tratamentos radioterápicos) e informações sobre idade e modo de alimentação para correlação com os dados radiológicos.
4. Fazer avaliação dosimétrica da exposição ao radônio dos indivíduos do público e os ocupacionalmente expostos em ambas as regiões com minas de urânio.
5. Realizar a dosimetria *in situ* nas casas de moradores de ambas as regiões com minas de urânio, utilizando câmaras de ionização para correlacionar a dose externa recebida.
6. Fazer uso de outros bioindicadores, como cabelos e unhas, para avaliar a biodisponibilidade dos radionuclídeos nos indivíduos do público em diversas faixas etárias e também em animais nas três localidades.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ABEN – Associação Brasileira de Energia Nuclear, Comitê de Rejeitos Radioativos e Meio Ambiente. *Situação atual dos rejeitos radioativos no Brasil e no Mundo*. MOREIRA, J. M. L. (coord). 2006.

ABUMURAD K. M. *Natural radioactivity due to radon in Soum region, Jordan*. Radiation Measurement - 39:77-80, 2005.

ADAMIEC, G.; AITKEN, M. J. *Dose-rate conversion factors: update*. Ancient TL, 16 :37-50, 1998.

AITIO, A.; KALLIO, A. *Exposure and effect monitoring: a critical appraisal of their practical application*. Toxicology Letters, v. 108, n. 2-3, p. 137-147, 1999.

ALMEIDA, G. M. *Dose de Exposição Radiométrica no entorno das minas de Caetité-BA e Santa Quitéria-CE*. Dissertação de Mestrado. Universidade Federal de Sergipe, 2011.

ALVES, M. R. *Efeitos da implantação do projeto Lagoa Real na qualidade de vida das famílias da área atingida: Um estudo de caso*. Monografia apresentada como requisito para a obtenção do título de especialista em Educação e Meio Ambiente. Campus VI – UNEB – Caetité, 2005.

AMARAL, A. *Physical and Biological Dosimetry for Risk Perception in Radioprotection*, Brazilian Archives of Biology and Tecnology - 48, pp. 229-234, 2005

AMBIENTE BRASILa – *Energia Nuclear - Urânio*. Disponível em: <<http://www.ambientebrasil.com.br>>. Acesso em 15/12/10.

AMBIENTE BRASILb – *Exploração de urânio e o Meio Ambiente*. Disponível em: <<http://www.ambientebrasil.com.br>>. Acesso em 15/12/10.

ANJOS, R. M.; OKUNO, E.; GOMES, P. R. S.; VEIGA, R.; ESTELLITA, L.; MANGIA, L.; UZEDA, D.; SOARES, T.; FACURE, A.; BRAGE, J. A. P.; MOSQUERA, B.; CARVALHO, C.; SANTOS, A. M. A. *Radioecology teaching: evaluation of the background radiation levels from areas with high concentrations of radionuclides in soil*. European Journal of Physics - 25, 133 – 144, 2004.

ARRUDA NETO, J. D. T.; GUEVARA, M. V. M.; NOGUEIRA, G. P.; TARICANO, I. D.; SAIKI, M.; ZAMBONI C. B.; BONAMIN, L. V.; CAMARGO, S. P.; CESTARI, A. C.; DEPPMAN, A.; GARCIA, F.; GOUVEIA, A. N.; GUZMAN V. R. *Long-term accumulation and microdistribution in the bone and marrow of beagle dog*. International Journal of Radiation Biology -80, n. 8, p. 567-575, 2004.

AZEVEDO, F. A.; CHANSIN, A. A. da M. *As Bases Toxicológicas da Ecotoxicologia*. Editora RIMA, 2004.

BACKMANN, L.; ZECELL, D. M.; SANTOS, A. B.; BAFFA, O. *Formação de centros paramagnéticos em tecidos dentais após tratamento térmico*. XXV Encontro Nacional de Física da Matéria Condensada, Caxambu, Brasil. p.86-87, 2002.

BAFFA, O.; KINOSHITA, A. M. O. *Datação Arqueológica por Ressonância Paramagnética Eletrônica*. Disponível em: <[http://www.fumdham.org.br/fundamentos/Artigos/ArtigoBAFFA\(1-7\)%20FIV.pdf](http://www.fumdham.org.br/fundamentos/Artigos/ArtigoBAFFA(1-7)%20FIV.pdf)>. Acesso em 12/02/2011

BALLIN, M. A. *Síntese e Análise Estrutural de complexos de urânio e vanádio com ligantes derivados da piridoxina*. Dissertação de Mestrado em Química. Universidade Federal de Santa Maria, RS, 2009.

BARBOSA, C. T. P.; NETO, J. A. S. *Distribuição Geoquímica de K-U-Th, Geofísica e Mapeamento Geológico Aplicados ao Zoneamento de Áreas com Radiação Natural, Anômala: Exemplo do Depósito de U-ETR de São José de Espinharas (PB)*. X Congresso Brasileiro de Geoquímica e II Simpósio de Geoquímica dos Países do Mercosul, 2005.

BIOQUÍMICA. Disponível em: <[www.fop.unicamp.br/dcf/bioquimica/.../dp101-2006-T2\\_pciinternet.ppt](http://www.fop.unicamp.br/dcf/bioquimica/.../dp101-2006-T2_pciinternet.ppt)>. Acesso em 05/01/2011.

BRASIL. *Constituição da República Federativa do Brasil*. 1988.

BRASIL. *Anuário Mineral Brasileiro 2006. Parte III. Estatística por Substâncias*. Departamento Nacional de Produção Mineral – DNPM, 2006

CALLENS, F.; MOENS, P.; VERBEECK, R. An EPR Study of Intact and Powdered Human Tooth Enamel Dried at 400-degrees-c. *Calcified Tissue International* – 56(6), 543-548, 1995.

CAMARGO, G. *O Fogo dos deuses. Uma história da energia nuclear: Pandora 600 a.C.- 1970*. Rio de Janeiro: Contraponto, 2006.

CAO, W.; HENCH, L. L. Bioactive Materials. *Ceramics International*, v. 22, p. 493-507, 1996.

CENSO 2010. Disponível em: <<http://www.ibge.gov.br/censo2010/>>. Acesso em 10/02/2011.

CEVC, P.; SCHARA, M.; RAVNIK, C. Electron-Paramagnetic Resonance Study of Irradiated Tooth Enamel. *Radiation Research* – 51(3), 581-589, 1972.

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear. *Radioatividade*. Apostilas educativas. Rio de Janeiro, 2011.

CNEN NN 3.01, *Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica*, 2005.

DAQUI – Boletim Informativo, INB - Número 1 – Fevereiro 2008. Disponível em: <[http://www.inb.gov.br/inb/conteudo/imprensa/daqui\\_%20inb\\_1\\_internet.pdf](http://www.inb.gov.br/inb/conteudo/imprensa/daqui_%20inb_1_internet.pdf)>. Acesso em 10/02/2011

DAQUI – Boletim Informativo, INB - Número 3 – Fevereiro 2009a. Disponível em: <[http://www.inb.gov.br/inb/conteudo/imprensa/daqui\\_%20inb\\_3\\_internet.pdf](http://www.inb.gov.br/inb/conteudo/imprensa/daqui_%20inb_3_internet.pdf)>. Acesso em 10/02/2011

DAQUI – Boletim Informativo, INB - Número 2 – Fevereiro 2009b. Disponível em: <[http://www.inb.gov.br/inb/conteudo/imprensa/daqui\\_%20inb\\_2\\_internet.pdf](http://www.inb.gov.br/inb/conteudo/imprensa/daqui_%20inb_2_internet.pdf)>. Acesso em 10/02/2011

DEST - Draft Environmental Impact Statement for the National Repository Project – 2002 - Main Report (Australia: Department of Education, Science and Training) Disponível em: <<http://www.dest.gov.au/radwaste/DraftEIS/parts.htm#1>>. Acesso em 10/02/2011.

DENTAL CALIARI Equipamentos. Disponível em:  
<<http://www.dentalcaliari.com.br/produtos/produto.asp?codp=52>> Acesso em 10/02/2011.

DESROSIERS, M.F.; SCHAUER, D.A. *Eletron paramagnetic resonance (EPR) biodosimetry*. Nucl.Inst.Meth. Phys. Res. B, 184, p 219-228, 2000.

DUBNER, D. L.; FAINSTEIN, C.; WINKLER, E.; PÉREZ, M. del R.; GISONE, P. A.; SARAVÍ, M.; DÁVILA, F. *Dosimetría EPR en esmalte dental irradiado con rayos X*. 5th Regional Congress on Radiation Protection and Safety, 2001. Disponível em:<<http://www.arn.gov.ar/MemoriaT/Mt-01/MT35A-01.pdf>>. Acesso em 12/02/2011

EISBERG, R., RESNICK, R. *Física Quântica: Átomos Moléculas, Sólidos, Núcleos e Partículas*. 20º ed., Editora Campus, Rio de Janeiro, 1979.

EISENBUD, M. *Environmental radioactivity*. New York: Academic Press, 1973.

EISENBUD, M. *Environmental radioactivity: from natural, industrial and military sources*. 4a. edição. New York: Academic Press, Inc., 1987.

ELETRONUCLEAR. *A Eletrobrás Eletronuclear*. 2008a. Disponível em  
<<http://www.eletronuclear.gov.br/empresa/index.php?idSecao=1>>. Acesso em 01/11/2010.

ELETRONUCLEAR. *Guia de pronta resposta*. 2008b. Disponível em:  
<[http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas\\_respostas/GUIA\\_2008](http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas_respostas/GUIA_2008)> Acesso em: 10/09/2010.

ELETRONUCLEAR. *Guia de pronta resposta*. 2009a. Disponível em:  
<[http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas\\_respostas/GUIA\\_2009](http://www.eletronuclear.gov.br/perguntas_respostas/GUIA_2009)> Acesso em: 11/10/2010.

ELETRONUCLEAR. *Panorama da energia nuclear no mundo*. 2009b. Disponível em:  
<<http://www.eletronuclear.gov.br/pdf/panorama.pdf>> Acesso em: 10/09/2010.

FINCH, S. C. *Radiation-induced leukemia: Lessons from history*, BestPractice & Research Clinical Haematology, v. 20(1), pp. 109-118, 2007

FIOCRUZ - Apostila – Radioproteção em Serviços de saúde - Escola Nacional de Saúde Pública-CESTEH e Programa de Radioproteção e Dosimetria Coordenação de Fiscalização Sanitária Secretaria de Estado de Saúde do Rio de Janeiro.

FISENE, I. M.; WELFORD, G. A. Natural U concentration in soft tissues and bone of New York city residents. **Health Phys.**, 50:739, 1986.

FOLHA ONLINE, 2007. Disponível em:<<http://www1.folha.uol.com.br/folha/dinheiro/ult91u308199.shtml>>. Acesso em 24/11/2010.

FONSECA, A. S. A. *Exposição crônica a radiação ionizante: realidade ou fantasia. A construção de um protocolo para avaliação.* Dissertação de Mestrado. FIOCRUZ, São Paulo, SP, Brasil, 2009.

FREMLIN, J. H.; EDMONDS, M. I. The determination of lead in human teeth. **Nuclear Instruments and Methods**, v. 173, p. 211-215, 1980.

FROEHLICH, K. *Environmental Radionuclides: Tracers and Timers of Terrestrial Processes.* In Radioactivity in the Environment Series. Volume 16, Pages 1-438 Great Britain: Elsevier Inc, 2009.

GARCIA, E. A. C. *Biofísica.* 2º reimpr. da 1º edição, Sarvier Editora, 2002.

GAUGLITZ, R.; HOLTERDORF, M.; FRANKE, W.; MARX, G. Immobilization of Heavy Metals by Hydroxylapatite. *Radiochimica. Acta*, vol.58/59, pp. 253-257, 1992.

GINÉ, M. F. *Espectrometria de emissão atômica com plasma acoplado indutivamente. (ICP-AES).* CENA, Piracicaba, 1998.

GINÉ, M. F. *Espectrometria de massas com fonte de plasma. (ICP-MS).* CENA, Piracicaba, 1999.

GOLDEMBERG, J.; LUCON, O. *Energia, meio ambiente e desenvolvimento.* São Paulo, Editora USP, 2008.

GOMES, A. J. P.; CRUZ, P. R.; BORGES, L. P. *Recursos minerais energéticos: carvão e urânio*. Capítulo XI. Geologia Tectônica e Recursos Minerais do Brasil. CPRM, Brasília, 2003. Disponível em: <[http://www.cprm.gov.br/publique/media/capXI\\_a.pdf](http://www.cprm.gov.br/publique/media/capXI_a.pdf)> Acesso em: 15/10/2010.

GONZALEZ, M. P. *O mito do alto custo: Uma comparação entre a Energia Solar Fotovoltaica e a Energia Nuclear*. Dissertação de Mestrado em Energia. Santo André, Universidade Federal do ABC, 2010.

GREENPEACE. *Ciclo do Perigo - Impactos da Produção de Combustível Nuclear no Brasil*, 2008. Disponível em: <<http://www.greenpeace.org/brasil/Global/brasil/report/2008/10/ciclo-do-perigo.pdf>> Acesso em 25/09/2010

GREENPEACE. *Nuclear*, 2009. Disponível em: <<http://www.greenpeace.org/brasil/documentos/nuclear>> Acesso em: 25/09/2010.

GRÜN, R. *Direct dating of human fossils*. American Journal of Physical Anthropology – 131, 2006.

GUALTIERE, G.; COLACICCHI, S.; SGATTONI, R.; GIANNONI, M.; The Chernobyl accident: EPR dosimetry on dental enamel of children. *Applied Radiation and isotopes* – 55, 71-79, 2001.

GUEVARA, M. V. M. *Estudo da incorporação de urânio em osso de ratos Wistar e cães Beagle, utilizando técnicas nucleares*. São Paulo, Universidade de São Paulo -USP, 2002.

GUSTAFSSON, H.; *Development of Sensitive EPR Dosimetry Methods*. Linköping University Medica Dissertations, 2008.

HALL, E. J. *Radiobiology for the Radiologist*, 4<sup>th</sup> ed., Philadelphia, Lippincott, 1994.

HALL, E. J. *Radiobiology for the Radiologist*, 5<sup>th</sup> ed., Philadelphia: Lippincott, Williams and Wilkins, 2000.

HEIDER, M. *Economia mineral do Brasil. Mineração de Energia. Urânio*. DNPM (Departamento Nacional de Produção Mineral), 2009. Disponível em: <<http://www.dnpm.gov.br/conteudo.asp?IDSecao=68&IDPagina=1461>>. Acesso em: 20/11/2010.

HERNANDEZ-GUERRERO, J. C. *Lead levels in primary teeth of children living in Mexico City*. International Journal of Paediatric Dentistry, n. 14, p. 175-181, 2004.

HORN, J. D. V.; HUANG, H. *Coord.Chem. Reviews*. 250, 765. 2006.

IAEA – International Atomic Energy Agency, 2007. Disponível em: <<http://iaea2007.tqdk.gov.az/>> Acesso em: 10/01/2011

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Biological Effects of Low-Level Radiation*. Vienna, 1983.

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Extent of environmental contamination by naturally occurring radioactive material (NORM) and technological options for mitigation*. (Technical Reports Series N° 419) Vienna : IAEA, 2003.

IAEA –INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Radiation protection and the management of radioactive waste in the oil and gas industry*.(Training Course Series N°. 40). IAEA, Vienna, 2010.

IBGE - *Instituto Brasileiro de Geografia e Estatística*. Disponível em: <<http://www.ibge.gov.br/>> Acesso em: 05/01/2011.

ICRP. *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4), 2007

ICRP – Publication Radiation Protection -10. Report of Committee IV on evaluation of radiation doses to body tissues from internal contamination due to occupation exposure: recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Oxford, Pergamon, 1968

IFSC – Instituto de Física de São Carlos – Laboratório Avançado de Física, Universidade de São Paulo, 2004.

IKEYA, M. *New Applications of Electron Spin Resonance – Dating, Dosimetry and Microscopy*, World Scientific: Singapore, 1<sup>a</sup> ed., 1993.

IKEYA, M. Radiation effects in organics and inorganics for ESR dosimetry. *Applied Radiation and Isotopes*. 47(11-12): 1479-1981, 1996.

IKEYA, M. *New applications of electron spin resonance: dating, dosimetry and microscopy*. 2nd ed. Singapore: World Scientific. 2002.

INB. *EIA/Rima Complexo Uranífero Minero-industrial de Lagoa Real, Caetité/BA*. Volume IV, 1997.

INB – **Indústrias Nucleares do Brasil** -2002-2003. Disponível em:<<http://www.inb.gov.br/caetite.asp>>. Acesso em: 10/08/2010.

INB, *Disponibilidade do urânio, exploração, comercialização e sustentabilidade da geração núcleo-elétrica no Brasil*, 2008.

INB – **Indústrias Nucleares do Brasil** – 2009. Disponível em: <<http://www.inb.gov.br/inb/WebForms/default.aspx>> Acesso em: 10/09/2010.

INB – **Indústrias Nucleares do Brasil** - 2010. Disponível em <[http://www.inb.gov.br/inb/webforms/Interna2.aspx?secao\\_id=47](http://www.inb.gov.br/inb/webforms/Interna2.aspx?secao_id=47)>. Acesso em 02/11/2010.

INSC – International Nuclear Safety Center. *Operated by argonne national laboratory for the US departament of energy*. Disponível em <<http://www.insc.anl.gov/pwrmaps/>> Acesso em: 10/10/2010

IPEN (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares) – CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear). *Apostila Fundamentos de Radioproteção*, 2002.

IRD (Instituto de Radioproteção e Dosimetria) – CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear), 2000. *Radioatividade natural: tecnologia humana aumenta risco de exposição*. Ciência Hoje, p. 36-41.

ISHII, H.; IKEYA, M.; OKANO, M. ESR dosimetry of teeth of residents close to Chernobyl reactor accidents. *Science and Technology*, 27(12): 1153-1155, 1990.

JONES, F. H. Teeth and bones: applications of surface science to dental materials and related biomaterials. *Surface Science Reports*, v.42, n.3-5, p.75-205, 2001.

KOK, K. D. *Nuclear engineering handbook*. CRC Press. USA. 2009.

KONDO, S. *Health Effects of Low-level Radiation*. Kinki U. P., Osaka, Japan, pp. 21-22, 1993.

La FRENIERE, K. E.; RICE, G. W.; FASSEL, V. A. *Flow injection analysis with inductively coupled plasma-atomic emission spectroscopy: critical comparison of conventional pneumatic, ultrasonic and direct injection nebulization*. Spectrochim. Acta, 1985.

LAMEGO SIMÕES FILHO, F. F. CETEM – Centro de Tecnologia Mineral – Ministério da Ciência e Tecnologia. **Impactos da mineração e sustentabilidade no semi-árido. Estudo de Caso: unidade de concentração de urânio – URA (Caetité, BA)**, In: XV Simpósio Brasileiro de Recursos Hídricos, 2003, Curitiba, Porto Alegre: ABRH, 2003. Rio de Janeiro: dez., 2003.

MA Q. Y. *Environmental Science & Technology*, v. 28, p. 408-418, 1994.

MAGALHÃES, M. H.; AMARAL, E. C. S.; SACHETT, I.; ROCHEDO, E. R. R. *Radon-222 in Brazil: an outline of indoor and outdoor measurements*. Journal of Environmental Radioactivity-67:131-143, 2003.

MAIA, A. F., VALERIO, M. E. G. V., MACEDO, Z. S. *Apostila de Laboratório de Física A*. Departamento de Física. Universidade Federal de Sergipe, 2009.

MASCARENHAS, S.; BAFFA, O.; IKEYA, M. Electron Spin Resonance Dating of Human Bones From Brazilian Shell-Mounds (Sambaquis). *American Journal of Physical Anthropology* – 59, 413-

417, 1982.

MATOS, E. C.; SILVA, J. R. A.; RUBIN, L. A. *Província Uranífera de Lagoa Real – Garantia de fornecimento de concentrado de urânio (DUA) para as necessidades brasileiras*. Revista de Geologia, vol. 16, nº 2, 111-120, 2003.

MONTASER, A. *Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry*. USA, 1998.

MCT. *Brasil quer autossuficiência na produção de urânio até 2014*. Brasília, 28 de outubro, 2009.

NASONOVA, E.; SHMAKOVA, N.; KOMOVA, O. Cytogenetic effects of low-dose radiation with different LET in human peripheral blood lymphocytes, *Radiation and Environmental Biophysics*, v. 45, pp. 307-312, 2006

OECD/IEA, 2001. Disponível em: <<http://www.iea.org/textbase/nppdf/free/2000/nuclear2001.pdf>>. Acesso em 20/01/2011.

OJOVAN, M. I.; LEE, W. E. *An Introduction to Nuclear Waste Immobilisation*. Great Britain: Elsevier Ltd.: 2005. ISBN: 978-0-08-044462-8.

OKUNO, E. *Radiação: Efeitos, Riscos e Benefícios*. Editora Harbra, São Paulo, 1998.

OKUNO, E.; YOSHIMURA, E. *Física das Radiações*. Oficina de Textos, São Paulo, 2010.

OLIVEIRA, M. C. C. *Estudo da exposição ambiental a metais e radionuclídeos em crianças do entorno da Represa de Guarapiranga*. São Paulo, Universidade de São Paulo (USP), 2005.

OLIVEIRA, L. M.; De JESUS, E. F.; ROSSI, A. M.; LOPES, R. T.; RODRIGUES, L. N.; BARBOSA, R. A. Energy dependence of EPR signal in synthetic and biological hydroxyapatite irradiates with photons. *Radiation Protection Dosimetry* – 84; (1-4) 511-514, 1999.

PASCHOA, A. S., GODOY, J. M. *The areas of high natural radioactivity and TENORM wastes*. International Congress Series 1225 (2002) 3– 8. Great Britain: Elsevier Inc., 2002.

PASCHOLATI, E. M.; AMARAL, G.; OSAKO, L. S. *Environmental radiation patterns of the Lagoa Real Uranium District, Bahia, Brasil*. In: V Congresso Internacional de Coimbra: Associação Portuguesa de Geólogos, 6p., 1997.

PEIXOTO, E. *Potássio*: 2004. Química Nova na Escola.

PEREIRA, A.; NEVES, L. *Geologia e radioatividade natural na região de Beiras*. In: XXII Curso de atualização de professores de Geociências. Coimbra: Associação de Geólogos, 6p., 2003.

PEREIRA, M. M.; VASCONCELOS, W. L.; ZAVAGLIA, C. A. C. Materiais cerâmicos – ciência e aplicação como biomateriais. In: ORÉFICE, R. L.; PEREIRA, M. M.; MANSUR, H. S. *Biomateriais – fundamentos e aplicações*. 1. ed. Rio de Janeiro: Ed. Cultura Médica. Cap. 3, p.61-81, 2006.

PEREZ D. V. *Total concentration of uranium and thorium in some Brazilian soils*. Pesquisa Agropecuária Brasileira 33 (88), 1417-1423, 1998.

PINTO, F. G. *Desenvolvimento de métodos analíticos para a determinação de terras raras Th, U e Y em rochas, solos e sedimentos por ICP-MS*. Tese de Doutorado em Ciências – Química. Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 2010.

PODGORSKAK, E. B. *Radiation Oncology Physics: A Handbook for Teachers and Students*, IAEA, 2005.

PORTAL SÃO FRANCISCO. **Dentes**. Disponível em: <<http://www.portalsaofrancisco.com.br/alfa/corpo-humano-sistema-digestivo/dentes-6.php>>. Acesso em 10/01/2011

POUNDS, J. G.; LEGGETT, R. W. *The ICRP age-specific biokinetic model for lead: validations, empirical comparisons and explorations*. Environmental Health Perspectives, v. 106, suppl. 6, p. 1505:1508,1998.

PRADO, G. R. *Estudo de contaminação ambiental por urânio no município de Caetité-Ba, utilizando dentes humanos como bioindicadores*. Dissertação de mestrado - UESC – Universidade

Estadual de Santa Cruz, 2007.

RABINOWITZ, M. B.; WETHERILL, G. W.; KOPPLE, J. D. *Lead metabolism in the normal human: stable isotope studies*. Science, v. 182, p. 725-727, 1993.

REBELO, A. M. A.; BITTENCOURT, A. V. L.; MANTOVANI, L. E.; ROSSI, T. B. *Pedogeochemical models on prognosis and control of radon fluxes from humid tropical landscapes over granite*. Environmental Geology, 44:158-168, 2003.

REGULLA, D. F, DEFFNER, U. Dose estimation by ESR spectroscopy at a fatal radiation accident. *Applied Radiation and isotopes* - 40, 1039-1043, 1989

REGULLA, D. From dating to biophysics-20 years of progress in applied ESR spectroscopy. *Applied Radiation and Isotopes* 52:1023-1030, 2000.

ROMANYUKHA, A. A.; DESROSIERS, M. F.; REGULLA, D. F. Current issues on EPR dose reconstruction in tooth enamel. *Applied Radiation and isotopes* – 52, 1265-1273, 2000.

ROSA, L. P. *A Política Nuclear e o Caminho das Armas Atômicas*. Brasil: os anos de autoritarismo. Rio de Janeiro: Jorge Zaahar Editor, 1985.

RUTH, E.; WOLF, PH.D. *What is ICP-MS? ... and more importantly, what can it do?* Research Chemist, USGS/CR/CICT, Março, 2005.

SANÍN, L. H.;GONZÁLEZ-COSSÍO, T.; ROMIEU, I.; HERNÁNDEZ-AVILA, M. *Acumulación de plomo en hueso y sus efectos en la salud*. Salud Pública de México, v. 40, n. 4, p. 359-368, 1998.

SANTOS, Adir Janete Godoy dos. *Regulamentação e decisões na avaliação de impacto ambiental dos resíduos contendo radioatividade*. International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2005. Santos, SP, Brazil, August 28 to September 2, 2005.

SCHRAMM, D. U.; ROSSI, A. M. Electron spin resonance (ESR) studies of CO<sub>2</sub> radicals in

irradiates A and B-type carbonate-containing apatites. *Applied Radiation and isotopes* – 52, 1085-1091, 2000

Resolução SS-625- Secretaria de Estado da Saúde. Coordenação dos Institutos de Pesquisa. Centro de Vigilância Sanitária. SUS – Sistema Único de Saúde. Gabinete do Secretário. **Resolução SS-625**, de 14-12-94. Publicado no D.O.E; seção I, São Paulo, 1994.

SCHAUER, D. A.; DESROSIERS, M. F.; LE, F. G.; SELTZER, S. M.; LINKS, J. M. EPR dosimetry of cortical bone and tooth enamel irradiated with X and gama rays: study of energy dependence. *Radiation research* – 138, 1-8, 1994.

SKOOG, D. A.; HOLLER, F. J.; NIEMAN, T. A. *Princípios de Análise Instrumental*. Bookman, 2002.

SKVORSTOV, V. G.; IVANNIKOV, A. I.; STEPANNENKO, V. F.; TSYB, A. F.; KHAMIDOVA, L. G.; KONDRASHOV, A. E.; TIKUNOV, D. D. Application of EPR retrospective dosimetry for large scale accidental situation. *Applied Radiation and Isotopes* 52:1275-1282, 2000.

TEN CATE, A. R. *Oral histology: development, structure and function*. 4.ed. St. Louis: Mosby, 1994. 395p.

THOMÉ FILHO, Z. D.; CASTRO, N. J. ; FERNANDEZ, P. C. *Brasil: matriz energética de baixo carbono e o papel da geração termonuclear*. GESEL, UFRJ – Instituto de Economia. Rio de Janeiro, 2009.

TSUJI, L. J. S.; NIEBOER, E.; KARAGATZI, J. D.; KOZLOVIC, D. R. *Elevated dentine lead levels in adult teeth of first nation people from an isolated region of northern Ontario, Canada*. Bulletin of Environmental Contamination and Toxicology, v. 59, p. 854-860, 1997.

TVINNEREIM, H. M.; EIDE, R.; RIISE, T. *Heavy metals in human primary teeth: some factors influencing the metal concentrations*. The Science of the Total Environment, v. 255, p. 21-27, 2000.

UMISEDO, N. K. *Dose de Radiação Ionizante decorrente do uso de fertilizantes agrícolas*. Tese

de Doutorado em Saúde Pública. São Paulo, Universidade de São Paulo (USP), 2007.

UNIC – Centro de Informação das Nações Unidas – Rio de Janeiro. ***Radiação na medicina é fonte principal de exposição humana a radiações ionizantes artificiais.*** 2010. Disponível em <<http://unicrio.org.br/radiacao-na-medicina-e-fonte-principal-de-exposicao-humana-a-radiacoes-ionizantes-artificiais/>>. Acesso em: 15/03/2011.

UNSCEAR – United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. ***Sources and effects of ionizing radiation.*** New York United Nations, Report to the General Assembly, with Scientific Annexes, 1993.

UNSCEAR - United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. ***Sources and Effects of Ionizing Radiation.*** Report to the General Assembly, with scientific annexes. Volume I, Sources, Annex A; Dose assessment methodologies, 2000.

UNSCEAR - United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. ***Sources and Effects of Ionizing Radiation.*** Report to the General Assembly, with scientific annexes. Annex B, 2008.

VANHAELEWYN G., AMIRA S., DEBUYST R., CALLENS F., GLORIEUX Th., LELOUP G., THIERENS H., A Critical discussion of the 2<sup>nd</sup> Internomparasion on Electron Paramagnetic Resonance Dosimetry with Tooth Enamel. ***Radiation Measurements*** – 33, 417-426, 2001.

VANNUCCHI, H.; UNAMUNO, M. do R. D. L.; MARCHINI, J. S. Avaliação do estado nutricional. Simpósio Semiologia Especializada, Ribeirão Preto, 1996.

VEIGA, M. A. M. S. ***Determinação de Elementos Traço por AAS e ICP-MS após Extração no Ponto Nuvem, usando Dietil-Ditiofosfato como agente quelante.*** Tese de Doutorado. Universidade Federal de Santa Catarina, Florianópolis, 2000.

VUGMAN N. V., ROSSI A. M., RIGBY S. E. J.; EPR Dating CO<sub>2</sub><sup>-</sup> Sites in Tooth Enamel Apatites by ENDOR and Triple Resonance. ***Applied Radiation and isotopes*** – 46, 311-315, 1995.

XAVIER, A. M.; MORO, J. T.; HEILBRON, P. F. ***Princípios Básicos de Segurança e Proteção***

**Radiológica**, 3ª ed. revisada. Universidade Federal do Rio Grande do Sul, 2006.

WEB CIÊNCIA. **Dentes**. Disponível em: <[http://www.webciencia.com/11\\_06dente.htm](http://www.webciencia.com/11_06dente.htm)>. Acesso em 10/01/2011.

WIKIPÉDIA. **Aracaju**. Disponível em: <<http://pt.wikipedia.org/wiki/Aracaju>>. Acesso em 10/01/2011.

WHO/SDE/PHE/01.1. 9. **Depleted Uranium, sources, exposure and health effects**. WHO, Geneva, 2001.

WHICKER, F.W.; SCHULTZ, V. **Radioecology: nuclear energy and the environment**. Boca Raton, Florida, CRC, v.1, 1982.

WRENN, M. E.; DURBIN, P. W., HOWARD, B.; LIPSZTEIN, J.; RUNDO, J.; STILL, E. T.; WILLIS, P. L. Metabolism of ingested U and Ra, **Health Phys.**, 48(5):601-633, 1985.

YAMAZAKI, I. M.; GERALDO, L. P. Uranium content in phosphate fertilizers commercially produced in Brazil. **Applied Radiation and Isotopes**, v. 59, p. 133- 136, 2003.

YASSI, A.; KJELLSTROM, T.; KOK, T.; GUIDOTTI, T. L. **Salud Ambiental Básica**. Serie Textos Básicos para la formación ambiental. Programa de Las Naciones Unidas para El Medio Ambiente–PNUMA, Oficina Regional para América Latina y El Caribe. Organización Mundial de La Salud–OMS. Instituto Nacional de Higiene, Epidemiología y Microbiología–INHEN, Ministério de Salud Pública de Cuba. 2002.

**ANEXOS**

## ANEXO I: DESCRIÇÃO E FUNCIONAMENTO DO ESPECTRÔMETRO DE EPR

O espectrômetro de EPR apresenta basicamente eletroímãs com fonte de alimentação e sistemas reguladores e de medidas de campo magnético, um gerador de micro-ondas com fonte de alimentação e unidade de estabilização de frequência e potência, um circuito de guias de onda que leva a radiação até a amostra, uma cavidade ressonante onde são introduzidas as amostras e um sistema de detecção modulação, amplificação e registro do sinal (Figura I.1)

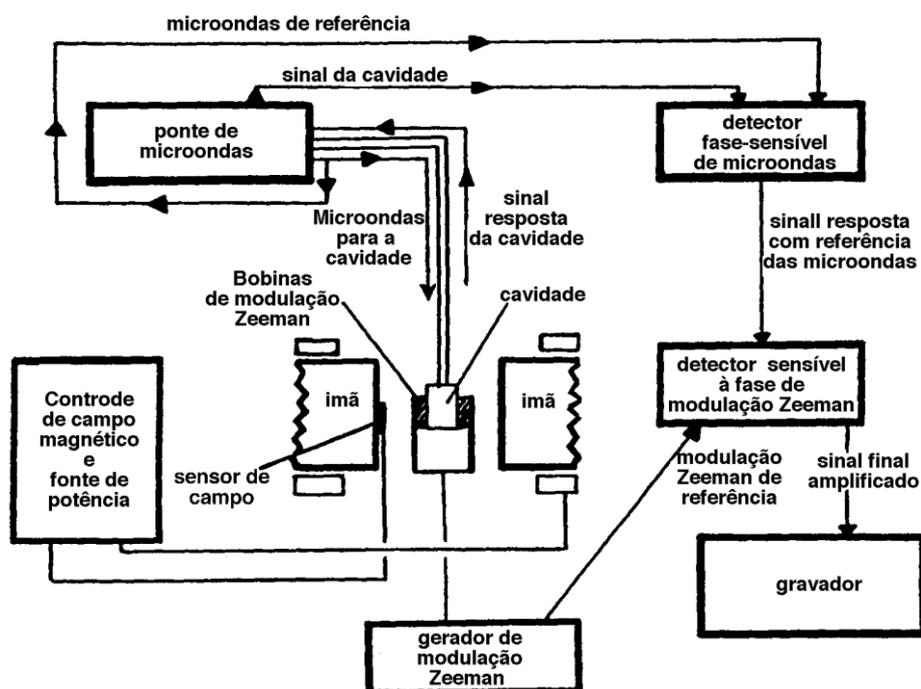


Figura I.1 – Esquema de um espectrômetro EPR. A amostra é colocada na cavidade ressonante entre as bobinas eletromagnéticas. O sinal é modulado superpondo um campo magnético oscilante de alta frequência (tipicamente 100 kHz) sobre o campo magnético de varredura (modulação Zeeman). A cavidade é alimentada com uma micro-onda contínua de frequência fixa vinda da ponte de micro-ondas. O sinal resposta da cavidade é comparado primeiramente com a onda de referência e a seguir com a modulação Zeeman. O sinal resultante é gravado em função do campo magnético.

Para se obter o espectro fornecido pelo equipamento de EPR, inicialmente coloca-se as amostras num porta-amostra de quartzo e a insere na cavidade ressonante do aparelho. O eletroímã que se encontra em torno dessa cavidade alimentado por uma fonte de tensão gera um campo magnético  $B$ , e um sistema de varredura conectado à fonte possibilita a variação linear desse campo entre os pólos do eletroímã.

As micro-ondas são produzidas por um gerador e conduzidas através de um guia de ondas

para a cavidade onde se encontra a amostra. Por dificuldades instrumentais, os espectrômetros de EPR são construídos para operarem com frequência de micro-ondas fixa e campos magnéticos variáveis, a fim de registrar o espectro.

A frequência de micro-ondas é mantida fixa pelo circuito de controle automático de frequência, que sintoniza a frequência emitida pelo gerador de micro-ondas com a frequência de ressonância da amostra. A fonte de radiação emite micro-ondas com frequências próximas a 9,5 GHz (banda X). A amostra é inserida na cavidade na posição de máxima intensidade de B de acordo com as linhas de indução e mínimo campo elétrico. A tabela I.1 mostra as bandas de micro-ondas usadas (em comprimento de onda) e o campo magnético de ressonância para o sinal em  $g = 2,0$ .

Tabela I.1 Bandas de micro-ondas, seus comprimentos de onda, frequências e campo magnético externo de ressonância para  $g = 2,0$ .

<b><i>Banda</i></b>	<b><math>\lambda</math> (cm)</b>	<b><math>\nu</math> (GHz)</b>	<b><math>B</math> (mT)</b>
<i>L</i>	20,0	1,5	53,5
<i>S</i>	9,4	3,2	114
<i>X</i>	3,2	9,5	339
<i>K</i>	1,2	25	892
<i>Q</i>	0,86	35	1250

A detecção em fase do sinal de EPR é obtida modulando-se o campo magnético através de bobinas localizadas nas laterais da cavidade ressonante. O sinal de ressonância é modulado com frequência entre 10 a 100 kHz e baixa amplitude. Quando existe absorção da energia de micro-ondas (condição de ressonância), a intensidade de micro-ondas diminui e é detectada pelo sistema de detecção, que transforma essa informação no espectro de intensidade versus campo magnético. Normalmente, a primeira derivada do sinal de absorção é registrada. Um computador é usado para analisar os dados e coordenar todos os parâmetros para a aquisição do espectro.

Para controlar a temperatura da amostra, pode-se variar o fluxo de hélio líquido como um ajuste grosso e fazer um ajuste mais fino com o aquecedor. Essa temperatura pode variar de 4,2 K (temperatura do hélio líquido) até a temperatura ambiente.

## ANEXO II: DESCRIÇÃO E FUNCIONAMENTO DO EQUIPAMENTO DE ICP-MS

A Figura II.1 apresenta um esquema do espectrômetro de massa com fonte de plasma indutivamente acoplado, que possui principalmente as seguintes partes: o sistema de introdução da amostra, a tocha de ICP, a interface, o sistema de vácuo, as lentes iônicas, o quadrupolo, o sistema de detecção e o sistema de coleta de dados.

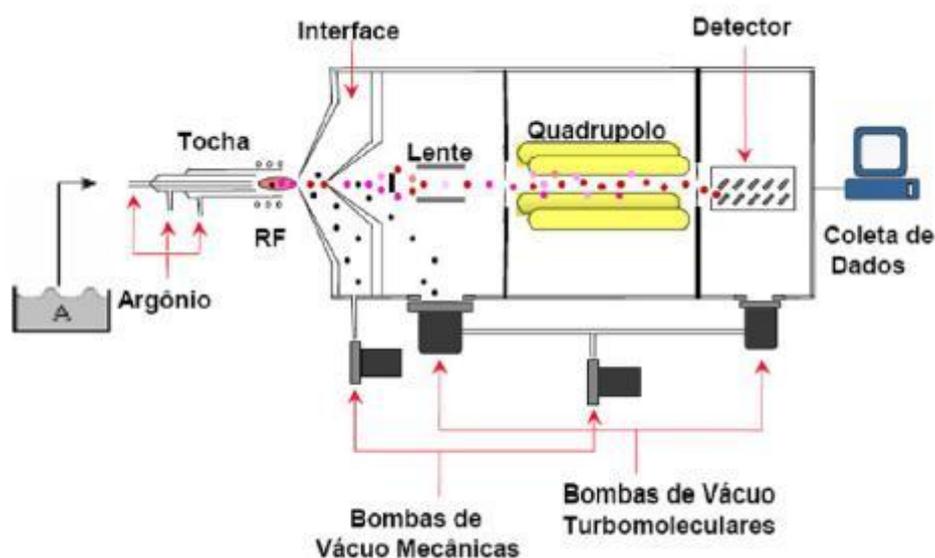


Figura II.1: Componentes do ICP-MS (Fonte: Adaptada de PINTO, 2010)

Neste trabalho foi utilizada a nebulização pneumática (PN) como método para a introdução da amostra no plasma. Na Figura II.2 apresentam-se tipos de nebulizadores pneumáticos para ICP.

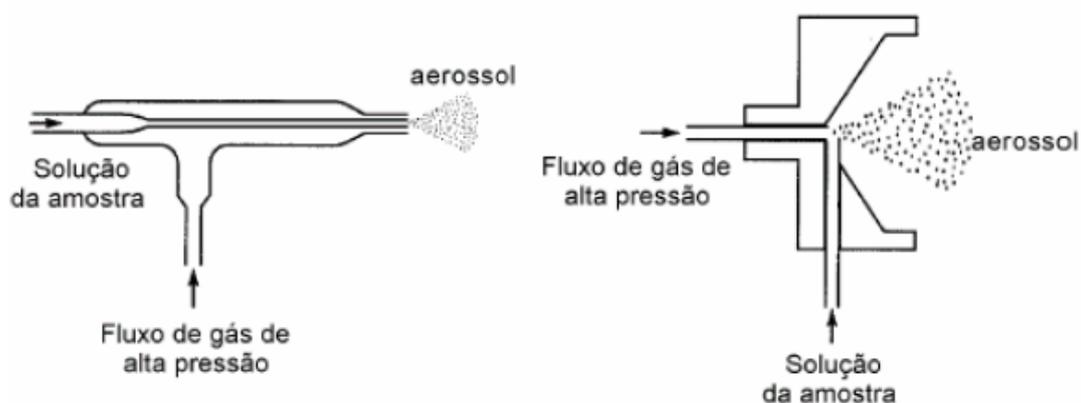


Figura II.2: Nebulizadores pneumáticos para ICP. A direita mostra-se o nebulizador concêntrico e a esquerda o nebulizador de Fluxo Cruzado (PINTO, 2010)

Inicialmente, no nebulizador pneumático, a solução da amostra é aspirada por um tubo capilar com o auxílio de uma bomba peristáltica, e o gás de nebulização divide a solução em pequenas gotículas, que são então separadas pela câmara de nebulização (paredes refrigeradas), a qual permite que somente gotículas com 2 a 10  $\mu\text{m}$  de diâmetro, formando uma nuvem homogênea do aerossol, cheguem a tocha do plasma, carregadas pelo fluxo de argônio.

No canal central do plasma ocorre a dessolvatação do aerossol, passando para o estado sólido. Em seguida, as partículas passam ao estado gasoso e logo depois as moléculas de vapor são atomizadas (dissociação). Os átomos formados são, então, excitados e ionizados. Uma vez que o gás no canal central deixa a tocha, a temperatura começa a cair possibilitando a recombinação dos íons, levando à formação de óxidos (VEIGA, 2000). Todo esse processo na tocha ocorre num tempo de 3 a 5 milissegundos (LA FRENIERE *et al.*, 1985). Os íons formados pela descarga ICP são tipicamente íons positivos (RUTH, 2005), que posteriormente interagem com campos elétricos e magnéticos e são desviados conforme sua razão  $m/z$ . A Figura II.3 mostra esse esquema inicial de introdução da amostra e a Figura II.4 representa os processos que ocorrem no plasma.

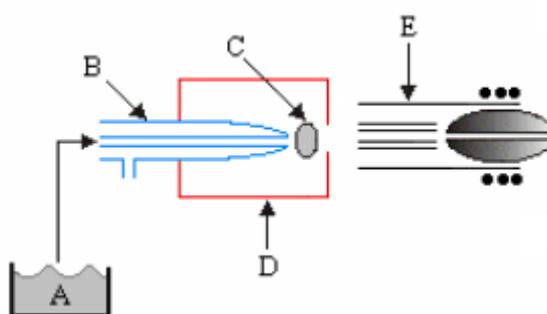


Figura II.3: Esquema da processo inicial no ICP-MS, onde A é a amostra, B é o nebulizador, C é o aerossol, D é a câmara de nebulização e E é a tocha do ICP (Fonte: Adaptada de PRADO, 2007)

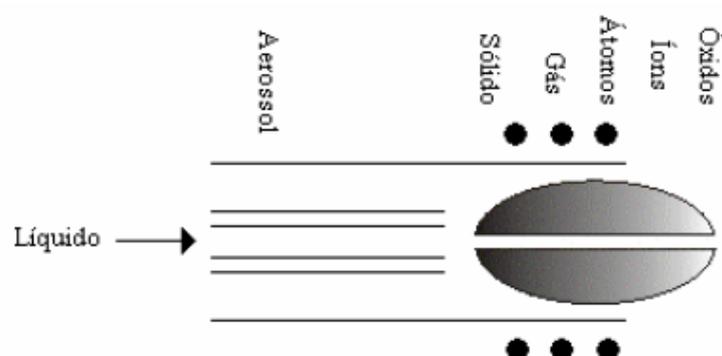


Figura II.4: Representação dos processos que ocorrem no plasma (Fonte: Adaptada de PRADO, 2007).

O plasma indutivamente acoplado de argônio convencional opera a temperaturas de 6000 a 10000 K. Ele é mantido por uma bobina de radiofrequência, após iniciação produzida por descarga elétrica de uma bobina de Tesla. Os íons saem da tocha, à pressão atmosférica, e passam por uma interface que permite a passagem para o sistema de vácuo (pressão menor que  $10^{-4}$  torr), devido à diferença de pressão. A interface acopla a tocha do ICP ao espectrômetro de massa, com um cone amostrador e um cone skimmer (Figura II.5).

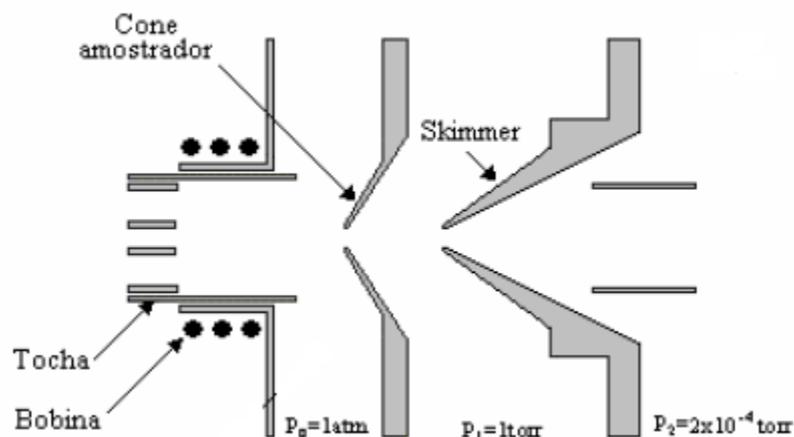


Figura II.5: Configuração do cone amostrador e do cone Skimmer.

O plasma gasoso atravessa o orifício do cone amostrador ( $<1$  mm), e passa para uma região com pressão aproximadamente de 1 torr, onde ocorre uma rápida expansão do gás, resultando em seu resfriamento. Logo depois, passa por outro orifício (cone Skimmer  $<1$  mm), e em seguida passa para uma câmara mantida à pressão do espectrômetro de massa. Nesta câmara, ocorre a separação dos íons positivos, dos elétrons e das espécies moleculares por um potencial negativo, e esses íons são acelerados e focalizados para lentes iônicas, seguindo então para o orifício de entrada do espectrômetro de massa com analisador quadrupolar (SKOOG *et al*, 2002).

No analisador de massas quadrupolar, os íons são separados de acordo com sua razão massa/carga ( $m/z$ ). Ele é composto, basicamente, por quatro hastes cilíndricas paralelas mantidas numa configuração duas a duas, equidistantes de um eixo central, como mostra a Figura II.6. As hastes opostas são conectadas eletricamente, sendo que um dos pares de hastes é conectado ao lado positivo de uma fonte de corrente contínua e o outro par é ligado ao lado negativo. Dessa forma, cria-se um campo quadrupolar bidimensional no plano x-y. Também é aplicado em cada par de hastes, potenciais de CA de radiofrequência variável, que são iguais, mas de fase oposta (MONTASER, 1998; SKOOG *et al*, 2002).

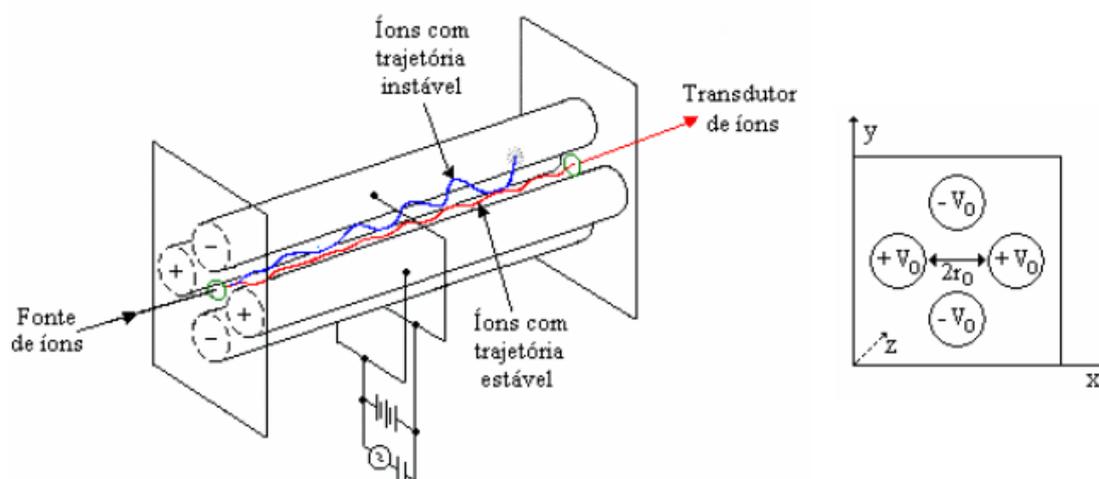


Figura II.6: Esquema de um espectrômetro de massa quadrupolar e a vista frontal das hastes. A figura mostra o movimento dos íons através do campo gerado entre as barras.

Quando as tensões estão definidas em condições apropriadas, os íons com uma única razão massa/carga terão uma trajetória estável (direção  $z$ ) no caminho entre as hastes do quadrupolo. Portanto, os íons com uma razão específica  $m/z$  reagirão todos de maneira igual em relação à condição elétrica imposta pelo arranjo do quadrupolo. Logo, são escolhidas várias combinações de tensões para que uma variedade de íons possa ser detectada.

Os íons pré-separados pelo quadrupolo chegam a um multiplicador de elétrons de dinodo, projetado para a detecção de íons positivos, que é o detector normalmente empregado em sistemas de ICP-MS. Esse tipo de detector opera multiplicando elétrons, baseado na colisão de um ou mais íons que liberam no primeiro dinodo elétrons que serão multiplicados ao longo do detector, numa espécie de “efeito cascata”, como mostra a Figura II.7. Assim, uma corrente elétrica proporcional à concentração de determinado íon é medida.

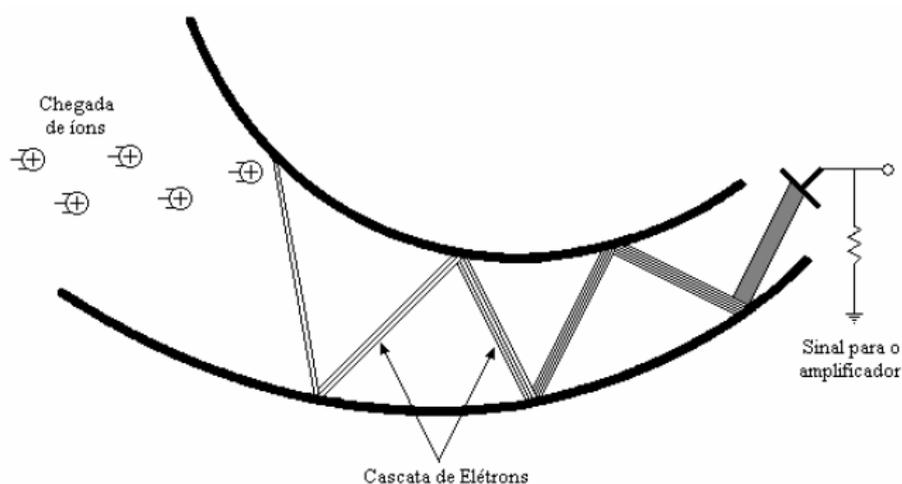


Figura II.7: Esquema de um multiplicador de elétrons de dinodo.

### ANEXO III: FORMULAÇÃO UTILIZADA NO SCILAB PARA O CÁLCULO DAS DOSES

```

Cu=0.0;
ErroCu=Cu*0.15
Cth=53*((10^(-3)));
ErroCth=Cth*0.15
Ck=0.0052;
ErroCk=Ck*0.25
Dgameangelã=0.73;
ErroDgameangelã=0.12;
CteUalfa=1.146;
CteThalfa=0.305;
DalfaTh=Cth*CteThalfa
DalfaU=Cu*CteUalfa
ErroDalfaTh=ErroCth*CteThalfa
ErroDalfaU=ErroCu*CteUalfa
CteUbeta=0.057;
CteThbeta=0.0091;
CteKbeta=0.814;
DbetaTh=Cth*CteThbeta
DbetaU=Cu*CteUbeta
DbetaK=Ck*CteKbeta
ErroDbetaTh=ErroCth*CteThbeta
ErroDbetaU=ErroCu*CteUbeta
ErroDbetaK=ErroCk*CteKbeta
CteUgama=0.0025;
CteThgama=0.0178;
CteKgama=0.243;
DgamaTh=Cth*CteThgama
DgamaU=Cu*CteUgama
DgamaK=Ck*CteKgama
ErroDgamaTh=ErroCth*CteThgama
ErroDgamaU=ErroCu*CteUgama
ErroDgamaK=ErroCk*CteKgama
Dtota1=(DalfaTh+DalfaU+DbetaTh+DbetaU+DbetaK+Dgameangelã)
ErroDtota1=sqrtm(EroDalfaTh^2+EroDalfaU^2+EroDbetaTh^2+EroDbetaU^2+EroD
betaK^2+EroDgameangelã^2)
Hth=(DgamaTh+DbetaTh+(20*DalfaTh))
ErroHth=sqrtm(EroDgamaTh^2+EroDbetaTh^2+((20*ErroDalfaTh)^2))
Hu=(DgamaU+DbetaU+(20*DalfaU))
ErroHu=sqrtm(EroDgamaU^2+EroDbetaU^2+((20*ErroDalfaU)^2))
Hk=(DgamaK+DbetaK)
ErroHk=sqrtm(EroDgamaK^2+EroDbetaK^2)
Htota1=(Hth+Hu+Hk)
ErroHtota1=sqrtm(EroHth^2+EroHu^2+EroHk^2)
Eth=((0.12*Hth)+(0.01*Hth))
ErroEth=sqrtm(((0.12*ErroHth)^2)+((0.01*ErroHth)^2))
Eu=((0.12*Hu)+(0.01*Hu))
ErroEu=sqrtm(((0.12*ErroHu)^2)+((0.01*ErroHu)^2))
Ek=((0.12*Hk)+(0.01*Hk))
ErroEk=sqrtm(((0.12*ErroHk)^2)+((0.01*ErroHk)^2))
Etota1=Eth+Eu+Ek
ErroEtota1=sqrtm(EroEth^2+EroEu^2+EroEk^2)

```

## **APÊNDICES**

## APÊNDICE A

## APROVAÇÃO DO COMITÊ DE ÉTICA PARA ANÁLISE DE AMOSTRAS DE DENTES

Andamento do Projeto

[http://portal2.saude.gov.br/sisnep/extrato\\_projeto.cfm?CODIGO=348055](http://portal2.saude.gov.br/sisnep/extrato_projeto.cfm?CODIGO=348055)

 **Andamento do projeto - CAAE - 0071.0.107.000-10** 

Título do Projeto de Pesquisa				
Dose de exposição radiométrica no entorno das minas de Caetité-BA e Santa Quitéria - CE				
Situação	Data Inicial no CEP	Data Final no CEP	Data Inicial na CONEP	Data Final na CONEP
Aprovado no CEP	05/07/2010 09:23:49	11/08/2010 11:00:12		
Descrição	Data	Documento	Nº do Doc	Origem
3 - Protocolo Aprovado no CEP	11/08/2010 11:00:12	Folha de Rosto	200/2010	CEP
2 - Recebimento de Protocolo pelo CEP (Check-List)	05/07/2010 09:23:49	Folha de Rosto	0071.0.107.000-10	CEP
1 - Envio da Folha de Rosto pela Internet	10/06/2010 10:40:38	Folha de Rosto	FR348055	Pesquisador

[Voltar](#)

## APÊNDICE B

### Taxas de Dose Absorvida nas amostras de dentes de Aracaju de devido às partículas $\alpha$ , $\beta$ e radiação $\gamma$ emitidas pelo radioisótopo incorporado

Tabela B.1: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  e a radiação  $\gamma$  emitidas na série do  $^{232}\text{Th}$  para amostras de dentes da cidade de Aracaju

<b>Amostras</b>	<b><math>D_{\alpha\text{Th}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\beta\text{Th}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\gamma\text{Th}}</math> (mGy/a)</b>
C-Aju-1	0,016±0,002	0,00048±0,00007	0,0009±0,0001
C-Aju-2	0,018± 0,003	0,00055±0,00008	0,0011±0,0002
L-Aju-1	0,016±0,002	0,00047±0,00007	0,0009±0,0001
L-Aju-2	0,017±0,003	0,00052±0,00008	0,0010±0,0002
L-Aju-3	0,016±0,002	0,00048±0,00007	0,0009±0,0001
L-Aju-4	0,018±0,003	0,00055±0,00008	0,0011±0,0002
Ca-Aju-1	0,015±0,002	0,00044±0,00007	0,0009±0,0001
Ca-Aju-2	0,016±0,002	0,00047±0,00007	0,0009± 0,0001
PM-Aju-1	0,017±0,003	0,00052±0,00008	0,0010±0,0001
PM-Aju-3	0,018±0,003	0,00054±0,00008	0,0010±0,0002
PM-Aju-4	0,018±0,003	0,00053±0,00008	0,0010±0,0001
PM-Aju-5	0,016±0,002	0,00048±0,00007	0,0009±0,0001
PM-Aju-6	0,017±0,002	0,00050±0,00007	0,0010±0,0001

Tabela B.2: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  e a radiação  $\gamma$  emitidas na série do  $^{232}\text{U}$  para amostras de dentes da cidade de Aracaju

<b>Amostras</b>	<b><math>D_{\alpha\text{U}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\beta\text{U}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\gamma\text{U}}</math> (mGy/a)</b>
C-Aju-1	0	0	0
C-Aju-2	0	0	0
L-Aju-1	0	0	0
L-Aju-2	0	0	0
L-Aju-3	0	0	0
L-Aju-4	0	0	0
Ca-Aju-1	0	0	0
Ca-Aju-2	0	0	0
PM-Aju-1	0	0	0
PM-Aju-3	0	0	0
PM-Aju-4	0	0	0
PM-Aju-5	0	0	0
PM-Aju-6	0	0	0

Tabela B.3: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas  $\beta$  e a radiação  $\gamma$  emitidas no decaimento do  $^{40}\text{K}$  para amostras de dentes da cidade de Aracaju

<b>Amostras</b>	<b><math>D_{\beta\text{K}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\gamma\text{K}}</math> (mGy/a)</b>
C-Aju-1	0,0020±0,0005	0,0006±0,0001
C-Aju-2	0,004±0,001	0,0013±0,0003
L-Aju-1	0,0036±0,0009	0,0011±0,0003
L-Aju-2	0,005± 0,001	0,0015±0,0004
L-Aju-3	0,0017±0,0004	0,0005±0,0001
L-Aju-4	0,001±0,004	0,0011±0,0003
Ca-Aju-1	0,0006±0,0002	0,00019±0,00005
Ca-Aju-2	0,0019±0,0005	0,0006±0,0001
PM-Aju-1	0,0028± 0,0007	0,0008± 0,0002
PM-Aju-3	0,0035±0,0009	0,0010±0,0003
PM-Aju-4	0,0033±0,0008	0,0010±0,0002
PM-Aju-5	0,0037±0,0009	0,0011±0,0003
PM-Aju-6	0,0026±0,0006	0,0007±0,0002

**Taxas de Dose Absorvida nas amostras de dentes de Caetité de devido às partículas  $\alpha$ ,  $\beta$  e radiação  $\gamma$  emitidas pelo radioisótopo incorporado**

Tabela B.4: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  e a radiação  $\gamma$  emitidas na série do  $^{232}\text{Th}$  para amostras de dentes da cidade de Caetité

<b>Amostras</b>	<b><math>D_{\alpha\text{Th}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\beta\text{Th}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\gamma\text{Th}}</math> (mGy/a)</b>
C-Ct2-2	0,018±0,003	0,00053±0,00008	0,0010±0,0002
C-Ct2-3	0,016±0,002	0,00048±0,00007	0,0009±0,0001
C-Ct2-4	0,018±0,003	0,00054±0,00008	0,0010±0,0002
Ca-Ct2-1	0,0051±0,0008	0,00015±0,00002	0,00030±0,00004
Ca-Ct2-2	0,016±0,002	0,00049±0,00007	0,0010±0,0001
PM-Ct2-3	0,0043±0,0006	0,00013±0,00002	0,00025±0,00004
PM-Ct2-4	0,018±0,003	0,00053±0,00008	0,0010±0,0002
PM-Ct2-6	0,018±0,003	0,00054±0,00008	0,0010±0,0002
M-Ct-4	0,017±0,003	0,00050±0,00008	0,0010±0,0001
M-Ct-11	0,0046±0,0007	0,00014± 0,00002	0,00027±0,00004
M-Ct-14	0,017±0,002	0,00050±0,00007	0,0010±0,0001
DL-Ct2-2	0,016±0,002	0,00048±0,00007	0,0009±0,0001
DL-Ct2-1	0,008±0,001	0,00025±0,00003	0,00048±0,00007
DL-Ct2-3	0,018± 0,003	0,00053±0,00008	0,0010±0,0002

Tabela B.5: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  e a radiação  $\gamma$  emitidas na série do  $^{238}\text{U}$  para amostras de dentes da cidade de Caetité

<b>Amostras</b>	<b><math>D_{\alpha\text{U}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\beta\text{U}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\gamma\text{U}}</math> (mGy/a)</b>
C-Ct2-2	0,033±0,005	0,0016±0,0002	0,00007±0,00001
C-Ct2-3	0	0	0
C-Ct2-4	0,034±0,005	0,0017±0,0003	0,00008±0,00001
Ca-Ct2-1	0,010±0,002	0,00051±0,00008	0,000023±0,000003
Ca-Ct2-2	0	0	0
PM-Ct2-3	0	0	0
PM-Ct2-4	0	0	0
PM-Ct2-6	0	0	0
M-Ct-4	0,031± 0,005	0,0015±0,0002	0,00007±0,00001
M-Ct-11	0,010±0,002	0,00051±0,00008	0,000022±0,000003
M-Ct-14	0	0	0
DL-Ct2-2	0	0	0
DL-Ct2-1	0	0	0
DL-Ct2-3	0	0	0

Tabela B.6: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas  $\beta$  e a radiação  $\gamma$  emitidas no decaimento do  $^{40}\text{K}$  para amostras de dentes da cidade de Caetité

<b>Amostras</b>	<b><math>D_{\beta\text{K}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\gamma\text{K}}</math> (mGy/a)</b>
C-Ct2-2	0,0052±0,001	0,0016±0,0004
C-Ct2-3	0,004±0,001	0,0013±0,0003
C-Ct2-4	0,004±0,001	0,0013±0,0003
Ca-Ct2-1	0,0031±0,0008	0,0009±0,0002
Ca-Ct2-2	0,004±0,001	0,0012±0,0003
PM-Ct2-3	0,0007±0,0002	0,00019±0,00005
PM-Ct2-4	0,004±0,001	0,0012±0,0003
PM-Ct2-6	0,006±0,001	0,0017±0,0004
M-Ct-4	0,005±0,001	0,0014± 0,0004
M-Ct-11	0,0006±0,0001	0,00017±0,00004
M-Ct-14	0,004±0,001	0,0013±0,0003
DL-Ct2-2	0,004±0,001	0,0012±0,0003
DL-Ct2-1	0,0006±0,0002	0,00019±0,00004
DL-Ct2-3	0,006±0,001	0,0017±0,0004

**Taxas de Dose Absorvida nas amostras de dentes de Santa Quitéria de devido às partículas  $\alpha$ ,  $\beta$  e radiação  $\gamma$  emitidas pelo radioisótopo incorporado**

Tabela B.7: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  e a radiação  $\gamma$  emitidas na série do  $^{232}\text{Th}$  para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria

<b>Amostras</b>	<b><math>D_{\alpha\text{Th}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\beta\text{Th}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\gamma\text{Th}}</math> (mGy/a)</b>
L-SQ-1	0,017±0,002	0,00050±0,00007	0,0010±0,0001
L-SQ-2	0,0043±0,0006	0,00013±0,00002	0,00025±0,00004
L-SQ-3	0,015±0,002	0,00045±0,00007	0,0009±0,0001
L-SQ-4	0,016±0,002	0,00049±0,00007	0,0010±0,0001
L-SQ-5	0,0043±0,0006	0,00013±0,00002	0,00025±0,00004
L-SQ-6	0,016±0,002	0,00047±0,00007	0,0009±0,0001
PM-SQ-1	0,0040± 0,0006	0,00012±0,00002	0,00023±0,00003
Ca-SQ-1	0,015±0,002	0,00045±0,00007	0,0009±0,0001
Ca-SQ-2	0,0049±0,0007	0,00015±0,00002	0,00028±0,00004
Ca-SQ-3	0,015±0,002	0,00045±0,00007	0,0009±0,0001
Ca-SQ-4	0,017± 0,003	0,00051±0,00008	0,0010±0,0001
Ca-SQ-5	0,018±0,003	0,00053±0,00008	0,0010±0,0002
Ca-SQ-6	0,0047±0,0007	0,00014±0,00002	0,00027±0,00004

Tabela B.8: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas  $\alpha$  e  $\beta$  e a radiação  $\gamma$  emitidas na série  $^{238}\text{U}$  para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria

<b>Amostras</b>	<b><math>D_{\alpha\text{U}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\beta\text{U}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\gamma\text{U}}</math> (mGy/a)</b>
L-SQ-1	0	0	0
L-SQ-2	0,009±0,001	0,00046±0,00007	0,000020±0,000003
L-SQ-3	0	0	0
L-SQ-4	0	0	0
L-SQ-5	0	0	0
L-SQ-6	0,033±0,005	0,0017± 0,0002	0,00007±0,00001
PM-SQ-1	0	0	0
Ca-SQ-1	0	0	0
Ca-SQ-2	0,010±0,002	0,00051±0,00008	0,000022±0,000003
Ca-SQ-3	0	0	0
Ca-SQ-4	0	0	0
Ca-SQ-5	0,031± 0,005	0,0015±0,0002	0,00007±0,00001
Ca-SQ-6	0	0	0

Tabela B.9: Valores obtidos para taxa de dose absorvida (D) devido às partículas  $\beta$  e a radiação  $\gamma$  emitidas no decaimento do  $^{40}\text{K}$  para amostras de dentes da cidade de Santa Quitéria

<b>Amostras</b>	<b><math>D_{\beta\text{K}}</math> (mGy/a)</b>	<b><math>D_{\gamma\text{K}}</math> (mGy/a)</b>
L-SQ-1	0,006±0,002	0,0018±0,0005
L-SQ-2	0,0020±0,0005	0,0006±0,0002
L-SQ-3	0,0037±0,0009	0,0011±0,0003
L-SQ-4	0,005±0,001	0,0014±0,0004
L-SQ-5	0,00015±0,00004	0,00004±0,00001
L-SQ-6	0,0006±0,0001	0,00017±0,00004
PM-SQ-1	0,00014±0,00003	0,00004±0,00001
Ca-SQ-1	0,007±0,002	0,0020±0,0005
Ca-SQ-2	0,0009±0,0002	0,00027±0,00007
Ca-SQ-3	0,005± 0,001	0,0014± 0,0004
Ca-SQ-4	0,006±0,001	0,0017±0,0004
Ca-SQ-5	0,004±0,001	0,0012±0,0003
Ca-SQ-6	0,0015±0,0003	0,0005±0,0001

### APÊNDICE C

Valores das concentrações do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  em ppb para as amostras de água da regiões de Caetité e Santa Quitéria (ALMEIDA, 2011).

Tabela C.1: Valores das concentrações do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  em ppb para as amostras de água da região mineradora de Caetité-BA.

Ponto	$^{238}\text{U} \times 10^{-3}$	$(^{232}\text{Th} \times 10^{-3}) \pm 0,5$	$^{39}\text{K} \times 10^3$	$^{40}\text{K}$
P150b	$3,0 \pm 0,7$	$\leq 2,0$	$2,6 \pm 0,9$	$0,33 \pm 0,11$
P153	$(24 \pm 6) \times 10^3$	$\leq 2,0$	$18 \pm 6$	$2,3 \pm 0,8$
P155	$(12 \pm 3) \times 10^3$	$\leq 2,0$	$7,0 \pm 2,4$	$0,9 \pm 0,3$
P158	$3,0 \pm 0,7$	$\leq 2,0$	$7,1 \pm 2,5$	$0,9 \pm 0,3$
P160	$3,0 \pm 0,7$	$\leq 2,0$	$0,42 \pm 0,15$	$0,053 \pm 0,018$
P161	$3,0 \pm 0,7$	$\leq 2,0$	$0,070 \pm 0,024$	$0,009 \pm 0,003$
P162	$26 \pm 6$	$\leq 2,0$	$15,5 \pm 54$	$1,94 \pm 0,68$
P163	$6,0 \pm 1,5$	$\leq 2,0$	$0,9 \pm 0,3$	$0,11 \pm 0,04$
P164	$(0,26 \pm 0,06) \times 10^3$	$\leq 2,0$	$2,2 \pm 0,8$	$0,276 \pm 0,097$
P167	$(0,74 \pm 0,18) \times 10^3$	$\leq 2,0$	$1,5 \pm 0,5$	$0,188 \pm 0,066$

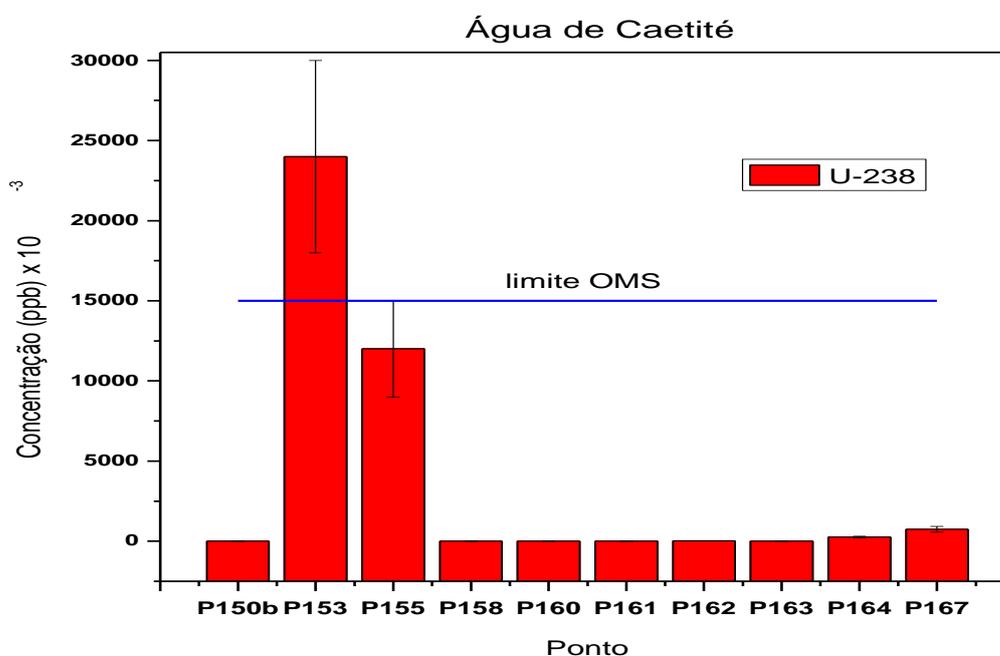


Figura C.1: Histograma das concentrações de U-238 para os pontos de coleta de água em Caetité.

Tabela C.2: Valores das concentrações do  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{39}\text{K}$  e  $^{40}\text{K}$  em ppb para as amostras de água da região mineradora de Santa Quitéria-CE.

Ponto	$^{238}\text{U} \times 10^{-3}$	$(^{232}\text{Th} \times 10^{-3}) \pm 0,5$	$^{39}\text{K} \times 10^3$	$^{40}\text{K}$
S1	3,0±0,7	≤ 2,0	4,9±1,7	0,62±0,22
S2	3,0±0,7	≤ 2,0	4,6±1,6	0,58±0,20
S3	9,0±2,3	≤ 2,0	5,1±1,8	0,64±0,22
S4	3,0±0,7	≤ 2,0	5,6±2,0	0,70±0,25
S5	3,0±0,7	≤ 2,0	1,2±0,4	0,150±0,053
S6	3,0±0,7	≤ 2,0	1,6±0,6	0,20±0,07
S7	87±21	≤ 2,0	4,9±1,7	0,61±0,22
S8	102±25	≤ 2,0	6,0±2,1	0,75±0,26
S9	272±68	≤ 2,0	5,1±1,8	0,64±0,22

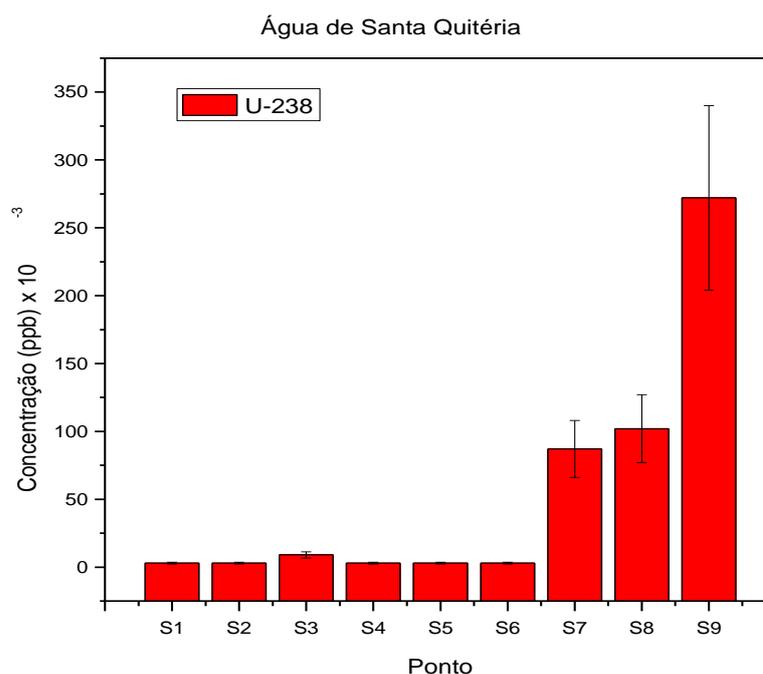


Figura C.2: Histograma das concentrações de U-238 para os pontos de coleta de água em Santa Quitéria.