

**UNIVERSIDADE FEDERAL DE PERNAMBUCO
DEPARTAMENTO DE ENERGIA NUCLEAR**

**COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR
CENTRO REGIONAL DE CIÊNCIAS NUCLEARES DO NORDESTE**

Programa de Pós-Graduação em Tecnologias Energéticas e Nucleares

**ESTUDO DE CASO NA DEFINIÇÃO DE MODELO PADRÃO
PARA RADIOATIVIDADE AMBIENTAL NA PARAÍBA**

JOSINEIDE MARQUES DO NASCIMENTO SANTOS

Orientador: Prof. Dr. José Araújo dos Santos Júnior

Departamento de Energia Nuclear (DEN) - CTG - UFPE

Coorientadora: Profa. Dra. Ana Maria Mendonça de Albuquerque Melo

Departamento de Biofísica e Radiobiologia (DBR) - CCS - UFPE

Recife, PE

Fevereiro, 2018

JOSINEIDE MARQUES DO NASCIMENTO SANTOS

**ESTUDO DE CASO NA DEFINIÇÃO DE MODELO PADRÃO
PARA RADIOATIVIDADE AMBIENTAL NA PARAÍBA**

Dissertação submetida ao Programa de Pós-Graduação em Tecnologias Energéticas e Nucleares para obtenção do título de Mestre em Ciências, Área de Concentração: Dosimetria e Instrumentação Nuclear.

Orientador: **Prof. Dr. José Araújo dos Santos Júnior**

Departamento de Energia Nuclear (DEN) - CTG - UFPE

Coorientadora: **Profa. Dra. Ana Maria Mendonça de Albuquerque Melo**

Departamento de Biofísica e Radiobiologia (DBR) - CCS - UFPE

Recife, PE

Fevereiro, 2018

Catálogo na fonte
Bibliotecário Carlos Moura, CRB-4 / 1502

S237e Santos, Josineide Marques do Nascimento.
Estudo de caso na definição de modelo padrão para radioatividade ambiental na Paraíba. / Josineide Marques do Nascimento Santos. - Recife: O Autor, 2018.
69 f. : il., tabs.

Orientador: Prof. Dr. José Araújo dos Santos Júnior.
Coorientadora: Profa. Dra. Ana Maria Mendonça de Albuquerque Melo.

Dissertação (mestrado) – Universidade Federal de Pernambuco. CTG. Programa de Pós-Graduação em Tecnologias Energéticas e Nucleares, 2018.
Inclui referências bibliográficas e apêndice.

1. Dosimetria. 2. Nuclear. 3. Radiologia. 4. Radiometria. 5. Urânio.
I. Santos Júnior, José Araújo dos, orientador. II. Melo, Ana Maria Mendonça de Albuquerque, coorientadora. III. Título.

CDD 621.48 (21. ed.)

UFPE

BDEN/2018-04

JOSINEIDE MARQUES DO NASCIMENTO SANTOS

**ESTUDO DE CASO NA DEFINIÇÃO DE MODELO PADRÃO
PARA RADIOATIVIDADE AMBIENTAL NA PARAÍBA**

APROVADA EM: 23.02.2018

ORIENTADOR: Prof. Dr. José Araújo dos Santos Júnior

COORIENTADORA: Profa. Dra. Ana Maria Mendonça de Albuquerque Melo

COMISSÃO EXAMINADORA:

Prof. Dr. Romilton dos Santos Amaral (CTG - DEN - UFPE)

Prof. Dr. Jairo Dias Bezerra (BFP - FACEPE - CTG - DEN - UFPE)

Profa. Dra. Mariana Brayner Cavalcanti Freire Bezerra (CTG - DEN - UFPE)

Visto e permitida à impressão

Prof. Dr. Romilton dos Santos Amaral
Coordenador do PROTEN/DEN/UFPE

Ao meu esposo e filha, mãe, pai (in
memoriam), irmãos e amigos,

Dedico.

AGRADECIMENTOS

A Deus pela saúde e oportunidade de adquirir novos conhecimentos, um passo importantíssimo para minha formação profissional e realização pessoal.

Ao meu orientador e grande incentivador Prof. Dr. José Araújo dos Santos Júnior pela confiança na elaboração e execução deste projeto, pelos valiosos ensinamentos científicos, apoio e grande ajuda nos momentos de dúvidas e dificuldades. Agradeço também pelas inúmeras contribuições para relevância, desenvolvimento e conclusão desse trabalho. Meu respeito e admiração pela pessoa e profissional, muito competente e dedicado em tudo que faz, e que não mede esforços para ajudar a quem precisa. Exemplo de ser humano e profissional a ser seguido e admirado por todos. Muito obrigada por tudo.

A coorientadora Profa. Dr^a. Ana Maria Mendonça de Albuquerque Melo pelas contribuições, apoio e incentivo.

A Fundação de Amparo à Ciência e Tecnologia do Estado de Pernambuco (FACEPE) pela Bolsa de Mestrado concedida, processo n^o. IBPG-0577-3.09/15, de fundamental importância para dedicação exclusiva ao projeto de mestrado.

Aos membros das bancas examinadoras dos seminários e da banca de defesa: Prof. Dr. Romilton dos Santos Amaral, Prof. Dr. Rômulo Simões Cezar Menezes, Dr. Jairo Dias Bezerra, Profa. Dra. Mariana Brayner Cavalcanti Freire Bezerra e Dr^a. Marcela Maria Pereira de Lemos Pinto, pelas contribuições.

A Universidade Federal de Pernambuco, ao Departamento de Energia Nuclear, ao Programa de Pós-Graduação em Tecnologias Energéticas e Nucleares (PROTEN) e ao Grupo de Estudos em Radioecologia (RAE) pela oportunidade e infraestrutura disponibilizada.

À população do município de Triunfo-PB, pela receptividade e confiança para execução do trabalho.

Aos meus colegas do grupo de Radioecologia (RAE), pela amizade e colaboração na busca de um mesmo ideal.

Ao corpo Docente do Programa Pós-Graduação em Tecnologias Energéticas e Nucleares (PROTEN), pela colaboração para minha formação.

“A mente que se abre a uma nova ideia
jamais voltará ao seu tamanho original”.

Albert Einstein.

RESUMO

Estudos radiométricos têm sido cada vez mais frequentes e necessários, como alternativa para avaliação de possíveis efeitos da radioatividade natural nos seres humanos, principalmente em termos da potencialização de enfermidades, uma vez que, as respostas partem do meio de convívio dos indivíduos, das práticas de sobrevivência e do desenvolvimento humano. A monitoração radiométrica ambiental tem permitido a realização de ensaios empíricos em diferentes áreas do planeta Terra para investigação dos impactos radioecológicos decorrentes dos Materiais Radioativos de Ocorrência Natural e relações com a exploração dos recursos da natureza, permitindo estimar os níveis de radioatividade em diferentes áreas. Adicionalmente, vem permitindo avaliar detrimientos para saúde humana em decorrência da exposição aos radionuclídeos naturais, além de utilizar esses dados para nortear estudos para estabelecer critérios mais eficientes na determinação de valores de referência e limiares entre as áreas impactadas e não impactadas. A monitoração “in situ” tem sido uma excelente alternativa para avaliação primária, principalmente com uso dos dispositivos modernos a base de detectores cintiladores inorgânicos, que permitem avaliar de forma equivalente os níveis da radioatividade local, utilizando-se de medidas dos efeitos das interações da radiação gama no ar, permitindo estabelecer critérios para estudos de modelagem e determinação da segurança em termos de Proteção Radiológica para o público em geral. Esse estudo objetivou a realização da radiometria ambiental no município de Triunfo na Paraíba e definição de um valor de referência para taxa de dose efetiva ao ar livre no ambiente externo, que será utilizado para descrever a radiometria “outdoor” e possível impacto na saúde da população. Os resultados foram obtidos por medidas “in situ”, utilizando-se de um sistema de espectrometria gama com detector com sonda combinada de NaI(Tl) e BGO, calibrado para medida da grandeza dosimétrica taxa de dose efetiva ambiental. Os dados da monitoração variaram de 0,06 a 0,38 mSv/a, com média e desvio de $0,20 \pm 0,04$ mSv/a, cuja medida de tendência pode ser assumida como valor representativo da taxa de dose efetiva do ambiente ao ar livre, caracterizando a área como de baixa radiação de fundo, cujo parâmetro dosimétrico e meio avaliado, não apresentam probabilidade de impactar diretamente para o aumento nas ocorrências de câncer radioinduzido no município de Triunfo na Paraíba.

Palavras-chave: Dosimetria. Nuclear. Radiologia. Radiometria. Urânio.

ABSTRACT

Radiometric studies have been increasingly frequent and necessary, as an alternative to evaluate the possible effects of natural radioactivity in humans, especially in terms of disease potentiation, since the responses depart from individuals' living environment, survival and human development. Environmental radiometric monitoring has allowed the accomplishment of empirical tests in different areas of the planet Earth to investigate the radioecological impacts resulting from the Naturally Occurring Radioactive Materials and relations with the exploration of the natural resources, allowing estimating the levels of radioactivity in different areas. It has allowed us to evaluate human health detriments as a result of exposure to natural radionuclides, in addition to using these data to guide studies to establish more efficient criteria for determining reference values and thresholds between impacted and non-impacted areas. In situ monitoring, has been an excellent alternative for primary evaluation, especially with the use of modern devices based on inorganic scintillator detectors, which permit to evaluate the levels of local radioactivity, using measures of the effects of the interactions of the gamma radiation in the air, making it possible to establish criteria for modeling studies and determination of safety in terms of Radiation Protection for the general public. This study aimed at the realization of environmental radiometry in the city of Triunfo in Paraíba and definition of a reference value for effective outdoor dose rate in the environment, which will be used to describe outdoor radiometry and possible impact on population health. The results were obtained by "in situ" measurements using a gamma spectrometry system with a combined NaI (Tl) and BGO probe detector, calibrated to measure the dosimetric magnitude of the effective environmental dose rate. The monitoring data ranged from 0.06 to 0.38 mSv/y, with a mean and deviation of 0.20 ± 0.04 mSv/y, which can be assumed to be representative of the effective dose rate of the environment in the open air, characterizing the area as low background radiation, whose parameter dosimetric and half evaluated, are not likely to directly impact the increase in radio-induced cancer occurrences in the city of Triunfo, Paraíba.

Key words: Dosimetry. Nuclear. Radiology. Radiometry. Uranium.

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

	Página
Figura 1 - Doses efetivas decorrentes de fontes de radioatividade.....	17
Figura 2 - Contribuição da dose efetiva derivada das fontes de radioatividade natural.	19
Figura 3 - Localização de Triunfo no Brasil e Paraíba.....	30
Figura 4 - Sistema de medidas Gamma Surveyour.	32
Figura 5 - Mapa da Paraíba com destaque para o município de Triunfo.....	33
Figura 6 - Veículo e posicionamento do detector a serem utilizados na pesquisa.	34
Figura 7 - Arranjo que será adotado para calibração do detector gama.	36
Figura 8 - Calibração do Gamma Surveyour.....	37
Figura 9 - Comparação dos resultados das medidas de baixa e alta radiação de fundo.	40
Figura 10 - Caixa de dados para medidas de baixa radiação de fundo.....	41
Figura 11 - Caixa de dados para medidas de alta radiação de fundo.....	41
Figura 12 - Taxas de doses efetivas ambientais na área de estudo.....	43
Figura 13 - Box plot e distribuição de frequência para o estudo.....	44
Figura 14 - Taxas de doses efetivas por classificação de área municipal.....	45
Figura 15 - Taxas de doses efetivas para áreas urbana e rural.	46
Figura 16 - Teste de normalidade para os estudos geral e áreas urbana e rural.	47
Figura 17 - Teste de normalidade para modelagem Bootstrap nas áreas urbana e rural.	49

LISTA DE TABELAS

	Página
Tabela 1 - Taxas de doses efetivas para radioatividade natural.	29
Tabela 2 - Estatística descritiva para os testes do Gamma Surveyour.	39
Tabela 3 - Teste do qui-quadrado para resultado de precisão do Gamma Surveyour.	42
Tabela 4 - Taxas de doses absorvidas e efetivas e desvios associados.....	59
Tabela 5 - Estatística descritiva para o estudo.....	44
Tabela 6 - Teste de Kolmogorov - Smirnov.	48
Tabela 7 - Comparação do estudo com outros realizados mundialmente.	51

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

BG	Background
BGO	Germanato de bismuto
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
DAR	Dose Anual de Radiação
D_{α}	Valor crítico
D_n	Valor empírico
H_0	Hipótese nula
HBNR	High Background Natural Radiation
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection
ICRU	International Commission on Radiation Units and Measurements
K	Potássio
LARCA	Laboratório de Radioecologia e Controle Ambiental
LET	Transferência Linear de Energia
MTNTER	Ministério do Interior
NaI(Tl)	Iodeto de sódio ativado com tálio
NORM	Materiais Radioativos de Ocorrência Natural
PMRA	Programa de Monitoração Radiológica Ambiental
Ra	Rádio
RAD	Radiation Absorbed Dose
RAE	Radioecologia
REM	Roentgen Equivalent Man
SUDENE	Superintendência do Desenvolvimento do Nordeste
Th	Tório
U	Urânio
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
χ^2	Qui-quadrado

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	13
2	OBJETIVOS	15
2.1	GERAL	15
2.2	ESPECÍFICOS	15
3	REVISÃO DE LITERATURA	16
3.1	RADIOECOLOGIA	16
3.2	PERFIL DA RADIOATIVIDADE AMBIENTAL GLOBAL.....	16
3.2.1	Radioatividade natural	18
3.2.2	Caracterização dos radionuclídeos primordiais	20
3.3	PROGRAMA DE MONITORAÇÃO RADIOLÓGICO AMBIENTAL.....	21
3.4	GRANDEZAS DOSIMÉTRICAS EM PROTEÇÃO RADIOECOLÓGICA.....	24
3.4.1	Dose absorvida	25
3.4.2	Dose equivalente	25
3.4.3	Dose efetiva	26
3.4.4	Dose coletiva	26
3.4.5	Dose Efetiva Média Populacional	27
3.5	DOSIMETRIA PARA EXPOSIÇÕES AMBIENTAIS	27
4	MATERIAL E MÉTODOS	30
4.1	ÁREA DE ESTUDO	30
4.2	SISTEMA DE MEDIDAS	31
4.3	ARRANJO EXPERIMENTAL	32
4.4	MÉTODO DE PROCESSAMENTO ESTATÍSTICO DOS RESULTADOS	35
4.5	DETERMINAÇÃO DO ALGORITMO PARA O CÁLCULO DA TAXA DE DOSE EFETIVA	35
4.6	TESTES OPERACIONAIS.....	38
5	RESULTADOS E DISCUSSÃO	43
6	CONCLUSÃO	54
7	PERSPECTIVAS	55
8	PUBLICAÇÕES	55
	REFERÊNCIAS	56
	APÊNDICE A - Taxas de doses absorvidas e efetivas	59

1 INTRODUÇÃO

Os estudos radioecológicos vêm proporcionando condições para avaliar os impactos socioambientais decorrentes da exploração dos recursos naturais e entender o comportamento dos radionuclídeos, sejam antrópicos ou naturais. Este conhecimento estabelece condições para atender os princípios de proteção radiológica e promover a avaliação da monitoração ambiental, que comumente negligencia a avaliação desses radioisótopos.

Na análise de radionuclídeos antrópicos, a radiometria proporciona a certeza do controle das aplicações nucleares no planeta, enquanto que, a avaliação dos radionuclídeos naturais, conduz a identificação de áreas com níveis elevados de radionuclídeos primordiais, principalmente os minerais associados ao urânio e tório, suas classificações, determinação dos teores e possível caracterização de jazidas, necessárias ao desenvolvimento de programas nucleares pacíficos. Além disso, esses estudos permitem também observar os impactos ambientais decorrentes da exploração dos recursos naturais.

Do ponto de vista radioecológico, os radionuclídeos naturais, principalmente os primordiais ou terrestres contribuem com mais de 70% da dose devida a radiação ambiental, quando comparadas todas as fontes de radiação ionizantes existentes no planeta.

Em termos de monitoração ambiental, o Comitê Científico das Nações Unidas para os Efeitos das Radiações Atômicas (sigla do inglês, UNSCEAR), estabelece o valor de 2,42 mSv/a como a taxa de dose efetiva média global por indivíduo, como sendo referência para avaliação de radionuclídeos terrestres.

O valor referenciado pela UNSCEAR apresenta ponderações diferenciadas, a depender do ambiente avaliado, ou seja, ambiente ao ar livre (outdoor) ou ambiente fechado (indoor). Neste último caso, aumentando as chances de incorporação de radionuclídeos, pela inalação e ingestão, mostrando que uma avaliação radiométrica do meio ambiente deve envolver a análise de várias matrizes ambientais, compartimentos diferenciados, dosimetria externa e interna ao ambiente e ao organismo, assim como, estudos das possíveis vias de transferência e incorporação.

Neste sentido, assume-se como ponto de partida para avaliação radioecológica, a monitoração e caracterização do ambiente externo, pois este tipo de estudo, além de definir características radiométricas do ambiente, promove ações para o planejamento de estudos futuros, quando da determinação de alguma anomalia.

Partindo da importância dos estudos radioecológicos, áreas com influência de radionuclídeos naturais devem ser monitoradas em busca de explicações e modelos que definam o comportamento desses elementos, assim como, possíveis interações com a população, dada as inúmeras vias de transferência nos diferentes compartimentos do meio ambiente.

O estado da Paraíba é uma região de interesse para o desenvolvimento dos estudos dosimétricos ambientais, tendo em vista, apresentar, especificamente no município de Espinharas, uma das principais jazidas de urânio do Brasil, hoje em avaliação em seus diversos aspectos ambientais pelo Grupo de Radioecologia do Departamento de Energia Nuclear, Centro de Tecnologia e Geociências da Universidade Federal de Pernambuco.

A presença de uma jazida de urânio na Paraíba justifica o desenvolvimento de pesquisas ambientais nos municípios adjacentes em busca de novas descobertas e o entendimento do comportamento radiométrico da região, o que possibilitará determinar um valor de referência para radiação de fundo dos ambientes, que servirá de base na identificação de áreas influenciadas por minerais radioativos.

O município de Triunfo no estado da Paraíba, muito embora seja distante da jazida de urânio de Espinharas, se mostrou bastante interessante geologicamente, geograficamente, principalmente pelo destaque de grande número de incidência de casos de câncer na população local, além de outros problemas de saúde e ambientais.

A principal justificativa e motivação para o desenvolvimento deste projeto partiu do estudo de saúde realizado por, SOUZA et al. (2015), que conduziu ao mapeamento do genoma de uma família, residente do município de Triunfo - PB, e que vários membros estão desenvolvendo câncer do tipo gastrointestinal, uma sequência desordenada de eventos para estatística esperada, principalmente em se tratando de membros de mesma família, fato que possibilita a contribuição de fatores ambientais, genéticos e hábitos de vida, que possam catalisar as ocorrências desses eventos.

A preocupação dos autores do trabalho, assim como, a necessidade científica de buscar explicações para as ocorrências dos eventos, motivaram os profissionais de saúde da região a buscarem respostas junto ao Grupo de Radioecologia (RAE), por meio da investigação radioecológica, uma proposta que visou esclarecer problemas de saúde e auxiliar a população local, o que deverá promover uma melhora na qualidade de vida e melhor utilização dos recursos naturais, minimizando ou excluindo possibilidades sobre níveis diferenciados de radionuclídeos naturais no município.

2 OBJETIVOS

2.1 GERAL

O objetivo geral da pesquisa foi à investigação dos níveis de radioatividade ambiental ao ar livre no município de Triunfo no estado da Paraíba, utilizando investigação “in situ” com a determinação da grandeza dosimétrica dose efetiva ambiental, estabelecendo um valor de referência para radioatividade natural no ambiente externo ao ar livre.

2.2 ESPECÍFICOS

Como objetivos específicos são destacados:

- a) realização da dosimetria radiométrica ambiental nos ambientes externos;
- b) estabelecer critérios para realização dos cálculos das taxas de doses efetivas ao ar livre;
- c) estabelecer a modelagem de um algoritmo para ajuste dos resultados obtidos;
- d) contribuir para inferir um valor de referência para taxa de dose efetiva ambiental externa ao ar livre no município;
- e) definir critérios sobre possível contribuição da radioatividade externa local, como parâmetro inicial para investigações de fatores que possam contribuir para frequência desordenada dos eventos cancerígenos da região;
- f) sugerir estudos complementares que possam contribuir para um diagnóstico preciso das condições ambientais e influência na população local.

3 REVISÃO DE LITERATURA

3.1 RADIOECOLOGIA

A Radioecologia é uma ciência multidisciplinar, que tem por objetivo geral, estudar os radionuclídeos no meio ambiente e sua interação com os seres humanos, priorizando qualificação, quantificação, vias de transferência, incorporações e as exposições externas e internas, preservando os princípios de proteção radiológica e minimizando os impactos ambientais decorrentes da exploração dos recursos naturais, assim como, possíveis contaminações (IPSN, 2011).

Neste aspecto, destaca-se o estudo e a monitoração da radioatividade natural, por ser a mais impactante do ponto de vista de exposição radioecológica (IPSN, 2011). A seguir, serão discutidos alguns aspectos gerais da classificação da radioatividade ambiental e relações com o meio ambiente e com os seres vivos.

3.2 PERFIL DA RADIOATIVIDADE AMBIENTAL GLOBAL

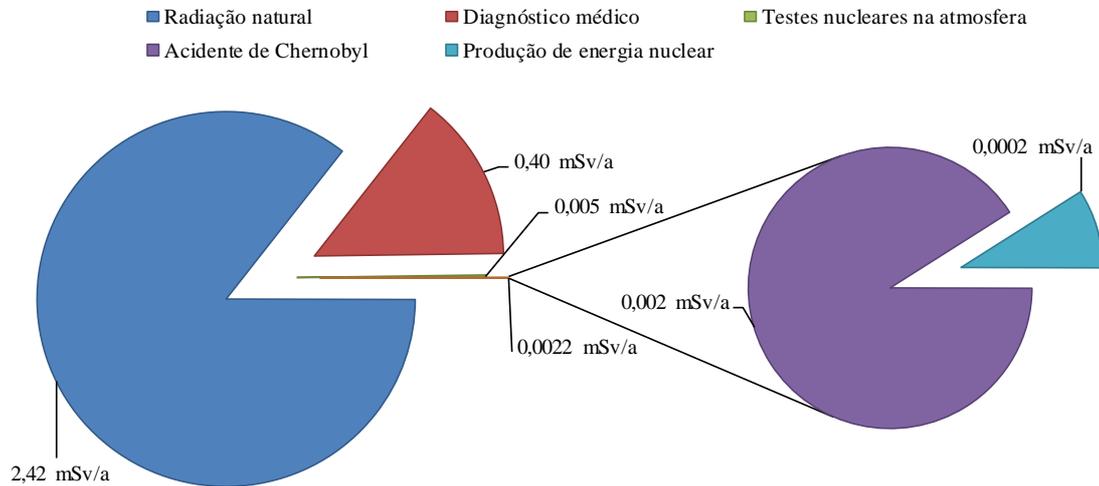
A radioatividade ambiental é derivada essencialmente das fontes naturais e antrópicas, cujos estudos vêm sendo potencializados ao longo dos tempos com interesse em determinar a influência dos emissores das radiações ionizantes no meio ambiente e na relação do ser humano com esse meio, cuja evolução do conhecimento, tem permitido classificar a contribuição dessas radiações e distingui-las dos aspectos naturais e antrópicos, preservando o meio ambiente e evitando alterações e atividades não autorizadas que possam contribuir para o aumento da exposição dos seres vivos (EISENBUD; GESELL, 1997).

A Figura 1 reporta as diferentes contribuições da radioatividade natural e antrópica para os seres humanos, destacando como forma de inferir um controle dessas radiações, as doses efetivas ambientais médias para as diferentes fontes de produção de radiações ionizantes (UNSCEAR, 2000).

Segundo os dados reportados pela UNSCEAR (2008), as contribuições são originadas das fontes naturais, diagnósticos médicos, testes nucleares na atmosfera, o acidente de Chernobyl e a produção de energia com base em fontes nucleares, com destaque para radiação de fundo natural, que apresenta taxa de dose efetiva média global de 2,42 mSv/a, variando

tipicamente entre 1 a 13 mSv/a e dependendo das circunstâncias, atingindo valores superiores a 20 mSv/a.

Figura 1. Doses efetivas decorrentes de fontes de radioatividade.



Fonte: (UNSCEAR, 2000).

As atividades antrópicas que envolvem o uso de substâncias radioativas causam exposição adicional, as quais contribuem com menor fração da exposição ambiental média anual (TILLY JUNIOR, 2010), atingindo um valor médio global de aproximadamente 0,41 mSv/a, o que representa no máximo, 15% de contribuição relativa, praticamente devido as fontes radioativas utilizadas em diagnósticos e tratamentos médicos.

O somatório das contribuições de todas as fontes radioativas, deriva um valor médio global de aproximadamente 2,83 mSv/a, com expressivo destaque para as fontes naturais, que apresentam representação relativa média global de aproximadamente 86%. Entre as fontes naturais se destacam os radionuclídeos primordiais, principalmente os descendentes das séries radioativas do ^{238}U e do ^{232}Th , somadas a contribuição do ^{40}K ; os raios cósmicos e os radionuclídeos cosmogênicos (CAVALCANTE et al., 2011), discutidas na sequência.

Observa-se que, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica em suas publicações 26 e 60 aborda sobre recomendações e valores das taxas de doses efetivas adotadas como limites para indivíduos operacionais e do público, descrevendo como valor de referência para o público em geral, a dose de 1,0 mSv/a (ICRP, 1977; ICRP, 1991), limitado os níveis de exposição decorrentes fontes antrópicas, cuja dose ambiental não deve ser ultrapassada deste limite, uma condição para avaliar deterministicamente essa classe de indivíduos e controlar a exposição antrópica a nível global, preservando o meio ambiente e a saúde dos seres vivos.

3.2.1 Radioatividade natural

A exposição dos seres humanos à radiação ionizante proveniente de fontes naturais é uma característica contínua e inevitável da vida na Terra (EISENBUD; GESELL, 1997). Existem três principais fatores que contribuem para essas exposições, a saber: (a) os raios cósmicos, que são radiações ionizantes eletromagnéticas e corpusculares advindas do espaço exterior; (b) os radionuclídeos cosmogênicos, que são produzidos através da interação dos raios cósmicos com a atmosfera e (c) os radionuclídeos primordiais ou terrestres, os quais constituem parte da crosta terrestre e estão presentes em todos os lugares e compartimentos do meio ambiente, como: ar, rochas, solos, sedimentos, água e alimentos, cujas abundâncias variam significativamente dependendo do local geológico e características geográficas da região (KAPDAN et al., 2012).

A radioatividade natural é derivada principalmente das séries radioativas do ^{238}U , ^{232}Th e seus produtos de decaimento, bem como do ^{40}K . A contribuição mais significativa para a exposição às fontes naturais é do radônio e seus descendentes, principalmente o ^{222}Rn , produto do decaimento do ^{226}Ra da série do ^{238}U (SANTOS JÚNIOR et al., 2006).

O radônio é um gás nobre, onde o isótopo ^{222}Rn apresenta meia-vida física de 3,8 dias e seus produtos de decaimento apresentam meias-vidas físicas curtas. Esse gás emana das rochas, solos e materiais de construção, podendo ser acumulado nas habitações. A maior preocupação com o radônio é decorrente da inalação, a qual implica em maior exposição e probabilidade de detrimento (EISENBUD; GESELL, 1997).

Devido a grande heterogeneidade desses radionuclídeos no planeta, a monitoração, o estudo e conhecimento da distribuição nos compartimentos do meio ambiente é de grande relevância na implementação de medidas de proteção radioecológica (OTANSEV et al., 2012).

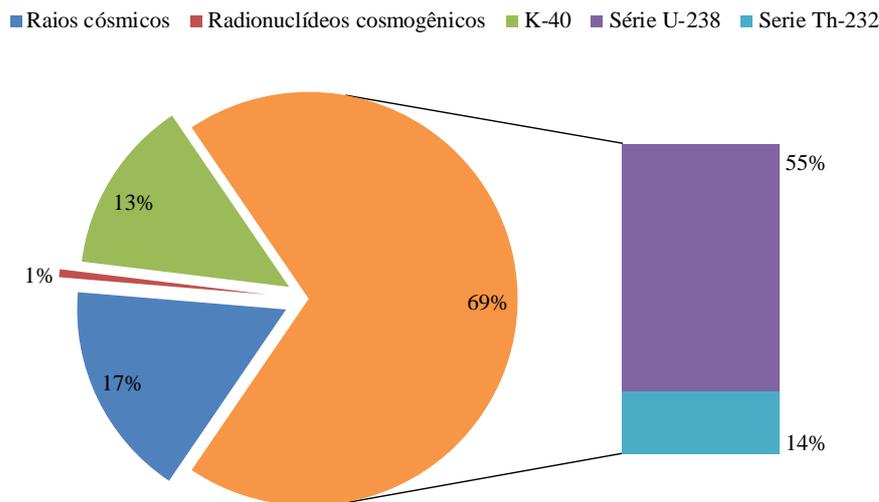
A exposição prolongada a baixas doses de radiação ionizante pode apresentar maior probabilidade de comportamento estocástico, isto é, não tem um limiar de dose e independe de sua intensidade, por isso, os possíveis danos decorrentes da exposição à radioatividade natural podem ser observados tardiamente (CAVALCANTE et al., 2011).

A Figura 2, apresenta os valores relativos para as diferentes formas de exposição à radioatividade natural, sendo derivadas dos raios cósmicos, radionuclídeos cosmogênicos, ^{40}K , e as séries radioativas naturais do ^{238}U e do ^{232}Th , acompanhadas de seus descendentes, principalmente os isótopos ^{222}Rn e ^{220}Rn , com ênfase para o primeiro.

Em termos absoluto, observa-se que a série do ^{238}U e seus descendentes, incluindo o ^{222}Rn , contribuem com uma dose anual média global de aproximadamente 1,34 mSv, enquanto que, os descendentes da série do ^{232}Th , incluindo-o, contribui com aproximadamente 0,34 mSv/a, cujas diferenças são derivadas das contribuições associadas aos isótopos do radônio destacados anteriormente. O ^{40}K , sozinho, contribui com 13%, o equivalente a aproximadamente 0,32 mSv/a, bem próxima da contribuição observada para a série do ^{232}Th (EISENBUD; GESELL, 1997).

A radiação cósmica, que é constituída pelos raios cósmicos e radionuclídeos cosmogênicos, infere em média, 18% dessa contribuição, o que corresponde a uma taxa de dose efetiva média anual global em torno de 0,40 mSv/a, muito significativa e que passa a ser superior a toda série do ^{232}Th .

Figura 2. Contribuição da dose efetiva derivada das fontes de radioatividade natural.



Fonte: adaptado de IAEA (2003).

No contexto da apresentação média dessas doses efetivas, é prudente observar que, seus valores dependem da forma na qual a monitoração é realizada, da posição geográfica, da formação geológica, da altitude, dos radionuclídeos presentes nos solos e materiais de construção, da acumulação de radônio dentro das construções, origem dos alimentos e da água. Neste aspecto, os estudos apresentados pela IAEA (2003) e UNSCEAR (2008), retratam grande dispersão dos resultados utilizados como estimativas para compor o valor de referência global da taxa de dose efetiva natural.

Do ponto de vista da forma de exposição à radiação ionizante por parte do ser humano, esta é classificada em interna e externa ao organismo. A UNSCEAR (2008) estima para inalação e ingestão, taxas de doses efetivas médias de 1,26 mSv/a e 0,29 mSv/a, respectivamente, o que totaliza 1,55 mSv/a para exposição interna ao organismo, com influência predominante na dosimetria interna associada as contribuições dos descendentes das séries do ^{238}U e do ^{232}Th , principalmente os isótopos do radônio e seus descendentes.

3.2.2 Caracterização dos radionuclídeos primordiais

Os radionuclídeos primordiais estão presentes na natureza desde a formação do planeta, e são responsáveis por grande parte da radiação natural no ambiente. Fazem parte desses radionuclídeos as séries do ^{238}U e do ^{232}Th , bem como, outros radionuclídeos, como é o caso do ^{40}K , que não pertence a nenhuma série, porém apresenta uma grande contribuição para essa exposição (EISENBUD; GESELL, 1997).

A localização desses isótopos na biosfera depende de suas propriedades químicas. Os três são metais facilmente oxidáveis e seus óxidos têm densidade relativamente baixa, o que lhes permite maior concentração na crosta terrestre do que nas camadas metálicas do interior.

O urânio natural é composto por três isótopos, com abundâncias diferenciadas. O ^{234}U , com aproximadamente 0,0058% da massa total do urânio, o ^{235}U com 0,71% e a maior contribuição de 99,28% para ^{238}U (SANTOS JÚNIOR, 2009).

O urânio apresenta um valor médio de 1,3 ppm, sendo sua maior concentração na parte superior da crosta (2,7 ppm), e na inferior (0,2 ppm). O tório, por sua vez, apresenta valor médio de 5,6 ppm ao longo da crosta, podendo atingir até 10,5 ppm na parte superior, enquanto que na parte inferior, a concentração chega à aproximadamente 1,2 ppm (RIBEIRO et al., 2013).

As reservas desses elementos químicos, para que se tornem economicamente atrativas dependem do teor, volume total e processos tecnológicos aplicados para o seu aproveitamento (SILVA, 2014).

As rochas ígneas de composição graníticas são enriquecida em U e Th, com concentrações médias de 5 mg.kg^{-1} e 15 mg.kg^{-1} , respectivamente. As rochas de composição basáltica ou ultramáficas possuem concentrações de urânio menor que 1 mg.kg^{-1} (SANTOS JÚNIOR, 2009).

Quanto à mobilidade, o urânio tende a ser altamente móvel próximo à rocha de origem, podendo ser facilmente oxidado em solução aquosa e ser removido das rochas, enquanto que o tório, quase não forma compostos solúveis.

O urânio e o tório naturais estão comumente presentes em minerais acessórios de variadas rochas ígneas e metamórficas. A medida que essas rochas são intemperizadas, os isótopos radioativos são deslocados no ambiente e são facilmente absorvidos por argilominerais e coprecipitados com óxidos de ferro nos solos (RIBEIRO et al., 2013).

O potássio é um elemento essencial ao metabolismo humano, distribui-se uniformemente no corpo e está presente em todas as células vivas, principalmente no tecido muscular.

O potássio natural é composto por uma mistura de três isótopos: ^{39}K , ^{40}K , e ^{41}K , sendo que apenas o ^{40}K é radioativo e ocorre numa proporção de 0,0118% em relação à massa total do potássio (SANTOS JÚNIOR, 2009). Encontrado na maioria dos solos de clima temperado, tornando-se acessível quando ligado às partículas de argila, podendo trocar de lugar com outros íons positivos em processos nos quais ocorra a dissolução no solo, permitindo que plantas e cogumelos absorvam esses elementos facilmente (BRADY; WEIL, 2013).

O potássio apresenta alta mobilidade durante o intemperismo, principalmente em ambientes de alteração hidrotermal, com destaque para os de clima tropical e subtropical (RIBEIRO et al., 2013).

3.3 PROGRAMA DE MONITORAÇÃO RADIOLÓGICO AMBIENTAL

A posição regulatória da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), nº. 3.01/008:2011 (CNEN, 2011), estabelece critérios sobre o Programa de Monitoração Radiológica Ambiental (PMRA). Esse programa é caracterizado como sendo um processo planejado e sistemático para realizar ensaios de campo voltados para a investigação dos níveis de radioatividade e dos parâmetros físicos e químicos do meio ambiente e dos seus constituintes, com propósito de avaliar e controlar a exposição dos indivíduos do público, principalmente de grupos críticos, investigando possíveis impactos ambientais que promovam alterações na radiação ionizante de fundo (LAURIA et al., 2003).

Convém observar que, a referida posição regulatória estabelece critérios para o PMRA baseando-se em atividades com uso e controle de fontes radioativas antrópicas e descarga de efluentes radioativos, cujas fases são definidas em função dos estágios pré-operacional,

operacional, de descomissionamento e de pós-descomissionamento, que são atividades direcionadas meramente ao trabalho, controle e guarda de fontes radioativas artificiais, de forma a manter o controle do Programa de Proteção Radiológica.

Quando se trata da radioatividade natural, os critérios em evidência não são diretamente associados, porém, alguns dos seus aspectos podem ser adequados como forma do controle do meio ambiente e proteção dos seres vivos, caracterizando que o PMRA, independente da origem das fontes radioativas, deve contemplar os seguintes aspectos, adaptados da CNEN (2011):

- a) identificação cartográfica da área de estudo;
- b) norteamento do estudo em função das diferentes vias de exposição e/ou contaminação;
- c) identificação dos tipos de matrizes a serem analisadas, frequência das análises e tipo de monitoração;
- d) caracterização e quantificação dos radionuclídeos;
- e) estabelecimento dos limites da radioatividade de fundo, assim como, limites das concentrações dos radionuclídeos naturais nas diferentes matrizes ambientais e biológicas;
- f) escolha dos métodos de investigação e grandezas utilizadas para diagnóstico radioecológico;
- g) definição de método de análise crítica e tratamento dos dados;
- h) determinação de critérios estatísticos para inferir valores representativos para cada área investigada;
- i) definição de equipe para conduzir os estudos e manter operacional o PMRA;
- j) elaboração de ações necessárias quando os valores de referência forem ultrapassados;
- k) controle da região investigada e caracterizada com níveis diferenciados de radionuclídeos naturais, minimizando impactos para o meio ambiente e a saúde pública;
- l) avaliações periódicas para estudos comparativos em função das atividades humanas desenvolvidas na região estudada.

Neste aspecto, a avaliação do impacto radioecológico é realizada, primariamente, pela monitoração do meio ambiente com cálculo da dose efetiva ambiental ou outra grandeza que possibilite direto ou indiretamente a avaliação dos níveis de radioatividade do ambiente.

O cálculo da dose pode ser feito a partir da atividade dos radionuclídeos presentes na atmosfera terrestre, ou radioelementos liberados no meio ambiente, normalmente calculada pelas análises de várias matrizes ambientais, que podem ser amostras de rochas, solos, alimentos, água, ar, materiais de construção ou qualquer outra matriz (CNEN, 2011).

A monitoração radioecológica é realizada de duas maneiras, a saber: monitoração do ambiente e a monitoração pessoal, que correlaciona os indivíduos ocupantes dessas áreas. No primeiro tipo, compreendem medidas de grandezas dosimétricas que proporcionam a caracterização das fontes radioativas e interações com a matéria. O segundo refere-se à monitoração do grupo de indivíduos expostos à radioatividade, que correlaciona riscos associados ao nível de exposição (LAURIA et al., 2003).

Segundo a Agência Internacional de energia atômica (IAEA), a monitoração de área ambiental propõe a realização e medidas de doses ou de contaminantes por razões relacionadas à avaliação ou controle da exposição à radioatividade ou substâncias radioativas, onde a interpretação dos resultados considera diferentes metodologias e critérios de análises. Portanto, qualquer programa de monitoração deve ser concebido de acordo com o objetivo das medidas a serem efetuadas.

Segundo Lauria et al. (2003), os programas de monitorações radiométricos ou radiológicos ambientais envolvem uma série de critérios a serem considerados, como: (a) proporcionar as medidas dos níveis de radioatividade nas principais vias de exposição do público que possam ser usadas na avaliação do risco; (b) determinar as diferentes vias de transferência e incorporação dos radionuclídeos; (c) estudar as possíveis variações sazonais que interferem no impacto dosimétrico para o ambiente e para a população; (d) estudar as propriedades físico-químicas e possíveis condições de migração e incorporação dos radionuclídeos presentes no ecossistema; (e) informar a população sobre os estudos, benefícios e possíveis riscos; (f) manter um banco de dados registrando os diferentes estudos em diferentes épocas; (g) traçar o perfil radiométrico das áreas e os valores de referência para radiação de fundo de cada área estudada; (h) determinar modelos que possam descrever com eficiência o comportamento dos radionuclídeos, e conseqüentemente, suas relações com a saúde da população (CNEN, 2011).

As principais vias de exposição externa e interna ao organismo humano consideradas na avaliação do PMRA incluem as exposições por imersão na pluma ou fontes de água; exposição aos radionuclídeos depositados; inalação de radionuclídeos presentes na pluma; ingestão de radionuclídeos nos alimentos e água e inalação de radionuclídeos ressuspensos.

O grau de risco associado às exposições leva em consideração as propriedades radiológicas dos radionuclídeos presentes no meio; tipos de emissões; meias-vidas física e biológica; propriedades físicas e químicas; mecanismos de dispersão e características sazonais e do ambiente; localização, idade, dieta e hábitos dos indivíduos (EISENBUD; GESELL, 1997).

3.4 GRANDEZAS DOSIMÉTRICAS EM PROTEÇÃO RADIOECOLÓGICA

Uma das preocupações iniciais na utilização da radiação ionizante sempre foi sobre a realização de medições utilizando a própria radiação ou os efeitos e subprodutos de suas interações com a matéria.

Desde que surgiram as primeiras preocupações com a probabilidade das radiações induzirem detrimentos à saúde humana, apareceram os métodos de produção, caracterização e medição da radiação, bem como, de definição de grandezas que expressam a interação da radiação com o tecido humano (TAUHATA et al., 2013).

Para estabelecer os princípios e os sistemas de proteção radiológica, são definidas as grandezas dosimétricas, que proporcionam a quantificação dos níveis de radioatividade no ambiente e nos seres humanos (ICRP, 2012).

As grandezas e suas unidades são definidas e recomendadas pelas instituições internacionais, a saber: Comissão Internacional de Proteção Radiológica (sigla do inglês ICRP - International Commission on Radiological Protection), fundada em 1928 e que tem promovido o desenvolvimento da Proteção Radiológica, inferindo recomendações voltadas para as grandezas limitantes, e a Comissão Internacional de Unidades e Medições de Radiação (sigla do inglês ICRU - International Commission on Radiation Units and Measurements), que foi fundada em 1925, cuja função é cuidar, especialmente, das grandezas básicas e operacionais (ICRP, 2012).

Nesse trabalho serão abordadas apenas as grandezas e unidades mais relevantes para nortear os princípios teóricos ao entendimento experimental, que são as doses absorvida, equivalente e efetiva.

3.4.1 Dose absorvida

Essa grandeza é calculada considerando a quantidade de energia média absorvida, $d\bar{E}$, por unidade de massa, dm , do meio irradiado, conforme especificado na Equação 1. É válida para todos os tipos de radiação ionizante (raios-x, alfa, beta e gama). A unidade antiga para expressar essa grandeza é o rad, que do inglês significa “radiation absorbed dose”, enquanto a mais atual é denominada Gray (Gy), onde 1 Gy representa J/kg, sendo 1 (um) Gy correspondente a 100 rad (ICRP, 2012; CHRISTOVAM; MACHADO, 2013).

$$D = d\bar{E} / dm \quad (1)$$

No entanto, essa grandeza não leva em consideração o tipo de radiação ionizante, nem também a sensibilidade dos órgãos ou tecidos do corpo humano, portanto, é insuficiente para prever a severidade ou a probabilidade de um efeito deletério na saúde do indivíduo, resultante da irradiação, sendo, portanto, necessária uma grandeza que relacione melhor a dose com os efeitos deletérios da radiação sobre o ser humano (ANDREUCCI, 2016).

3.4.2 Dose equivalente

A dose equivalente possibilita comparar os efeitos associados às propriedades dos diferentes tipos de radiações ionizantes (eletromagnéticas e/ou corpusculares). Sabendo-se que as radiações ionizantes têm características distintas, pode-se afirmar que, mesmo quando uma dose igual é utilizada, os efeitos provocados por diferentes tipos de radiação serão diferentes (CHRISTOVAM; MACHADO, 2013).

A dose equivalente, H, é obtida multiplicando-se a dose absorvida (D) por um fator de qualidade ou ponderação, Q, da radiação (Equação 2). Esse fator varia conforme o tipo de radiação e sua energia. Pode-se considerar que, quanto maior o número de ionizações produzidas por unidade de comprimento, maior será o dano (ICRP, 2012).

$$H = D \times Q \quad (2)$$

O fator Q, representa a Transferência Linear de Energia, LET, de partículas carregadas num meio, sendo definido pela Equação 3, onde dE é a energia perdida nas colisões e dl a distância percorrida pela partícula.

$$LET = dE / dl \quad (3)$$

Para fins de proteção radiológica, o meio utilizado é a água, tendo em vista suas semelhanças com o tecido mole. Na prática, o valor de Q pode ser substituído pelo fator de ponderação da radiação, w_r , que é um número adimensional pelo qual a dose absorvida é multiplicada de forma a refletir a efetividade da radiação (MAZZILLI et al., 2011), tornando a Equação 3 modificada pela substituição de Q e w_r , conforme especificado na Equação 4.

$$H = D \times w_r \quad (4)$$

A unidade associada ao uso dessa grandeza é o Sievert, Sv, que representa a relação entre J/kg. Como unidade antiga usa-se o rem, que do inglês representa “roentgen equivalent man”, em que 1 (um) Sv equivale a 100 rem.

3.4.3 Dose efetiva

Esta grandeza leva em consideração o adicional da sensibilidade dos tecidos e/ou órgãos do corpo humano, dessa maneira, a possibilidade e intensidade de danos biológicos também serão diferentes para tecidos e/ou órgãos, considerando os diferentes tipos de efeitos biológicos provocados pelas diversas radiações.

A dose efetiva (H_E) é definida como o somatório das doses equivalentes ponderadas pelos diferentes tecidos de fator de peso w_t , como apresentado na Equação 5.

$$H_E = \sum_T w_T \times H_T \quad (5)$$

O fator de peso, w_t , pode variar de 0,20 para as gônadas (tecido radiosensível) até 0,01 para superfície óssea (tecido radioresistente) (CAVALCANTE, 2012). Essa grandeza também apresenta o Sievert como unidade de medida.

3.4.4 Dose Coletiva

A dose coletiva, S , representa a dose total de radiação recebida por uma população. Na Equação 6, observa-se que a dose coletiva é definida como o produto do número de indivíduos expostos a uma fonte radioativa qualquer, N_i , pelo equivalente de dose médio por ela induzido, \bar{H}_{E_i} .

$$S = \sum_i \bar{H}_{E_i} \times N_i \quad (6)$$

A dose coletiva é expressa em unidades homem.Sv, sendo utilizada em estudos emergenciais para obter condições de riscos radiológicos em grandes populações expostas a níveis altos de radioatividade (ICRP, 2012).

3.4.5 Dose Efetiva Média Populacional

A dose efetiva média populacional, refere-se ao cálculo da média ponderada para dose efetiva média populacional (Equação 7), considerando as subdivisões entre os setores na área de estudo e adotando-se como pesos a estimativa populacional em cada setor censitário e a população total (ICRP, 2012).

$$\bar{E} = \sum_i \bar{E}_i \times P_i / P_t \quad (7)$$

Sendo (\bar{E}) a dose efetiva média populacional, (\bar{E}_i) a dose média estimada por setor censitário, (P_i) população do setor e (P_t) a população total.

Essa grandeza, por se tratar de uma dose efetiva, apresenta como unidade de medida o Sievert.

3.5 DOSIMETRIA PARA EXPOSIÇÕES AMBIENTAIS

As exposições externas, “outdoor” e “indoor”, resultantes da radiação gama, dependem da concentração dos radionuclídeos na superfície do solo, ao ar livre e em materiais de construção. A contribuição relativa de cada fonte é altamente dependente do tipo de residência, do material de construção utilizado, da geologia local e de fatores climáticos, principalmente quando se trata de exposição “indoor” (UNSCEAR, 2008).

A maioria dos materiais encontrados na superfície da terra contém uma quantidade mensurável de Materiais Radioativos de Ocorrência Natural, (sigla do inglês: NORM), devido à presença inerente de urânio, tório, e seus produtos de decaimento, bem como o isótopo radioativo do potássio.

Esses materiais quando têm elevadas as suas concentrações, passam a potencializar os possíveis danos à saúde do ser humano quando expostos a esse tipo de material, concentrado pelas atividades humanas, das quais se destacam a extração de recursos naturais e o beneficiamento do ambiente para realização de construções, agricultura ou outra atividade equivalente (MUNTEAN et al., 2014).

Segundo a UNSCEAR (2000 e 2008), a exposição “indoor” é inerentemente superior à exposição ao ar livre e quando leva em consideração o tempo de ocupação, se torna ainda mais significativa. A taxa de dose absorvida no ar “indoor” devido à radiação gama natural é em geral, 40% maior do que a exposição “outdoor”.

Diante desses aspectos específicos, a dosimetria ambiental requer a avaliação de uma série de parâmetros como, por exemplo, atividades humanas diversas, hábitos alimentares, uso da terra, economia, permanência dos indivíduos dentro e fora de casa e outras construções, alimentação, tipo de água consumida, faixa etária, número de habitantes, condições do ar atmosférico, variações sazonais, tratamentos de saúde, impactos ambientais, frequência de enfermos, entre outros.

Os parâmetros relacionados interferem diretamente na dosimetria ambiental e pessoal, condições levadas em consideração pelo Comitê Científico das Nações Unidas para os Efeitos das Radiações Atômicas, em sua publicação que trata da exposição a fontes de radiação natural (UNSCEAR, 2000; UNSCEAR, 2008), pondera diferentes contribuições para dosimetria dos ambientes externos e internos, assim como, condições de irradiação e contaminação por inalação e ingestão, associando maior peso para contribuição dos isótopos do radônio e seus descendentes.

A Tabela 1 apresenta as contribuições das taxas de doses efetivas médias em nível global, baseadas nas publicações da UNSCEAR (2000; 2008), cujas fontes de exposição são separadas em externa e interna, detalhando as taxas de doses efetivas ambientais médias para os ambientes ao ar livre e fechados, assim como, as exposições decorrentes, principalmente, da inalação e ingestão do radônio e descendentes.

Considerando apenas a inalação e ingestão, a contribuição média mínima para exposição dentro das residências é superior a 60%, quando comparada com a exposição total. Contudo, deve-se considerar que, dentro de casa, além da contribuição mínima relacionada aos fatores associados à inalação e ingestão, existe a condição da exposição externa, o que permite estimar as taxas de doses para os ambientes outdoor e indoor.

Para dosimetria de ambientes ao ar livre, quando possibilitada a exclusão da contribuição da radiação cósmica, caracterizada pelos raios cósmicos e radionuclídeos cosmogênicos, o valor médio global de referência a ser utilizado em termos comparativos deve ser 0,07 mSv/a, derivado exclusivamente das contribuições dos radionuclídeos terrestres.

Tabela 1. Taxas de doses efetivas para radioatividade natural.

FONTE DE EXPOSIÇÃO	MÉDIA GLOBAL UNSCEAR (mSv/a)		
	^a 2000	^b 2008	INTERVALO
Exposição externa			
Radiação cósmica	0,40	0,39	0,3 - 1,0
Radiação terrestre	0,50	----	0,3 - 0,6
Ambientes ao ar livre	----	0,07	-----
Ambientes fechados	----	0,41	-----
Total		0,48	0,3 - 1,0
Exposição interna			
Inalação	1,20	1,26	0,2 - 10,0
Ingestão	0,30	0,29	0,2 - 0,8 ^a 0,2 - 1,0 ^b
Total global (fontes: externa e interna)	2,40	2,42	1,0 - 10,0^a 1,0 - 13,0^b

^aUNSCEAR (2000); ^bUNSCEAR (2008).

Quando da monitoração da dosimetria externa ao ar livre para cálculo da dose total, deve ser utilizada em termo comparativo, a taxa de dose global média decorrente da contribuição da radiação cósmica e terrestre, portanto, 0,46 mSv/a (ver valores na Tabela 1).

No referido trabalho, em se tratando de dosimetria para ambientes externos, ou seja, ao ar livre, a Equação 8 (UNSCEAR, 2000), permitirá calcular a taxa de dose efetiva para essa condição, $\dot{H}_{outdoor}$, tendo como parâmetro de partida, as taxas de doses obtidas para cada ponto do ambiente outdoor, cuja grandeza utilizada foi a taxa de dose absorvida \dot{D} e parâmetros correlacionados aos ajustes e correções.

$$\dot{H}_{outdoor}(mSv.a^{-1}) = \dot{D}(nGy.h^{-1}) \times 8760h \times 0,2 \times 0,7Sv.Gy^{-1} \quad (8)$$

Observa-se que os valores das taxas de doses absorvidas inseridas nessa equação, já devem apresentar as devidas correções pertinentes ao algoritmo de calibração do detector gama utilizado na monitoração radiométrica.

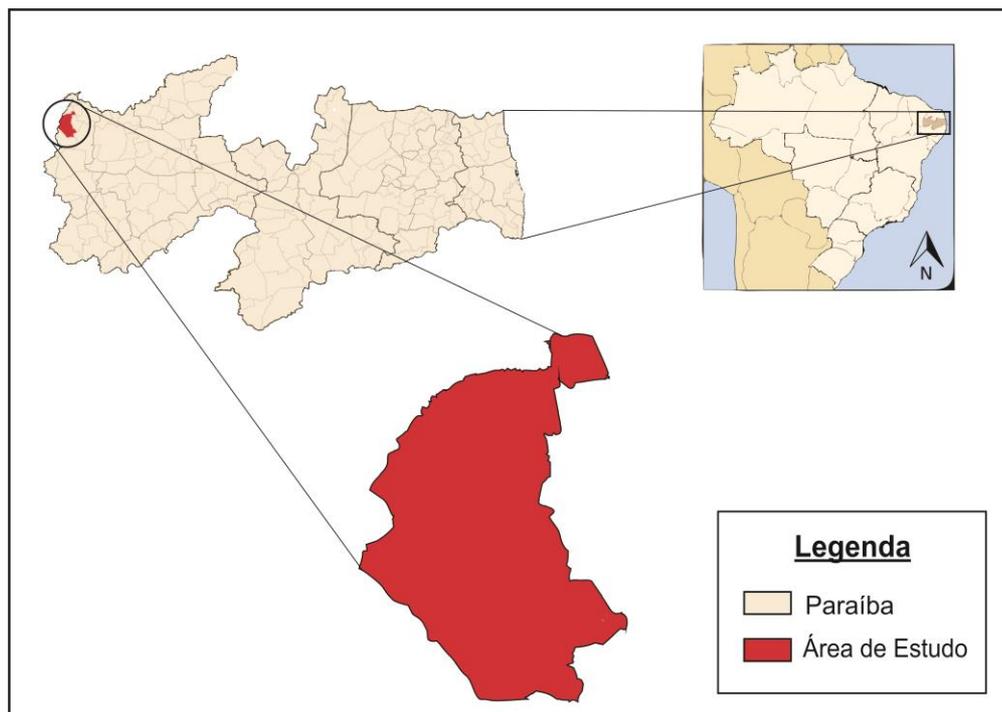
4 MATERIAL E MÉTODOS

4.1 ÁREA DE ESTUDO

A área estudada foi o município de Triunfo, localizado na mesorregião do sertão paraibano, microrregião de Cajazeiras, estado da Paraíba, a 590 km da capital paraibana, pertencente à área geográfica de abrangência do semiárido brasileiro. A sede municipal apresenta uma altitude média de 310 m, situando-se nas coordenadas geográficas 38° 21' 59" de longitude oeste e 06° 43' 44" de latitude sul.

A Figura 3 destaca o referido município nos mapas do Brasil e da Paraíba, onde neste último, o município faz fronteiras ao sul com Santa Helena, a leste com Poço José de Moura, a nordeste Santarém, a norte Bernardino Batista e a oeste com Umari no Estado do Ceará.

Figura 3. Localização de Triunfo no Brasil e Paraíba.



Fonte: WIKIPEDIA (2016).

O município em destaque apresenta uma área territorial de aproximadamente 238,7 km², inserido nas folhas Óros (SB.24-Z-A-I) e Cajazeiras (SB.24-Z-A-IV), escala 1:100.000

que foi editada pelo MTNTER/SUDENE (CPRM, 2005) e apresenta população total de 9.447 habitantes, sendo 46,74% residentes na área urbana (IBGE, 2016).

A economia de Triunfo baseia-se nas atividades de agropecuária, indústria e serviços, onde esta última corresponde à quase 82% do Produto Interno Bruto (PIB) do município.

Em termos de aspectos climatológicos, o município encontra-se inserido no polígono das secas, com clima semiárido, quente e seco, com temperatura variando durante o dia e a noite entre 23 a 30°C, com ocasionais picos mais elevados, a depender da época do ano. O regime pluviométrico é baixo, com médias anuais em torno de 778 mm de distribuição irregular, caracterizando-se pela presença de duas estações anuais, neste caso, verão (seca) e o inverno (CPRM, 2005).

A vegetação é de pequeno porte, típica da caatinga xerofítica, destacando-se cactáceas, arbustos e árvores de pequeno e médio porte, onde os solos são em sua maioria, argissolos de composição arenoargilosa, contendo também latossolos e neossolos flúvicos. A rede de drenagem é intermitente, com padrão dendrítico, onde o relevo encontra-se incluso na "Planície Sertaneja", se destacando pelas elevações residuais alongadas e alinhadas da estrutura geológica regional.

4.2 SISTEMA DE MEDIDAS

O sistema de medidas utilizado na pesquisa (Figura 4), é composto por uma unidade de controle e sonda combinada de NaI(Tl) e BGO (germanato de bismuto), compondo o chamado detector discriminador, marca: GF Instruments[®], modelo: Gamma Surveyour[®], pertencente ao Laboratório de Radioecologia e Controle Ambiental (LARCA) do Departamento de Energia Nuclear (DEN) da Universidade Federal de Pernambuco (UFPE).

O equipamento apresenta várias vantagens operacionais como: fácil manuseio; robustez; portátil, o que proporciona a realização de monitoração "in situ"; possibilita vários tipos de medidas instrumentais, necessárias para definição de critérios de proteção radiológica, como: a função de procura de fontes radioativas naturais, determinação de teores dos radionuclídeos primordiais e cálculo das taxas de doses absorvida e efetiva, utilizadas para nortear os parâmetros determinísticos em radioecologia, os quais são orientados pelo TECDOC 1363 (IAEA, 2003).

Figura 4. Sistema de medidas Gamma Surveyour.



Fonte: (INSTRUMENTS, 2016).

Em termos de taxa de dose absorvida, o equipamento apresenta um limite de detecção mínimo da ordem de 36 nGy/h (aproximadamente 25 nSv/h), o que possibilita medidas de radiação de fundo em áreas com baixa radiação ionizante ambiental. Além disso, possui uma escala para registros de taxas de contagens de até 250.000 pulsos por segundo e uma fonte interna de ^{137}Cs para estabilização do sistema de medidas, possibilitando traçar o perfil radiométrico de áreas influenciadas por Materiais Radioativos de Ocorrência Natural (sigla do inglês NORM).

4.3 ARRANJO EXPERIMENTAL

O arranjo experimental utilizado na monitoração radiométrica teve como ponto de partida as recomendações do Comitê Científico das Nações Unidas para os Efeitos das Radiações Atômicas (UNSCEAR), que considera o cálculo da dosimetria equivalente efetiva pela grandeza dosimétrica taxa de dose efetiva ambiental, inferida para ambientes ao ar livre, a 1,0 m da superfície terrestre (UNSCEAR, 2000), o que proporcionou condições para modelar o mapa radiométrico do município em avaliação.

Para tornar os resultados mais próximos da realidade local, as medidas foram realizadas "in situ", com detector acoplado a um veículo automotor, e aquisições gama realizada continuamente, abrangendo toda área do município de Triunfo no estado da Paraíba, o que totalizou 1.327 pontos investigados, cuja composição de mapas da Figura 5, permite visualizar as áreas radiometricamente investigadas. A referida figura destaca o mapa da Paraíba e o município de Triunfo, cujo território da imagem topográfica, foi cuidadosamente monitorado pelo arranjo experimental especificado.

Figura 5. Mapa da Paraíba com destaque para o município de Triunfo.



Fonte: (GOOGLE, 2017).

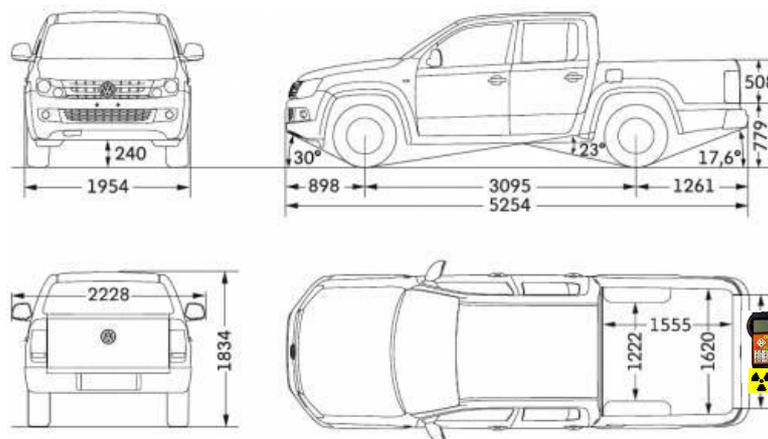
Alguns parâmetros foram padronizados na investigação radioecológica, como: (a) velocidade média do veículo automotor em 20 km/h; (b) medidas contínuas com registros em termos de taxa de dose absorvida e unidade em nGy/h; (c) distância média do detector à superfície do solo de aproximadamente 0,8 m, corrigida para 1,0 m; (d) tempo de aquisição e registro dos pulsos referenciados nas medidas empíricas de 10 segundos; (e) fator de

ocupação para dosimetria ao ar livre (dose outdoor) padronizado em 0,2; (f) tempo máximo de ocupação anual estabelecido como sendo 8.766 horas; (g) fator de conversão de taxa de dose absorvida para efetiva ambiental foi de 0,7 Sv/Gy e (h) fator de ponderação da radiação igual a 1,0.

Os ambientes impossibilitados de acesso com veículo foram monitorados em trajetos a pé, obedecendo à mesma padronização especificada acima, exceto a velocidade.

A Figura 6 mostra o veículo utilizado na monitoração e o arranjo de posicionamento do detector Gamma Surveyour, cujo trifólio na base do detector, representa as medidas gama com aquisições das taxas de doses ao ar livre. O referido veículo pertence à UFPE de modelo Amarok, onde o equipamento foi posicionado na carroceria do mesmo, sendo supervisionado durante toda monitoração por integrantes do Grupo de Estudos em Radioecologia (RAE) do DEN - UFPE.

Figura 6. Veículo e posicionamento do detector a serem utilizados na pesquisa.



Para adequação do equipamento, a caçamba do veículo permaneceu aberta e o detector posicionado de forma que as sondas combinadas ficassem voltadas para o solo, minimizando os possíveis efeitos de interferências decorrentes da estrutura do carro.

Para geometria de posicionamento do detector, observa-se que o mesmo foi posicionado a aproximadamente 0,8 m da superfície, sendo realizadas correções para atender os critérios estabelecidos acima.

4.4 MÉTODO DE PROCESSAMENTO ESTATÍSTICO DOS RESULTADOS

O desenvolvimento de métodos de processamento estatístico para tratamento de resultados tem sido uma ferramenta fundamental na resolução de problemas em dosimetria radioecológica. No entanto, é essencial enfatizar que ignorar ou subestimar a natureza dos radionuclídeos naturais pode levar a interpretações erradas.

A evolução na interpretação dos resultados analíticos até chegar às conclusões, deve, necessariamente, passar pela avaliação abrangente dos contextos ambientais estudados, definindo a aplicação do melhor modelo estatístico inferencial em função do comportamento dos valores das taxas de doses equivalentes efetivas na área estudada.

Entretanto, os modelos que mais são utilizados para descrever a situação radiométrica de áreas influenciadas por radionuclídeos naturais são os de correlação e testes não paramétricos, como o teste de Kolmogorov-Smirnov com correção de Lilliefors, proporcionando a avaliação do tipo de distribuição associada ao conjunto de dados e possibilitando o estudo de influências dos radionuclídeos naturais no cálculo da dosimetria ambiental, uma proposta diretamente atrelada à abordagem e objetivo do referido projeto.

4.5 DETERMINAÇÃO DO ALGORITMO PARA O CÁLCULO DA TAXA DE DOSE EFETIVA

Para determinar o algoritmo que foi utilizado nos cálculos das taxas de doses efetivas ambiental da região de estudo, foi realizada a calibração do sistema de medidas no Laboratório de Metrologia de Radiações Ionizantes (LMRI) do Departamento de Energia Nuclear (DEN) da Universidade Federal de Pernambuco (UFPE), conforme padronizado pelo arranjo da Figura 7.

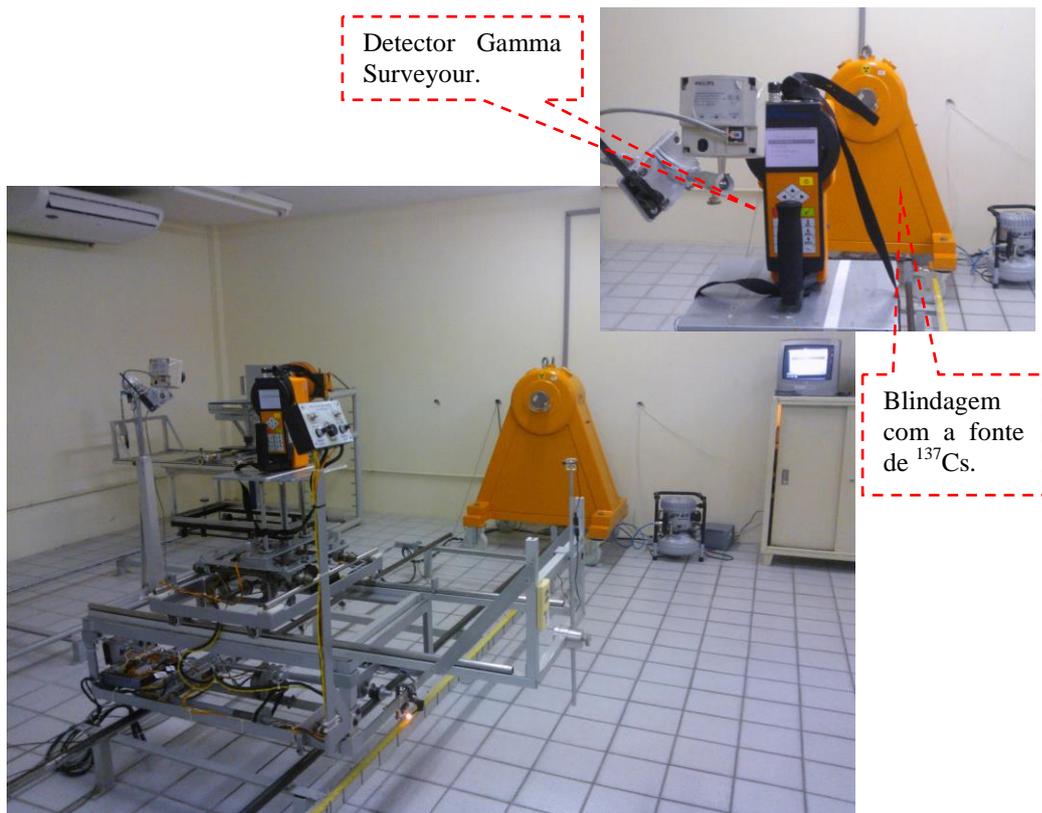
O modelo adotado para a referida calibração utilizou uma fonte de ^{137}Cs , meia-vida física de aproximadamente 30 anos, com atividade conhecida e certificada. Para aumentar os pontos da reta de calibração e verificar melhor a resposta do detector aos valores de referência, foi adotada a relação distância - dose e interposição de barreiras (blindagens de chumbo).

A geometria de calibração adotada foi do tipo eixo longitudinal, com detector perpendicular ao feixe de radiação, tendo como ponto de referência o centro geométrico do

seu volume sensível, com doses que variaram entre 0,18 $\mu\text{Gy/h}$ a 20,00 $\mu\text{Gy/h}$ e confianças estatísticas fluuando entre 1σ a 2σ , com σ representando o desvio padrão médio.

O modelo matemático final considerou, além dos parâmetros citados, os fatores estabelecidos no arranjo experimental, proporcionando a obtenção da resposta radiométrica para o município de Triunfo-PB.

Figura 7. Arranjo que será adotado para calibração do detector gama.



Fonte: próprio autor (2016).

Os ajustes das taxas de doses experimentais foram realizados pela função linear, cuja equação apresenta seus coeficientes bem determinados, atribuindo uma relação direta entre os dados empíricos e as taxas de doses ajustadas, conforme apresentado pela Figura 8.

O modelo linear representa de maneira satisfatória o comportamento do detector para medidas de diferentes níveis de radiação, porém, com melhores ajustes para baixas doses, conforme especificado pelo fabricante (GF INSTRUMENTS, 2016), cujo coeficiente de correlação linear que foi de aproximadamente 0,99, expressa a excelente correlação dos dados empíricos e ajustados.

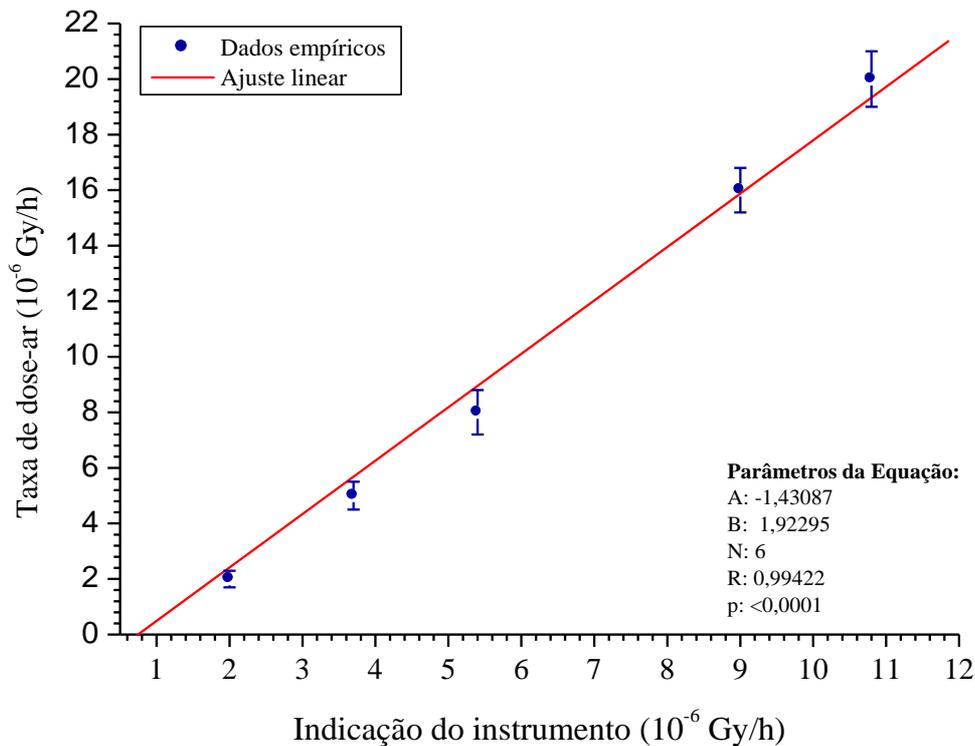
A equação de ajuste apresenta como limite inferior de dose o valor de aproximadamente 0,18 $\mu\text{Gy/h}$, que não representou nenhuma limitação para aplicação do

referido modelo, tendo em vista que todos os resultados ajustados proporcionaram taxas de doses superiores a esse limite.

Partindo-se da equação de ajuste para as medidas empíricas, determinada pela Figura 8, e considerando os parâmetros estabelecidos pela UNSCEAR (2000), ou seja, tempo máximo de exposição anual de 8.766 horas; fator de conversão de grandezas dosimétricas de 0,7 Sv/Gy, fator de permanências para ambientes ao ar livre de 0,2 e ajustes necessários para múltiplos e submúltiplos de unidades, obteve-se a Equação 9.

$$\dot{H}_E = 2,35992 \times \dot{D} - 1,75602 \quad (9)$$

Figura 8. Calibração do Gamma Surveyour.



Fonte: próprio autor (2016).

A Equação 9 possibilitou calcular a taxa de dose efetiva ambiental ao ar livre em mSv/a (\dot{H}_E) em função da taxa de dose absorvida (\dot{D}), determinada empiricamente com o detector Gamma Surveyour em $\mu\text{Gy/h}$ para cada ponto monitorado. Observa-se que as medidas plotadas na reta de calibração da Figura 8 tiveram seus resultados padronizados em $\mu\text{Gy/h}$ em função do modelo certificado e estabelecido pelo LMRI, o que impossibilita

mudanças nestes valores em termos de correlação primária, conforme estabelecido nos requisitos gerais para competências de laboratórios de ensaios e calibração, ABNT NBR ISSO/IEC 17025 (ABNT, 2005).

4.6 TESTES OPERACIONAIS

Os testes operacionais, realizados seguindo as orientações da NBR 17025 (ABNT, 2005), garantem a verificação das propriedades de medida de um sistema de detecção, neste caso específico, o detector cintilador sólido inorgânico do tipo NaI(Tl) e BGO utilizado no referido estudo. Destaca-se a importância de algumas das principais características, tais como:

- a) repetitividade, que define o grau de concordância dos resultados obtidos sequencialmente e sob as mesmas condições de medida (temperatura, pressão, umidade e outras);
- b) reprodutibilidade, que garante o grau de concordância dos resultados em diferentes condições de medidas;
- c) estabilidade, que representa a capacidade do detector conservar constantes suas características de medição ao longo do tempo;
- d) exatidão, que define o grau de concordância dos resultados com o valor de referência ou referencial de medida;
- e) precisão, que representa a concordância dos resultados entre si, normalmente expresso pelo desvio padrão em relação à média;
- f) sensibilidade, que é a razão entre a variação da resposta do detector e a correspondente variação do estímulo;
- g) eficiência, que mede a capacidade de converter em sinais de medição os estímulos recebidos.

Com objetivo de testar alguns dos parâmetros relacionados acima e garantir a boa funcionalidade do sistema de medidas, foram realizados alguns testes, medindo áreas com diferentes níveis de radiação natural, a saber, área de baixo background (radiação de fundo), cujo ambiente escolhido foi o Laboratório de Radioecologia e Controle Ambiental (LARCA) do Departamento de Energia Nuclear (DEN) da UFPE.

Após essas medidas, a radiação de fundo do LARCA foi modificada para simular área com níveis elevados de radionuclídeos naturais, fazendo uso de uma amostra de rocha cálcio-

silicática anfibolíticas pesando aproximadamente 20 kg, que foi extraída de área anômala em NORM, contendo minerais de urânio, tório, seus descendentes e o potássio radioativo na sua constituição.

Na Tabela 2 estão relacionados os resultados das 1.678 medidas realizadas com o Gamma Surveyour em proporções iguais para a simulação dos dois ambientes no LARCA, que caracterizam radiação de fundo de níveis baixo e alto. Para realização dos ensaios empíricos, o detector foi posicionado a 1,0 m da superfície e as aquisições registradas em intervalos de 10 segundos continuamente.

Nas simulações de áreas de baixa radiação de fundo foram obtidos resultados variando entre 568,4 a 640,2 nSv.h⁻¹, com média \pm desvio de 608,1 \pm 10,8 nSv.h⁻¹ e coeficiente de variação menor que 2%. As simulações de alto background mostraram valores variando entre 7.070,3 a 7.430,4 nSv.h⁻¹, com média de 7.314,7 \pm 40,3 nSv.h⁻¹ e variação menor que 1%.

Tabela 2. Estatística descritiva para os testes do Gamma Surveyour.

PARÂMETRO	RADIAÇÃO DE FUNDO (nSv.h ⁻¹)	
	NÍVEL BAIXO	NÍVEL ALTO
Tamanho	839	839
Mínimo	568,4	7.070,3
Máximo	640,2	7.430,4
Amplitude total	71,8	360,1
Média aritmética	608,1	7.314,7
Desvio padrão	10,8	40,3
Erro padrão	0,37	1,4
Coeficiente de variação (%)	1,8	0,6
Mediana	607,7	7.314,8
Primeiro quartil (25%)	600,6	7.290,2
Terceiro quartil (75%)	615,2	7.341,2
Desvio interquartilico	14,6	51,0
Moda	608,1	7.317,2
Assimetria	0,1	-0,3
Curtose	0,03	1,5

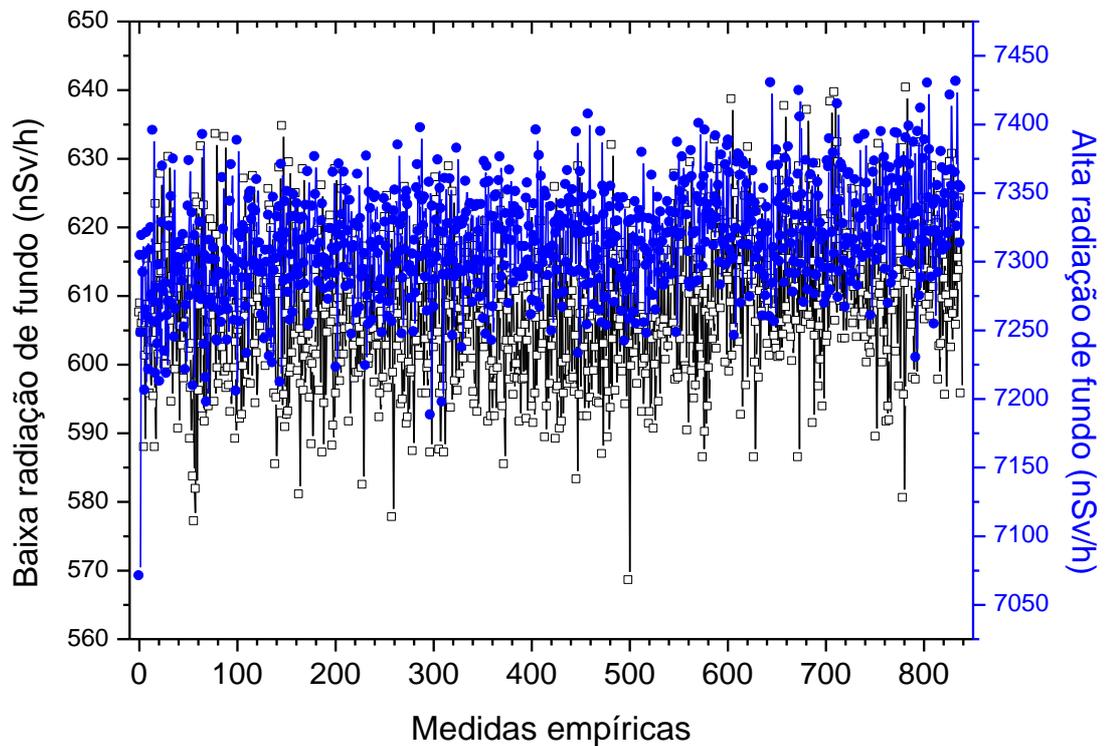
Fonte: autoria própria.

Considerando que cada grupo de medidas para os diferentes ambientes simulados apresentaram valores com alto grau de concordância, observados pelas baixas dispersões, tem-se excelentes graus de repetitividade, além de alta reprodutibilidade, neste caso, quando se analisa as medidas com alterações dos níveis de radiação do ambiente. Além disso, as pequenas flutuações dos resultados obtidos ao longo do tempo caracteriza que o sistema de medidas apresenta boa estabilidade nas respostas obtidas.

O teste das médias, comparação vide Tabela 2, retrata distribuições homogêneas para as duas situações, proporcionando condições satisfatórias para conclusão de excelente precisão do sistema de medidas, confirmada pelos resultados dos padrões de assimetria, que apresentaram valores estatisticamente insignificantes para heterogeneidade dos dados empíricos, também expressos pelos desvios padrão em relação às médias.

A Figura 9 mostra o comportamento da distribuição dos resultados obtidos para as áreas com diferentes níveis de radioatividade (simulação empírica), neste caso, em escalas ordenadas diferenciadas, com valores expressos em taxa de dose efetiva ambiental e analisados ponto a ponto, uma maneira de correlacionar os resultados com cada conjunto amostral.

Figura 9. Comparação dos resultados das medidas de baixa e alta radiação de fundo.

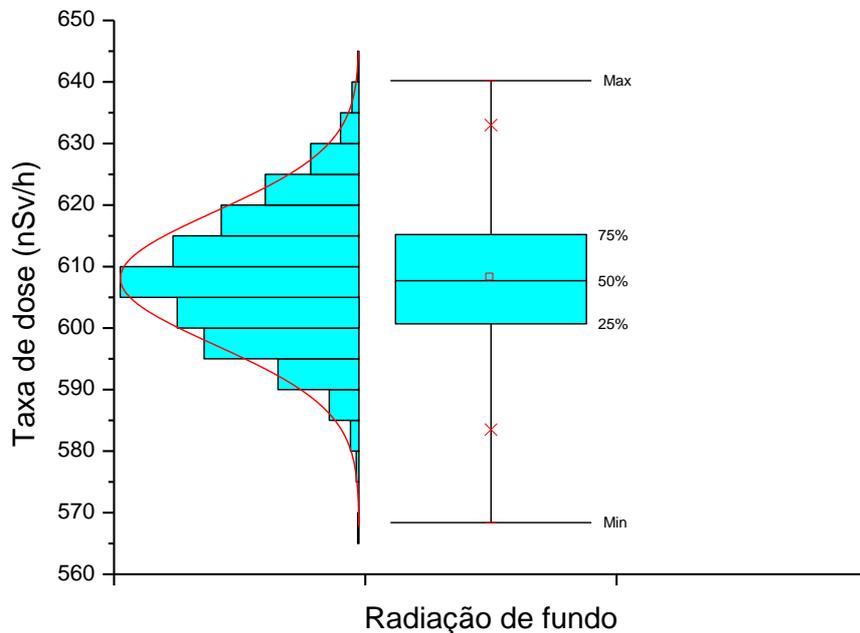


Fonte: autoria própria.

Os resultados apresentam maiores dispersões dos dados para as medidas de baixa radiação de fundo, mesmo que esses sejam considerados insignificantes em termos estatísticos, uma condição esperada, tendo em vista que os maiores erros na estatística de contagem ocorrem para baixos níveis de radioatividade, ou seja, menores interações com o sistema de medidas.

As Figuras 10 e 11 representam as caixas de dados obtidas para as medidas de baixa e alta radiação de fundo, respectivamente, associando a distribuição de Gauss para estudo da precisão dos dados.

Figura 10. Caixa de dados para medidas de baixa radiação de fundo.

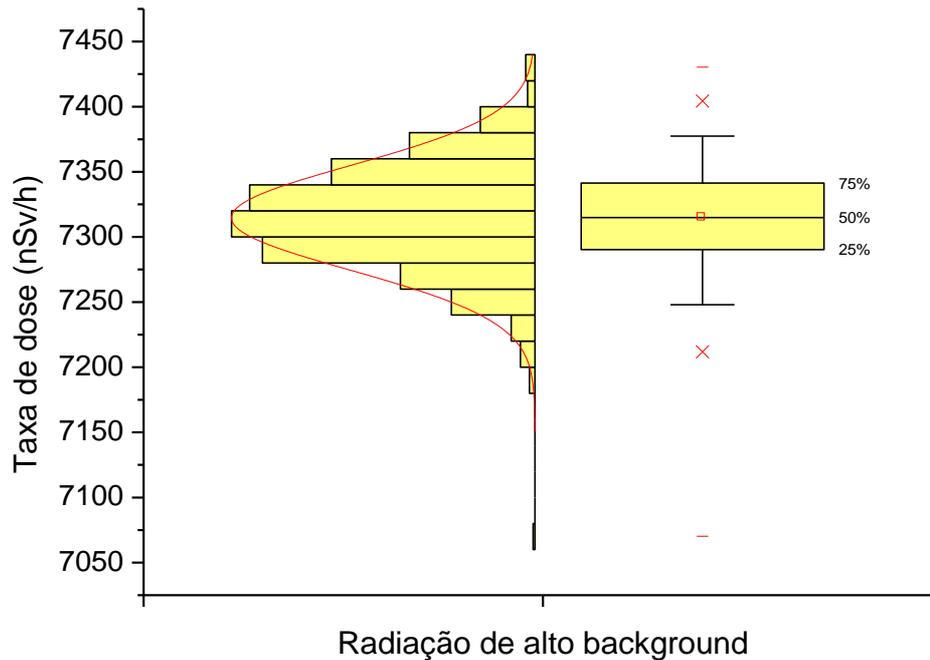


Esses testes mostram o comportamento das médias, o que garante que o detector gama encontra-se em perfeito estado de operação, assegurando a funcionalidade operacional e a confiança na coleta dos dados empíricos.

Para certificar o comportamento dos dados, na Tabela 3 é mostrado o teste do qui-quadrado (χ^2) para as simulações empíricas com Gamma Surveyour. Os resultados para níveis de significância de 0,05 e 0,01 e grau de liberdade de 838, confirmando a aceitação da hipótese nula (H_0) para ambos os níveis de significância testados nas duas situações de baixa e alta radiação de fundo, tendo em vista que o χ^2 calculado apresentou-se menor que os valores críticos, com alta significância entre as variáveis dependente e independente, dado os altos valores obtidos, retratando semelhança entre os resultados, e conseqüentemente, alta

precisão dos dados obtidos com o detector Gamma Surveyour para 839 medidas realizadas nos dois níveis de radiação, simulando radiometria em áreas de baixa e alta radiação ionizante natural. Neste último caso, área com níveis de radiação comparada a jazidas de urânio.

Figura 11. Caixa de dados para medidas de alta radiação de fundo.



Fonte: autoria própria.

Tabela 3. Teste do qui-quadrado para resultado de precisão do Gamma Surveyour.

PARÂMETRO	RESULTADO RADIAÇÃO DE FUNDO	
	BAIXA	ALTA
Tamanho da amostra	839	839
Soma das categorias (nSv.h ⁻¹)	510.194,4	6.136.997,0
Graus de liberdade	838	838
χ^2 (calculado)	160,3	185,9
χ^2 - crítico ($\alpha = 0,05$)	906,5	906,5
χ^2 - crítico ($\alpha = 0,01$)	936,2	936,2

Fonte: autoria própria.

Quanto à exatidão dos dados, esta foi ajustada em função do modelo matemático obtido na calibração do sistema de medidas.

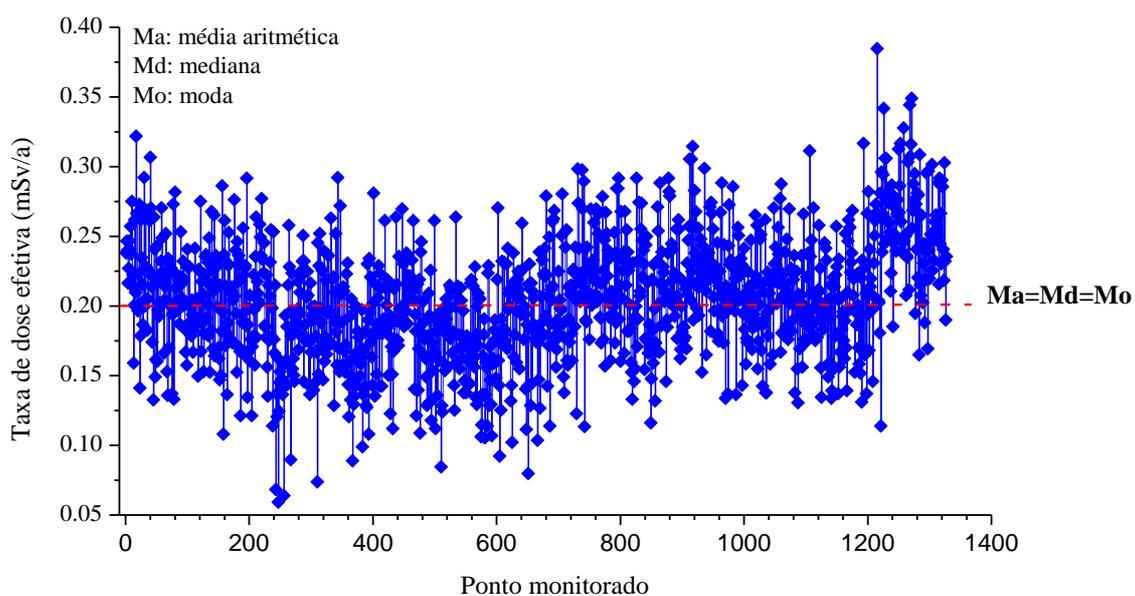
5 RESULTADOS E DISCUSSÃO

O capítulo a seguir, descreve os resultados desta pesquisa e as discussões sobre o detalhamento dos dados obtidos na monitoração radiométrica “in situ” para ambientes externos no município de Triunfo, estado da Paraíba.

A Tabela 4 no apêndice A, compõe os dados empíricos das taxas de doses absorvidas e efetivas para os 1.327 pontos investigados dentro da área municipal, que compreendem as dimensões urbana (representadas com códigos de 0001 a 1.219) e rural (com códigos de 1.220 a 1.327). As taxas de doses absorvidas foram expressas em $\mu\text{Gy/h}$ e as efetivas, convertidas para taxa de dose anual, neste caso, expressas em mSv/a . Os erros relacionados as medidas não ultrapassaram 1,2%, quando observados em termos de reprodutibilidade, sendo baixos suficientes para não expressar significância representativa na composição dos resultados da referida tabela.

A Figura 12 permite observar todas as taxas de doses efetivas medidas ao ar livre, as quais variaram de 0,06 a 0,38 mSv/a , com médias aritmética, mediana e moda apresentando estatisticamente o mesmo valor, 0,20 mSv/a , o que significa que, apesar de uma maior amplitude entre os valores mínimo e máximo, a maior frequência dos resultados foram concentrados próxima aos valores médios.

Figura 12. Taxas de doses efetivas ambientais na área de estudo.



Fonte: próprio autor.

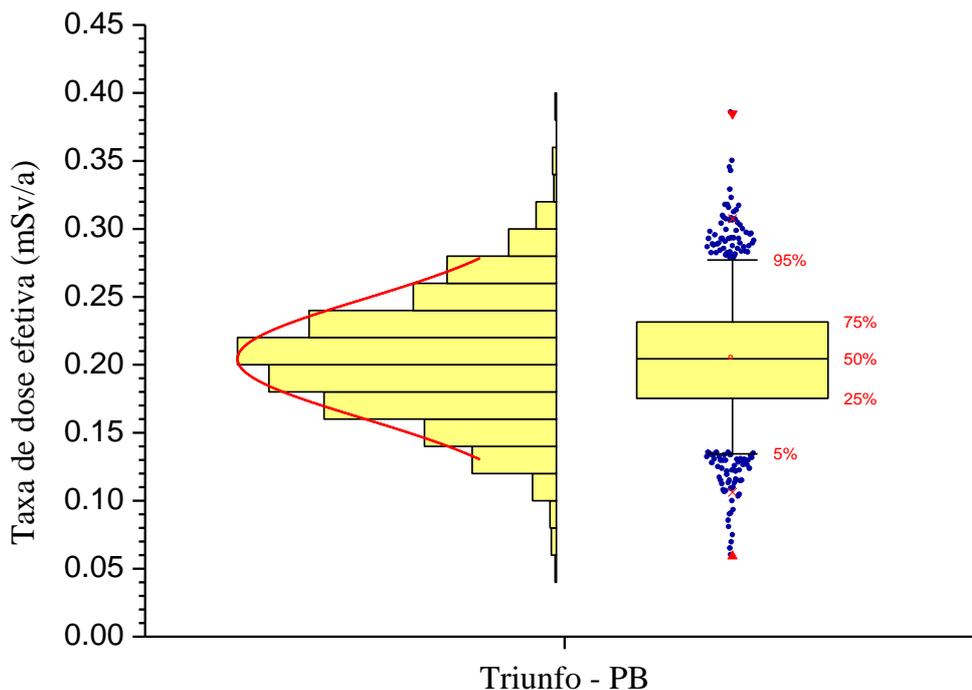
A Tabela 5 detalha a estatística descritiva, mostrando exatamente a relação de coincidência entre as médias, pequeno desvio padrão, mesmo considerando a amplitude total de 0,32 mSv/a, com pequena assimetria para o conjunto de dados, observada, apenas, quando da análise dos dados da referida tabela, principalmente o valor que caracteriza assimetria, fato que não se consegue perceber quando da plotagem dos dados no modelo de tendência de Gauss, representado na Figura 13.

Tabela 5. Estatística descritiva para o estudo.

PARÂMETRO	RESULTADO	PARÂMETRO	RESULTADO
Número de amostras	1.327	Mediana	0,20
Dose mínima	0,06	Primeiro quartil	0,18
Dose máxima	0,38	Terceiro quartil	0,23
Amplitude total	0,32	Desvio interquartílico	0,06
Média aritmética	0,20	Assimetria	0,10
Desvio padrão	0,04	Curtose	0,25
Coefficiente de variação	20,0	Média harmônica	0,19
Moda	0,20	Média geométrica	0,20

Valores avaliados em taxas de doses efetivas com resultados em $\text{mSv}\cdot\text{a}^{-1}$.

Figura 13. Box plot e distribuição de frequência para o estudo.

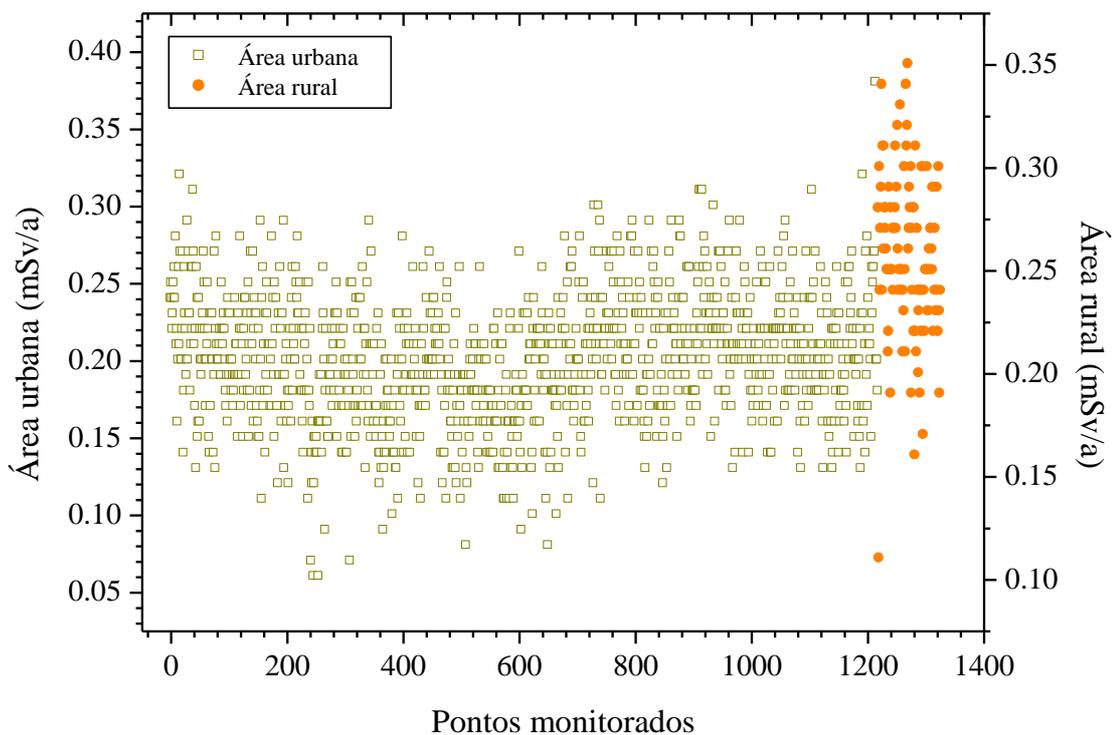


Fonte: próprio autor.

Em termos gerais, a Figura 13 apresenta a distribuição por intervalo de frequência, caixa de dados para o conjunto de resultados, com representação para mediana, quartis e média aritmética, onde se observa valores próximos e maiores frequências em torno dessas médias. Visivelmente fica clara a tendência para uma distribuição uniforme dos resultados em torno dos dados obtidos para o município, que obedecem, quase que simetricamente, o comportamento da distribuição normal, cujos pequenos valores extremos não são representativos para configuração de heterogeneidade.

Para melhorar os testes de representatividade dos resultados obtidos, são apresentadas na Figura 14, as taxas de doses efetivas ambientais ao ar livre, relacionadas pela classificação das áreas municipais, neste caso, áreas urbana e rural, um contexto que permite expressar com maior grau de clareza e certeza, a relação entre essas áreas e tentar observar qualquer anormalidade para radioatividade ambiental, assim como, relações entre os dados que tornem o diagnóstico do contexto municipal diferenciado para esses casos específicos.

Figura 14. Taxas de doses efetivas por classificação de área municipal.



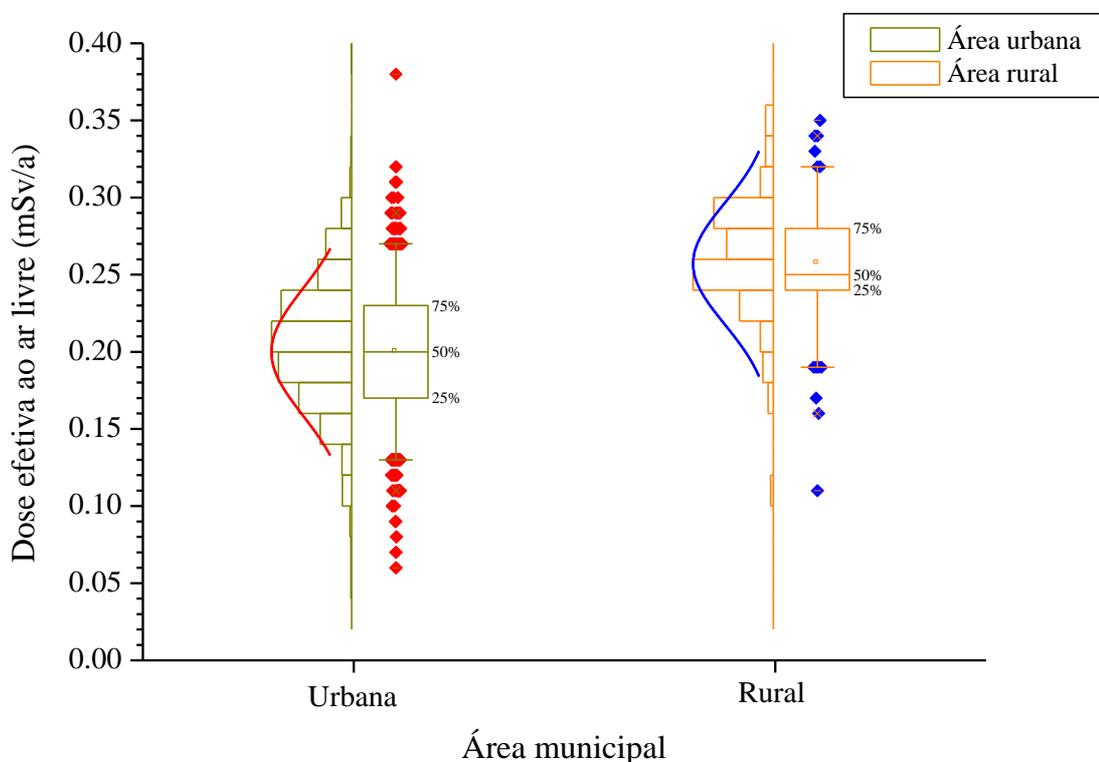
Fonte: próprio autor.

A Figura 15 apresenta os diagramas de caixa com frequências e modelo de Gauss para distribuições normais, como forma de comparar as taxas de doses efetivas para os ambientes

urbano e rural. A forma gráfica descrita para os dados obtidos na área urbana é similar à natureza do modelo estabelecido para o conjunto de dados unificados que representa a composição de todos os resultados.

Quando se trata do modelo estabelecido para área rural, observa-se a caracterização de assimetria, fato obtido pelas pequenas diferenças entre as médias aritmética e mediana que foram de 0,26 mSv/a e 0,25 mSv/a, respectivamente, com intervalo de dose variando de 0,11 a 0,35 mSv/a.

Figura 15. Taxas de doses efetivas ao ar livre para as áreas urbana e rural.



Fonte: próprio autor.

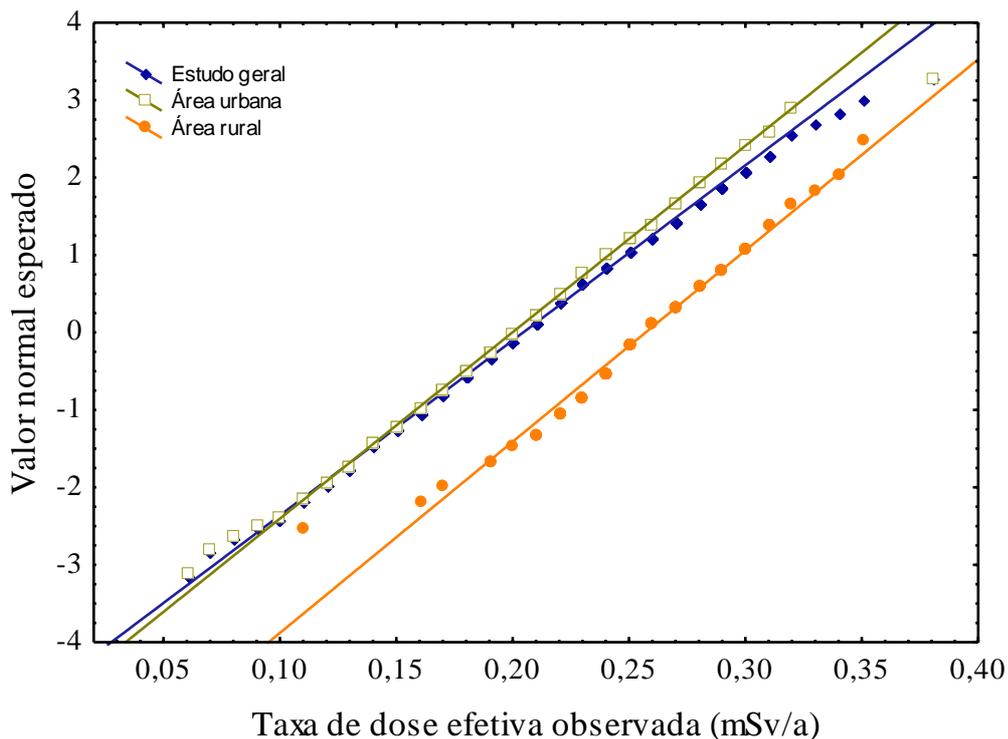
As pequenas diferenças das taxas de doses obtidas quando considerados os estudos das áreas urbana e rural podem ser justificadas quando da análise do número de dados obtidos na monitoração de cada conjunto amostral, neste caso, 1.219 pontos monitorados na área urbana e 108 na área rural, o que predomina mais expressivamente a frequência dos dados da área urbana na representatividade do estudo, de certa forma, impactando na conformação do valor de referência obtido para o estudo geral.

Outro parâmetro importante que deve ser levado em consideração para avaliação das pequenas diferenças entre as médias e valores das taxas de doses efetivas dos estudos

realizados por área pode ser sugerido em decorrência da pavimentação da área urbana, cujo material utilizado, não apresenta níveis diferenciados de radionuclídeos naturais. Neste caso, a estrutura que compõe a pavimentação e a preparação do terreno, funciona como uma barreira que pode minimizar a ação dos emissores terrestres na dosimetria ao ar livre, e com isso, minimizar os níveis de radioatividade no ar do ambiente avaliado.

A Figura 16 apresenta as curvas de tendência de normalidade para as medidas ao ar livre para o estudo geral e para as áreas urbana e rural de Triunfo - PB, onde os dados empíricos praticamente compõem o modelo de normalidade, cujas pequenas assimetrias ocorrem nos extremos das distribuições, entretanto, no contexto geral, preservado as probabilidades desse modelo, fato melhor explicado pela aplicação de testes estatísticos mais refinados, os quais são apresentados em seguida.

Figura 16. Teste de normalidade para os estudos geral e áreas urbana e rural.



Fonte: próprio autor.

Para confirmar o tipo de distribuição do estudo realizado no município de Triunfo - PB como um todo e respectivas áreas urbana e rural foi aplicado o teste estatístico não paramétrico de Kolmogorov - Smirnov, cujos resultados são apresentados na Tabela 6 para os níveis de confiança de 95% ($\alpha = 0,05$) e 99% ($\alpha = 0,01$).

Analisando os resultados do teste, observa-se que, em todos os casos e para todos os níveis de confiança considerados, os valores críticos (D_α) são superiores aos valores obtidos empiricamente (D_n), caracterizando que não existem evidências para rejeitar a hipótese nula (H_0), que confere dados normalizados, ou seja, os valores extremos mais divergentes obtidos em alguns poucos pontos do estudo não são representativos no contexto geral, justificando que a própria média aritmética representa muito bem o valor de referência para taxa de dose ao ar livre no município e áreas analisadas.

Tabela 6. Teste de Kolmogorov - Smirnov.

ESTUDO	n	D_α		D_n		HIPÓTESE
		0,05	0,01	0,05	0,01	H_0
Município	1.327	0,0373	0,0448	0,0335	0,0417	Aceitar
Área urbana	1.219	0,0390	0,0467	0,0349	0,0435	Aceitar
Área rural	108	0,1309	0,1568	0,1174	0,1463	Aceitar

n: número de dados; D_α : valores críticos (tabelados); D_n : valores empíricos (calculados); H_0 : hipótese nula.

Convém observar que, a distribuição de coleta de dados foi priorizada de forma sistemática, considerando como prioritárias as áreas com maior fluxo e permanência de pessoas, obedecendo às recomendações dos princípios de Proteção Radiológica, com definições adaptadas ao presente estudo, em vista dos cuidados com a saúde dos seres humanos e com o meio ambiente.

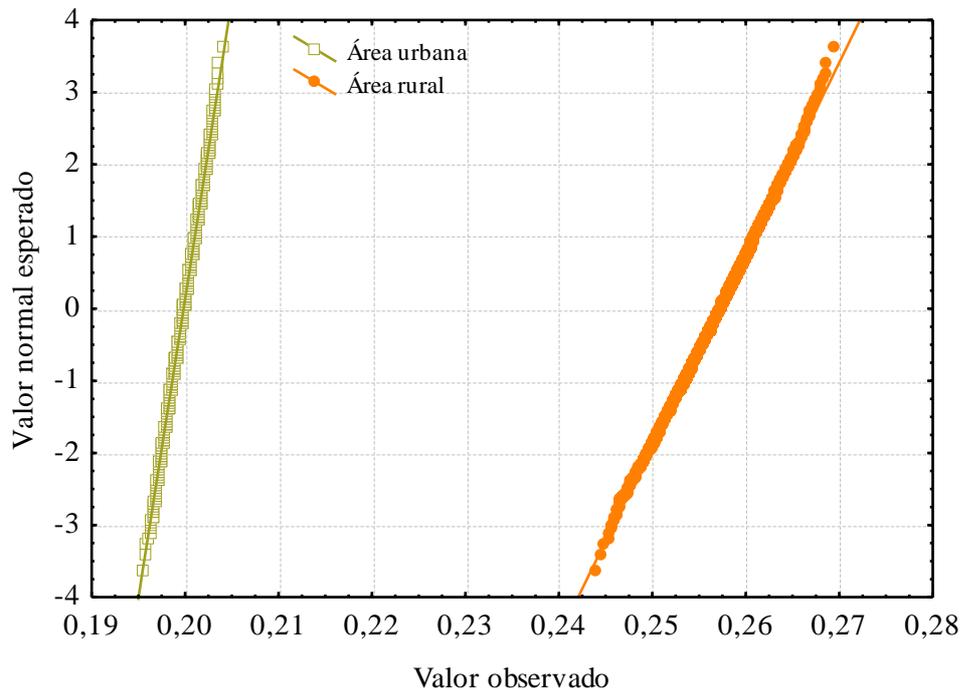
Para verificar o melhor comportamento dos resultados obtidos para as áreas urbana e rural do município em estudo, foram realizadas simulações de reamostragens, neste caso, criando-se pseudo amostras com base no conjunto de dados obtidos empiricamente para cada área, de forma a unificar as parcelas amostrais para $n = 5.000$ interações em cada caso, com limite de confiança em 95%. Para essa modelagem, foi utilizado o método de reamostragem Bootstrap, como alternativa para aproximar as distribuições dos dados e certificar a tendência da normalidade.

Conforme observado pela Figura 17, que apresenta os resultados simulados e as linhas de tendência para as distribuições esperadas normais observa-se que, os valores distribuídos no modelo se ajustam mais fortemente a condição de normalidade, minimizando a dispersão obtida quando da interação apenas com os dados empíricos, principalmente para

os valores extremos, e em contrapartida, maximizando a probabilidade real da distribuição esperada.

Assim como observado nas análises dos resultados empíricos, ver Figuras 15 e 16 com as respectivas discussões, os valores das médias obtidas na modelagem Bootstrastap permaneceram iguais, certificando, pela coerência dos resultados, o modelo de distribuição para as referidas áreas.

Figura 17. Teste de normalidade para modelagem Bootstrap nas áreas urbana e rural.



Fonte: próprio autor.

Para tornar o cenários radiométrico ambiental mais representativo, foi calculada a taxa de dose efetiva média populacional, \bar{E} , fazendo uso da Equação 7, considerando como fatores de ponderação à população de cada setor censitário, classificados neste estudo em áreas urbana e rural, que apresentam populações de 4.416 habitantes e 5.031 habitantes, respectivamente, com médias das taxas de doses efetivas ao ar livre diferenciadas, conforme apresentadas na discussão acima.

Aplicando os parâmetros acima, obteve-se uma taxa de dose efetiva média populacional e desvio padrão de aproximadamente $0,23 \pm 0,04$ mSv/a, não muito diferente do valor médio obtido para o estudo geral, que compreende todos os dados radiométricos municipais.

A taxa de dose coletiva também foi calculada para um período anual, neste caso, considerando os parâmetros estabelecidos pela Equação 6. Os cálculos foram realizados para taxa de dose média geral do município, atribuída a população total, bem como, as taxas de doses efetivas médias e populações correspondentes para as áreas urbana e rural.

Os valores obtidos para todo município e isoladamente para as áreas urbana e rural foram de aproximadamente 1,89 homem.Sv, 0,88 homem.Sv e 1,31 homem.Sv, respectivamente. A dose coletiva ponderada para o período anual foi de 1,11 homem.Sv, o que caracteriza um coletivo não expressivo em termos de níveis diferenciados de radioatividade natural para os resultados obtidos no estudo.

A Tabela 7 apresenta os resultados do presente estudo e outros trabalhos realizados no Brasil e em outras regiões do mundo, cujas análises foram realizadas em áreas de altas e baixas radiações de fundo, usando metodologias que possibilitaram representar os resultados em taxas de doses efetivas ao ar livre.

Comparando os dados do presente estudo com trabalhos realizados em regiões com diferentes níveis de radioatividade natural no Brasil, precisamente nos estados da Paraíba e de Pernambuco, utilizando-se como critério de avaliação a taxa de dose efetiva ao ar livre, se destacam os resultados obtidos por Silva (2014) na avaliação de áreas da jazida de urânio de São José de Espinharas - PB, onde foi obtida taxa de dose que supera, em média, quase 28 vezes o valor médio obtido para o referido estudo, atingindo valor máximo de 65,66 mSv/a, ou seja, quase 173 vezes superior ao valor máximo do referido estudo, fato justificado por se tratar de região de jazida de urânio.

Em Pernambuco, especificamente na antiga região urano fosfática, onde ocorreram extrações de fosfato, Morais (2013), obteve valores para as taxas de doses efetivas ao ar livre variando de 1,99 a 7,59 mSv/a, com média de 2,60 mSv/a, com a maioria das medidas realizadas em áreas já devidamente pavimentadas. Essa média foi equivalente ao valor obtido por Costa (2014) no município de Pocinhos - PB, onde ocorrem afloramentos rochosos com níveis diferenciados de radionuclídeos naturais, possibilitando a obtenção de taxas de doses com variação superior ao estudo realizado por Morais (2013) em Pernambuco, cujos resultados variaram de 1,75 a 13,19 mSv/a. Neste aspecto, a média dos valores desses dois estudos ainda foram superiores ao valor adotado como referência para os níveis de radioatividade ao ar livre em Triunfo - PB, justificados pelos valores históricos dos Materiais Radioativos de Ocorrência Natural (NORM) nesses municípios.

Tabela 7. Comparação do estudo com outros realizados mundialmente.

ESTUDO DO ESTUDO	TAXA DE DOSE (mSv/a)	REFERÊNCIA
Triunfo - PB, Brasil, estudo geral	0,20 (0,06 - 0,38)	Presente estudo
Triunfo - PB, Brasil, área urbana	0,20 (0,06 - 0,38)	Presente estudo
Triunfo - PB, Brasil, área rural	0,26 (0,11 - 0,35)	Presente estudo
Triunfo - PB, Brasil, populacional	0,23	Presente estudo
Média global	2,4 (1,0 - 13)	UNSCEAR, 2008
Média mundial ao ar livre	0,46*	UNSCEAR, 2008
Região urano fosfática - PE, Brasil	2,60 (1,99 - 7,59)	MORAIS, 2013
São José de Espinharas - PB, Brasil	5,56 (1,91 - 65,66)	SILVA, 2014
Pocinhos - PB, Brasil	2,62 (1,75 - 13,19)	COSTA, 2014
São Mamede - PB, Brasil	3,79 (1,71 - 20,29)	CHARFUELÁN, 2014
Rio Grande do Norte, Brasil	0,55 (0,12 - 1,36)	MALANCA et al, 1996
Paraná, Brasil	1,17 (0,47 - 2,29)	GODOY et al., 2011
Orissa, Índia	2,36 (0,78 - 3,86)	MOHANTY et al., 2004
Kuala Krai, Malásia	0,42	HAMZAH et al., 2011
Vale Firtina, Turquia	0,18	KURNAZ et al., 2007
Kerala, Índia	16,00	EISENBUD; GESELL, 1997
Ramsar, Irã	104,31 (10 - 260)	KARAM, 2002

*Contribuição da radiação cósmica e radionuclídeos primordiais.

O estudo realizado por Charfuelán (2014) no município de São Mamede, Paraíba, permitiu obter valores médio e intervalares para as taxas de doses efetivas ao ar livre de 3,79 mSv/a (1,71 - 20,29) mSv/a, com medidas mais expressivas realizadas em afloramentos graníticos em áreas rurais pouco habitadas. Neste aspecto, parte da região foi caracterizada como contendo altos níveis de radiação de fundo devido à presença de NORM. Portanto, em se tratando de área diferenciada, a taxa de dose máxima atingiu um valor superior a 53 vezes o nível máximo determinado no município de Triunfo - PB.

Malanca et al. (1996), realizaram estudos radiométricos em 51 localidades do Rio Grande do Norte, Brasil, caracterizando radionuclídeos naturais, ^{226}Ra , ^{232}Th e ^{40}K em solos e utilizando sistema de detecção gama e parâmetros da UNSCEAR para quantificar a taxa de dose efetiva ao ar livre, cuja média obtida foi de aproximadamente 0,55 mSv/a, com amplitude de 0,12 a 1,36 mSv/a, representando um valor médio quase 3 vezes superior ao estudo de Triunfo - PB.

Os autores concluíram que o valor de referência utilizado para a dose efetiva ao ar livre obtida para o estado do Rio Grande do Norte se mostrou 32% superior ao valor médio global estimado pela UNSCEAR (1988), diferentemente do presente estudo, cuja taxa de dose

média representa apenas 43,5% do valor estimado para a média mundial ao ar livre (vide Tabela 7).

Pesquisa desenvolvida por Godoy et al. (2011), realizada numa região do Granito Serra do Carambeí - PR, Brasil, determinou, entre outros aspectos radiométricos e radioquímicos, a avaliação gamaespectrométrica terrestre em 132 estações, utilizando-se a grandeza Dose Anual de Radiação (DAR) para descrever a condição radiométrica e caracterizar radioanomalias. As taxas de doses obtidas pelos autores variaram, em valores aproximados, entre 0,47 a 2,29 mSv/a, com média de 1,17 mSv/a e coeficiente de variação de 33,18%, portanto, dispersões consideradas acentuadas em função da diferente caracterização geomorfológica da área de estudo. Os autores compararam os resultados do estudo com o limite de dose para indivíduos do público, conforme recomendação da ICRP-60 (ICRP, 1991; ICRP, 2012), fazendo referência aos riscos de inalação e/ou ingestão de particulados.

Comparado ao estudo realizado em Triunfo - PB, os resultados obtidos por Godoy et al. (2011) são bem mais expressivos, cujos níveis diferenciados para radioatividade local foram descritos como sendo influência de eU, eTh e ^{40}K na formação geológica da região, que basicamente é composta por rochas graníticas.

Mohanty et al. (2004), investigando a radioatividade natural em área de alto “background” na Orissa - Índia, conseguiram estimar a taxa de dose efetiva ao ar livre a 1 m da superfície, utilizando-se das atividades dos radionuclídeos naturais, cujos resultados variaram de 0,78 a 3,86 mSv/a, com média de 2,36 mSv/a. Os autores adotaram como critério de comparação para radiometria local o valor de 0,46 mSv/a estabelecido pela UNSCEAR (1993) para ambientes ao ar livre, que considera a contribuição dos radionuclídeos primordiais e cosmogênicos, bem como, da radiação cósmica.

Com base nos resultados de Mohanty et al. (2004), observa-se que a resposta para o impacto radiométrico da área foi diferenciada para todos os valores obtidos, superando por um fator médio de aproximadamente 12 em relação a dose efetiva anual obtida para caracterizar radiometricamente o município de Triunfo - PB.

Outros estudos, a exemplo de Eisenbud; Gesell (1997) e Karam (2002) mostram níveis diferenciados para radioatividade natural em Kerala na Índia e em Ramsar no Irã, respectivamente, os quais são considerados significativamente elevados, principalmente para algumas áreas do Irã que possui um dos maiores níveis de radiação natural do planeta Terra, com taxa de dose efetiva média de aproximadamente 104 mSv/a, com variação entre 10 a 260 mSv/a, proporcionando a exposição de 2.000 pessoas que vivem nessas áreas. O estudo mostra que a região de Ramsar não apresenta maiores frequências de câncer, quando

comparada às regiões vizinhas, que apresentam níveis de radioatividade de fundo normais, um parâmetro que desperta a curiosidade na investigação dos níveis de radioatividade e a diminuição da radiosensibilidade do organismo, fato a ser investigado mais detalhadamente.

Para certificar a área de Triunfo - PB como sendo de baixa radioatividade natural, foi analisado e discutido o trabalho publicado por Sohrabi (2013), que faz uma revisão de literatura sobre o tema da radioatividade natural, sua importância e níveis de referência, mostrando que a UNSCEAR (2010, Anexo B), não apresenta um valor específico para dose ou concentração de atividade no meio ambiente que defina as áreas com altos níveis de radioatividade natural.

O referido autor aborda sobre HBNR (High Background Natural Radiation), como sendo um termo geral utilizado para áreas ou complexos de moradias onde a soma de exposições de radiação cósmica e radioatividade natural no solo, ar interior e exterior, água, comida, e outras matrizes, podem possibilitar exposições crônicas, que resultem em dose efetiva anual para o público acima de um nível definido como sendo de confiança.

Segundo o referido trabalho, Sohrabi (2013) faz considerações sobre a classificação radiométrica das áreas, sendo consideradas de baixo nível de radioatividade natural, aquelas que apresentam taxa de dose efetiva ao ar livre inferior a 5 mSv/a, que é cerca de duas vezes a média global estabelecida pela UNSCEAR (2000). Áreas com níveis médio, apresentam doses entre 5 a 20 mSv/a, enquanto que, as de alto e muito alto níveis estão entre 20 a 50 mSv/a e superior a 50 mSv/a, respectivamente.

Diante da classificação realizada no trabalho de Sohrabi (2013), os resultados das taxas de doses ao ar livre, obtidos para o município de Triunfo - PB se encontram dentro da faixa considerada para classificação da área como sendo de baixa radioatividade natural, enquadrando-a num contexto que não representa impacto decorrente da exposição dos radionuclídeos naturais, cosmogênicos e da radiação cósmica nas áreas urbana e rural para exposições externas e ao ar livre.

6 CONCLUSÃO

Os resultados obtidos no referido estudo evidenciam a caracterização da área como sendo de baixo background radioativo, não proporcionando nenhuma condição radiométrica ambiental externa que possa, no primeiro estudo, caracterizar efeitos determinísticos e conseqüentemente, contribuição para aumento de câncer radioinduzido na região estudada.

A análise das áreas urbana e rural não apresentaram diferenças significativas para as taxas de doses efetivas ao ar livre, justificando o uso de um modelo radiométrico único para descrever a condição da radioatividade natural do município.

A média da taxa de dose efetiva ao ar livre, que foi de 0,20 mSv/a, pode ser utilizada como valor de referência para dosimetria outdoor do município de Triunfo - PB, caracterizando esse valor como representativo para essa área, que foi considerada como sendo de baixa radiação natural de fundo.

7 PERSPECTIVAS

Apesar da radiometria natural ao ar livre ter sido evidenciada como normal, considerando a frequência desordenada dos casos de câncer da região, faz-se necessário à realização de outros trabalhos, com investigações voltadas para as análises ambientais com foco no estudo de metais pesados e radionuclídeos na água de consumo humano; análise dos alimentos; investigação radiométrica da matéria prima utilizada na construção civil, principalmente a argila para produção de telhas e tijolos; investigação dos hábitos de vida da população; tipos de atividades desenvolvidas na região; condições de trabalho; tabagismo e uso de bebidas alcoólicas.

Esses estudos permitirão uma avaliação detalhada para prever os possíveis impactos que possam afetar a ocorrência ou aumento de casos de enfermidades na comunidade local, além de permitir que estudos de probabilidade genética possam ser desenvolvidos para auxiliar na resposta científica para essa desordem, possibilitando obter métodos para mitigar os efeitos estocásticos para os problemas de saúde no município.

8 PUBLICAÇÕES

A pesquisa permitiu a publicação de um artigo científico internacional na revista *Radiation Protection Dosimetry*, que apresenta Qualis A2 na área de Engenharias II para o quadriênio 2013 - 2016, além de um trabalho completo em evento científico internacional, neste caso, International Nuclear Atlantic Conference (INAC) 2017, conforme citados a seguir.

SANTOS, J. M. N.; SANTOS JÚNIOR, J. A.; MELO, A. M. M. A.; AMARAL, R. S.; MENEZES, R. S. C.; FERNÁNDEZ, Z. H.; ROJAS, L. A. V.; BEZERRA, J. D.; SILVA, A. A.; DAMASCENA, K. F. R.; MEDEIROS, N. V. S. Investigation of natural radioactivity as a possible driver of cancer incidence in Paraíba, Northeastern, Brazil. **Radiation Protection Dosimetry**, p. 1-4, 2017, doi: 10.1093/rpd/ncx082.

SANTOS, J. M. N.; SANTOS JÚNIOR, J. A.; MELO, A. M. M. A.; AMARAL, R. S.; FERNÁNDEZ, Z. H.; ROJAS, L. A. V.; SILVA, A. N. C.; JUNIOR, O. P. S. Investigation of natural radioactivity levels using gamma dosimetry outdoors. In: International Nuclear Atlantic Conference. **Anais**. 2017. 9 p.

REFERÊNCIAS

- ABNT. **Requisitos gerais para a competência de laboratórios de ensaios e calibração.** NBR ISO/IEC 17025, 2005, 37 p.
- ANDREUCCI, R. **Proteção radiológica.** São Paulo/SP: Associação Brasileira de Ensaios não destrutivos e inspeção, 2016. 127 p.
- BRADY, C. N.; WEIL, R. R. **Elementos da Natureza e Propriedades do Solo.** 3. ed. Porto Alegre/RS: Bookman Companhia, 2013. 716 p.
- CAVALCANTE, F. **Avaliação das Doses Efetivas e Efetivas Coletivas da Radiação Natural na Região de Ribeirão Preto (SP).** Ribeirão Preto: USP, 2012, 69 p.
- CAVALCANTE, F.; SILVA, N. C.; ALBERTI, H. L. C.; DE ALMEIDA, A. Effective dose rate evaluation from natural gamma radiation in the region of Ribeirão Preto, SP-Brazil. **Radioprotection**, v. 46, n. 6, p. 145-150, 2011.
- CHARFUELÁN, J. M. J. **Caracterização de Material Radioativo de Ocorrência Natural (NORM) no município de São Mamede - Paraíba,** Recife: UFPE, 2014, 83 p.
- CHRISTOVAM, A. C. M.; MACHADO, O. **Manual de Física e proteção radiológica.** Rio de Janeiro/RJ: Senac, 2013. 232 p.
- CNEN. **Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. CNEN-NN-3.01:2011.** Rio de Janeiro/RJ, Brasil: [s.n.], 2011. 22 p.
- COSTA, M. C. A. **Caracterização de radionuclídeos primordiais e estimativa da dose ao ar livre no município de Pocinhos - PB,** Recife: UFPE, 2014, 69 p.
- CPRM. **Projeto cadastro de fontes de abastecimento por água subterrânea - Estado da Paraíba: Diagnóstico do Município de Triunfo - PB.** Recife, Pernambuco, Brasil, 2005.
- EISENBUD, M.; GESELL, T. **Environmental Radioactivity: From Natural, Industrial, and Military Sources.** 4. ed. San Diego, California, USA: Academic Press, 1997. 656 p.
- GODOY, L. C.; BITTENCOURT, A. V. L.; SANTOS, L. J. C.; FERREIRA, F. J. F. Distribuição de K, U e Th e avaliação da dose anual de radiação na região do granito Serra do Carambei- PR. **Revista Brasileira de Geofísica**, v. 29, n. 2, p. 359-375, 2011.
- GOOGLE. **Mapa de Triunfo.** 2017. Disponível em: <<https://www.google.com.br/maps/place/Triunfo+-+PB/@-6.59939,-38.6411952,12z/data=!4m5!3m4!1s0x7a486ada0489b23:0x840f668ecce8c881!8m2!3d-6.5985177!4d-38.5900375>>. Acesso em: 20 set. 2017.
- HAMZAH, Z.; RAHMAN, S. A. A.; SAAT, A. Measurement of ^{226}Ra , ^{228}Ra and ^{40}K in soil in district of Kuala Krai using gamma spectrometry. **Journal of Analytical Sciences**, v. 15, n. 2, p. 159-166, 2011.

IAEA. **Guidelines for Radioelement Mapping Using Gamma Ray Spectrometry Data. Technical Report: TECDOC 1363**, Viena, 2003.

IBGE. **Censo Demográfico**. 2016. Disponível em: <<https://cidades.ibge.gov.br/brasil/pb/triunfo/panorama>>. Acesso em: 20 set. 2017.

ICRP. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. **ICRP Publication 26**. Ann. ICRP 1 (3), 1977.

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

ICRP. **Compendium of dose coefficients based on ICRP Publication 60**. ICRP Publication 119. ICRP - Elsevier, Ann. ICRP, v. 41 (Suppl.), 132 p, 2012.

INSTRUMENTS, G. **Gamma Surveyour user guide**. Czech Republic: [s.n.], 2016. 52 p.

IPSN. **Radioecology**. França: Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, 2011. 24 p.

KAPDAN, E.; VARINLIOGLU, A.; KARAHAN, G. Outdoor radioactivity and health risks in Balikesir, Northwestern Turkey. **Radiation Protection Dosimetry**, v. 148, n. 3, p. 301-309, 2012.

KARAM, P. A. **The High Background Radiation Area in Ramsar Iran: Geology, NORM, Biology, LNT, and Possible regulatory fun**. In: Waste Management Conference. **Anais**. 2002. p. 24 - 28.

KURNAZ, A.; KÜÇÜKÖMEROGLU, B.; KESER, R.; OKUMUSOGLU, N. T.; KORKMAZ, F.; KARAHAN, G.; ÇAVIK, U. Determination of radioactivity levels and hazards of soil and sediment samples in Firtina Valley (Rice, Turkey). **Applied Radiation and Isotopes**, v. 65, n. 1, p. 1281-1289, 2007.

LAURIA, D. DA C.; MARTINS, N. S. F.; ZENARO, R. **Monitoração Ambiental**. Rio de Janeiro/RJ: Instituto de Radioproteção e Dosimetria, 2003. 87 p.

MALANCA, A.; GAIDOLFI, L.; PESSINA, V.; DALLARA, G. Distribution of ^{226}Ra , ^{232}Th , and ^{40}K of Rio Grande do Norte (Brazil). **Journal Environmental Radioactivity**, v. 30, n. 1, p. 55-67, 1996.

MAZZILLI, B. P.; MÁDUA, M. FRANCIS; MARCIA PIRES DE CAMPOS. **Radioatividade no meio ambiente e avaliação de impacto radiológico ambiental**. São Paulo/SP: Instituto de Pesquisa Energéticas e Nucleares, 2011. 92 p.

MOHANTY, A. K.; SENGUPTA, D.; DAS, S. K.; VIJAYAN, V.; SAHA, S. K. Natural radioactivity in the newly discovered high background radiation area on the eastern coast of Orissa, India. **Radiation Measurements**, v. 38, n. 2, p. 153-165, 2004.

MORAIS, E. N. L. **Dose de radiação ambiental em área habitada na região urano-fosfática de Pernambuco**, Recife: UFPE, 2013, 43 p.

MUNTEAN, L. E.; COSMA, C.; MOLDOVAN, D. V. Measurement of natural radioactivity and radiation hazards for some natural and artificial building materials available in Romania. **Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry**, v. 299, n. 1, p. 523-532, 2014.

OTANSEV, P.; KARAHAN, G.; KAM, E.; BARUT, I.; TASKIN, H. Assessment of natural radioactivity concentrations and gamma dose rate levels in Kayseri, Turkey. **Radiation Protection Dosimetry**, v. 148, n. 2, p. 227-236, 2012.

RIBEIRO, V. B.; MANTOVANI, M. S. M.; HECTOR, V.; LOURO, A. Aerogamaespectrometria e suas aplicações no mapeamento geológico. **Terra e Didática**, v. 10, p. 29-51, 2013.

SOHRABI, M. World high background natural radiation areas: Need to protect public from radiation exposure. **Radiation Measurements**, v. 50, p.166-171, 2013.

SANTOS JÚNIOR, J. A.; CARDOSO, J. J. R. F.; SILVA, C. M.; SILVEIRA, S. V.; AMARAL, R. S. Determination of radionuclides in the environment using gamma-spectrometry. **Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry**, v. 269, n. 2, p. 451-455, 2006.

SANTOS JÚNIOR, J. A. **Avaliação Radiométrica do U-238, R-226, Th-232 e K-40 em uma Área Anômala do Agreste de Pernambuco**, Recife: UFPE, 2009, 216 p.

SILVA, A. A. **Dosimetria radioecológica na ocorrência uranífera de São José de Espinharas - PB**, Recife: UFPE, 2014, 64 p.

SOUZA, G. N.; CHUNG, D. C.; GALA, M. K. **Hereditary intestinal - type gastric cancer a report of a series of cases in Brazil**. (C. M. de C. Gástrico, Ed.) In: Congresso Mundial de Câncer Gástrico. **Anais**. São Paulo/SP, Brasil: 2015, p. 1.

TAUAHATA, LUIZ; SALATI, IVAN; PRINZIO, R. D. P.; ZIO, A. R. D. Radioproteção E Dosimetria : Fundamentos. **IRD/CNEN**, p. 345, 2013.

TILLY JUNIOR, J. G. **Física Radiológica**. Rio de Janeiro/RJ: Guanabara Koogan Ltda, 2010. 263 p.

UNSCEAR. **Sources and effects of ionizing radiation**. New York: 2000, 382 p.

UNSCEAR. **Sources and effects of ionizing radiation**. [s.l: s.n.]v. I. 2008. 1 - 20 p.

WIKIPEDIA. **Localização de Triunfo na Paraíba**. 2017. Disponível em: <[https://pt.wikipedia.org/wiki/Triunfo_\(Para%C3%ADba\)](https://pt.wikipedia.org/wiki/Triunfo_(Para%C3%ADba))>. Acesso em: 20 set. 2017.

APÊNDICE A - Taxas de doses absorvidas e efetivas

Tabela 4. Taxas de doses absorvidas e efetivas e desvios associados.

CÓD.	DOSE		CÓD.	DOSE		CÓD.	DOSE	
	μGy/h	mSv/a		μGy/h	mSv/a		μGy/h	mSv/a
0001	0,19	0,24	0444	0,15	0,19	0886	0,16	0,20
0002	0,20	0,25	0445	0,16	0,19	0887	0,18	0,22
0003	0,20	0,24	0446	0,16	0,20	0888	0,16	0,19
0004	0,18	0,22	0447	0,22	0,27	0889	0,17	0,21
0005	0,18	0,23	0448	0,16	0,20	0890	0,17	0,21
0006	0,20	0,25	0449	0,19	0,23	0891	0,21	0,26
0007	0,20	0,24	0450	0,15	0,19	0892	0,14	0,18
0008	0,21	0,26	0451	0,16	0,20	0893	0,17	0,21
0009	0,19	0,24	0452	0,19	0,23	0894	0,21	0,26
0010	0,22	0,28	0453	0,16	0,20	0895	0,21	0,26
0011	0,17	0,21	0454	0,19	0,24	0896	0,18	0,22
0012	0,18	0,22	0455	0,19	0,24	0897	0,13	0,16
0013	0,13	0,16	0456	0,15	0,19	0898	0,14	0,17
0014	0,16	0,20	0457	0,18	0,22	0899	0,16	0,20
0015	0,21	0,26	0458	0,17	0,21	0900	0,15	0,18
0016	0,17	0,21	0459	0,17	0,20	0901	0,15	0,18
0017	0,26	0,32	0460	0,18	0,22	0902	0,14	0,18
0018	0,22	0,27	0461	0,17	0,21	0903	0,15	0,18
0019	0,16	0,20	0462	0,17	0,21	0904	0,18	0,22
0020	0,16	0,20	0463	0,19	0,23	0905	0,14	0,18
0021	0,18	0,22	0464	0,17	0,21	0906	0,17	0,21
0022	0,22	0,27	0465	0,21	0,26	0907	0,14	0,17
0023	0,11	0,14	0466	0,17	0,20	0908	0,19	0,23
0024	0,15	0,18	0467	0,11	0,14	0909	0,17	0,21
0025	0,21	0,26	0468	0,16	0,19	0910	0,20	0,25
0026	0,19	0,23	0469	0,15	0,18	0911	0,21	0,26
0027	0,18	0,22	0470	0,10	0,12	0912	0,25	0,31
0028	0,15	0,19	0471	0,11	0,14	0913	0,18	0,22
0029	0,17	0,20	0472	0,18	0,22	0914	0,17	0,20
0030	0,24	0,29	0473	0,11	0,14	0915	0,25	0,31
0031	0,16	0,20	0474	0,14	0,17	0916	0,18	0,22
0032	0,22	0,27	0475	0,18	0,22	0917	0,26	0,31
0033	0,19	0,23	0476	0,09	0,11	0918	0,15	0,19
0034	0,19	0,23	0477	0,19	0,24	0919	0,21	0,26
0035	0,15	0,18	0478	0,20	0,25	0920	0,23	0,28
0036	0,17	0,21	0479	0,15	0,18	0921	0,19	0,24
0037	0,21	0,26	0480	0,15	0,19	0922	0,22	0,27
0038	0,18	0,22	0481	0,17	0,20	0923	0,16	0,20
0039	0,21	0,26	0482	0,15	0,19	0924	0,19	0,23
0040	0,25	0,31	0483	0,14	0,18	0925	0,17	0,21
0041	0,22	0,27	0484	0,13	0,16	0926	0,21	0,26

Continua na página seguinte.

Continuação da Tabela 4.

0042	0,17	0,21	0485	0,13	0,16	0927	0,16	0,19
0043	0,14	0,17	0486	0,12	0,15	0928	0,18	0,22
0044	0,18	0,22	0487	0,10	0,13	0929	0,19	0,23
0045	0,11	0,13	0488	0,15	0,18	0930	0,20	0,25
0046	0,21	0,26	0489	0,11	0,13	0931	0,19	0,23
0047	0,20	0,24	0490	0,17	0,21	0932	0,12	0,15
0048	0,12	0,15	0491	0,16	0,19	0933	0,20	0,24
0049	0,13	0,16	0492	0,11	0,13	0934	0,18	0,22
0050	0,20	0,24	0493	0,18	0,23	0935	0,18	0,22
0051	0,13	0,16	0494	0,10	0,12	0936	0,24	0,30
0052	0,18	0,22	0495	0,14	0,17	0937	0,19	0,24
0053	0,16	0,20	0496	0,13	0,15	0938	0,17	0,21
0054	0,16	0,19	0497	0,13	0,16	0939	0,13	0,16
0055	0,16	0,20	0498	0,16	0,19	0940	0,18	0,22
0056	0,18	0,22	0499	0,21	0,26	0941	0,18	0,22
0057	0,19	0,23	0500	0,14	0,17	0942	0,19	0,23
0058	0,22	0,27	0501	0,09	0,11	0943	0,19	0,24
0059	0,20	0,25	0502	0,15	0,18	0944	0,18	0,22
0060	0,18	0,22	0503	0,15	0,18	0945	0,22	0,27
0061	0,16	0,20	0504	0,11	0,14	0946	0,15	0,18
0062	0,14	0,17	0505	0,15	0,19	0947	0,22	0,27
0063	0,17	0,20	0506	0,16	0,19	0948	0,22	0,27
0064	0,17	0,21	0507	0,13	0,16	0949	0,18	0,22
0065	0,21	0,25	0508	0,15	0,19	0950	0,21	0,26
0066	0,18	0,22	0509	0,16	0,19	0951	0,17	0,21
0067	0,12	0,15	0510	0,07	0,08	0952	0,16	0,20
0068	0,11	0,14	0511	0,10	0,13	0953	0,19	0,23
0069	0,19	0,23	0512	0,10	0,12	0954	0,18	0,23
0070	0,14	0,17	0513	0,15	0,18	0955	0,18	0,22
0071	0,19	0,23	0514	0,13	0,16	0956	0,15	0,18
0072	0,16	0,20	0515	0,15	0,19	0957	0,20	0,25
0073	0,19	0,23	0516	0,13	0,15	0958	0,15	0,18
0074	0,16	0,20	0517	0,16	0,20	0959	0,14	0,17
0075	0,11	0,14	0518	0,17	0,21	0960	0,17	0,21
0076	0,16	0,19	0519	0,16	0,19	0961	0,18	0,22
0077	0,22	0,27	0520	0,15	0,18	0962	0,22	0,27
0078	0,11	0,13	0521	0,13	0,16	0963	0,17	0,21
0079	0,18	0,22	0522	0,16	0,20	0964	0,23	0,29
0080	0,23	0,28	0523	0,15	0,18	0965	0,16	0,19
0081	0,17	0,21	0524	0,18	0,22	0966	0,16	0,20
0082	0,16	0,20	0525	0,14	0,18	0967	0,14	0,17
0083	0,17	0,20	0526	0,17	0,21	0968	0,20	0,24
0084	0,16	0,20	0527	0,17	0,21	0969	0,17	0,21
0085	0,17	0,21	0528	0,14	0,17	0970	0,11	0,13
0086	0,18	0,22	0529	0,15	0,18	0971	0,17	0,21
0087	0,15	0,19	0530	0,15	0,18	0972	0,16	0,20

Continua na página seguinte.

Continuação da Tabela 4.

0088	0,15	0,19	0531	0,12	0,14	0973	0,17	0,20
0089	0,21	0,25	0532	0,10	0,13	0974	0,11	0,14
0090	0,18	0,22	0533	0,16	0,20	0975	0,20	0,24
0091	0,17	0,21	0534	0,21	0,26	0976	0,22	0,27
0092	0,18	0,22	0535	0,13	0,16	0977	0,19	0,23
0093	0,19	0,23	0536	0,16	0,20	0978	0,17	0,21
0094	0,18	0,22	0537	0,17	0,21	0979	0,19	0,23
0095	0,16	0,20	0538	0,17	0,21	0980	0,16	0,20
0096	0,15	0,18	0539	0,15	0,18	0981	0,17	0,21
0097	0,14	0,17	0540	0,13	0,16	0982	0,23	0,29
0098	0,15	0,19	0541	0,14	0,17	0983	0,18	0,23
0099	0,13	0,16	0542	0,17	0,21	0984	0,17	0,21
0100	0,20	0,24	0543	0,17	0,20	0985	0,16	0,20
0101	0,19	0,23	0544	0,13	0,16	0986	0,18	0,22
0102	0,15	0,19	0545	0,15	0,18	0987	0,11	0,14
0103	0,19	0,23	0546	0,16	0,20	0988	0,17	0,21
0104	0,16	0,20	0547	0,11	0,14	0989	0,19	0,23
0105	0,16	0,20	0548	0,12	0,15	0990	0,21	0,26
0106	0,15	0,18	0549	0,14	0,18	0991	0,20	0,25
0107	0,17	0,20	0550	0,14	0,18	0992	0,17	0,20
0108	0,16	0,19	0551	0,11	0,14	0993	0,18	0,22
0109	0,14	0,17	0552	0,15	0,18	0994	0,18	0,22
0110	0,15	0,18	0553	0,13	0,16	0995	0,19	0,23
0111	0,15	0,19	0554	0,12	0,14	0996	0,19	0,23
0112	0,20	0,24	0555	0,14	0,17	0997	0,12	0,14
0113	0,15	0,19	0556	0,14	0,17	0998	0,16	0,19
0114	0,17	0,21	0557	0,12	0,14	0999	0,17	0,21
0115	0,17	0,21	0558	0,18	0,22	1000	0,20	0,24
0116	0,15	0,19	0559	0,18	0,22	1001	0,15	0,18
0117	0,12	0,15	0560	0,13	0,16	1002	0,17	0,20
0118	0,18	0,23	0561	0,13	0,16	1003	0,13	0,16
0119	0,16	0,19	0562	0,17	0,21	1004	0,14	0,18
0120	0,18	0,22	0563	0,14	0,17	1005	0,14	0,17
0121	0,22	0,28	0564	0,13	0,16	1006	0,18	0,22
0122	0,14	0,17	0565	0,19	0,23	1007	0,16	0,20
0123	0,18	0,22	0566	0,11	0,13	1008	0,17	0,21
0124	0,15	0,19	0567	0,15	0,18	1009	0,17	0,21
0125	0,17	0,21	0568	0,11	0,13	1010	0,15	0,19
0126	0,12	0,15	0569	0,16	0,20	1011	0,20	0,25
0127	0,15	0,18	0570	0,17	0,21	1012	0,17	0,20
0128	0,18	0,22	0571	0,14	0,17	1013	0,14	0,17
0129	0,19	0,24	0572	0,17	0,21	1014	0,15	0,18
0130	0,19	0,24	0573	0,17	0,21	1015	0,17	0,21
0131	0,16	0,19	0574	0,11	0,13	1016	0,16	0,19
0132	0,16	0,20	0575	0,09	0,11	1017	0,18	0,22
0133	0,19	0,23	0576	0,09	0,11	1018	0,22	0,27

Continua na página seguinte.

Continuação da Tabela 4.

0134	0,15	0,18	0577	0,11	0,14	1019	0,18	0,22
0135	0,20	0,25	0578	0,13	0,16	1020	0,15	0,19
0136	0,12	0,15	0579	0,15	0,18	1021	0,21	0,26
0137	0,17	0,21	0580	0,16	0,19	1022	0,13	0,16
0138	0,15	0,18	0581	0,09	0,11	1023	0,14	0,17
0139	0,22	0,27	0582	0,11	0,14	1024	0,18	0,22
0140	0,18	0,23	0583	0,13	0,16	1025	0,16	0,20
0141	0,14	0,17	0584	0,13	0,16	1026	0,20	0,25
0142	0,17	0,21	0585	0,09	0,11	1027	0,20	0,25
0143	0,22	0,27	0586	0,18	0,22	1028	0,14	0,17
0144	0,13	0,16	0587	0,19	0,23	1029	0,15	0,19
0145	0,18	0,22	0588	0,10	0,13	1030	0,12	0,14
0146	0,19	0,24	0589	0,14	0,17	1031	0,18	0,22
0147	0,19	0,23	0590	0,12	0,15	1032	0,17	0,21
0148	0,16	0,20	0591	0,11	0,13	1033	0,16	0,19
0149	0,19	0,23	0592	0,09	0,11	1034	0,21	0,26
0150	0,14	0,17	0593	0,13	0,16	1035	0,11	0,14
0151	0,13	0,16	0594	0,13	0,16	1036	0,11	0,14
0152	0,12	0,15	0595	0,13	0,16	1037	0,16	0,20
0153	0,18	0,22	0596	0,15	0,18	1038	0,18	0,22
0154	0,12	0,15	0597	0,15	0,19	1039	0,15	0,18
0155	0,15	0,18	0598	0,14	0,18	1040	0,18	0,22
0156	0,23	0,29	0599	0,12	0,15	1041	0,17	0,21
0157	0,16	0,20	0600	0,13	0,16	1042	0,13	0,16
0158	0,09	0,11	0601	0,18	0,22	1043	0,18	0,22
0159	0,19	0,24	0602	0,22	0,27	1044	0,18	0,22
0160	0,21	0,26	0603	0,13	0,16	1045	0,16	0,20
0161	0,14	0,17	0604	0,12	0,14	1046	0,18	0,22
0162	0,17	0,21	0605	0,08	0,09	1047	0,13	0,16
0163	0,15	0,18	0606	0,14	0,17	1048	0,22	0,27
0164	0,11	0,14	0607	0,10	0,13	1049	0,19	0,23
0165	0,19	0,23	0608	0,16	0,19	1050	0,18	0,22
0166	0,15	0,19	0609	0,19	0,23	1051	0,20	0,24
0167	0,21	0,25	0610	0,15	0,18	1052	0,19	0,23
0168	0,19	0,23	0611	0,15	0,18	1053	0,16	0,20
0169	0,14	0,18	0612	0,19	0,23	1054	0,18	0,22
0170	0,17	0,21	0613	0,15	0,18	1055	0,21	0,26
0171	0,17	0,21	0614	0,14	0,18	1056	0,19	0,24
0172	0,17	0,21	0615	0,14	0,17	1057	0,18	0,22
0173	0,14	0,17	0616	0,19	0,23	1058	0,23	0,28
0174	0,17	0,20	0617	0,14	0,17	1059	0,14	0,17
0175	0,14	0,17	0618	0,20	0,24	1060	0,23	0,29
0176	0,23	0,28	0619	0,16	0,20	1061	0,15	0,18
0177	0,17	0,21	0620	0,17	0,21	1062	0,17	0,21
0178	0,20	0,24	0621	0,16	0,20	1063	0,18	0,22
0179	0,16	0,19	0622	0,17	0,21	1064	0,18	0,22

Continua na página seguinte.

Continuação da Tabela 4.

0180	0,12	0,15	0623	0,11	0,13	1065	0,15	0,18
0181	0,20	0,25	0624	0,12	0,14	1066	0,19	0,24
0182	0,18	0,22	0625	0,08	0,10	1067	0,15	0,18
0183	0,19	0,24	0626	0,18	0,22	1068	0,15	0,19
0184	0,14	0,17	0627	0,19	0,24	1069	0,20	0,25
0185	0,14	0,17	0628	0,13	0,16	1070	0,17	0,21
0186	0,10	0,12	0629	0,15	0,18	1071	0,14	0,18
0187	0,19	0,23	0630	0,16	0,20	1072	0,17	0,20
0188	0,16	0,19	0631	0,17	0,21	1073	0,22	0,27
0189	0,15	0,19	0632	0,13	0,16	1074	0,16	0,20
0190	0,21	0,26	0633	0,18	0,22	1075	0,18	0,22
0191	0,18	0,22	0634	0,17	0,21	1076	0,18	0,23
0192	0,13	0,16	0635	0,18	0,22	1077	0,15	0,18
0193	0,18	0,23	0636	0,17	0,21	1078	0,18	0,22
0194	0,19	0,23	0637	0,13	0,16	1079	0,15	0,19
0195	0,15	0,19	0638	0,18	0,22	1080	0,18	0,22
0196	0,24	0,29	0639	0,17	0,21	1081	0,19	0,24
0197	0,11	0,13	0640	0,16	0,19	1082	0,11	0,14
0198	0,15	0,19	0641	0,21	0,26	1083	0,17	0,21
0199	0,14	0,17	0642	0,18	0,23	1084	0,16	0,20
0200	0,16	0,20	0643	0,16	0,20	1085	0,18	0,22
0201	0,17	0,21	0644	0,14	0,18	1086	0,13	0,16
0202	0,13	0,16	0645	0,16	0,20	1087	0,11	0,13
0203	0,14	0,18	0646	0,16	0,19	1088	0,17	0,21
0204	0,10	0,12	0647	0,11	0,14	1089	0,16	0,20
0205	0,14	0,17	0648	0,09	0,11	1090	0,14	0,17
0206	0,15	0,18	0649	0,15	0,19	1091	0,16	0,19
0207	0,18	0,22	0650	0,12	0,14	1092	0,17	0,21
0208	0,16	0,20	0651	0,06	0,08	1093	0,19	0,24
0209	0,13	0,16	0652	0,18	0,22	1094	0,13	0,16
0210	0,19	0,24	0653	0,19	0,23	1095	0,16	0,20
0211	0,21	0,26	0654	0,17	0,21	1096	0,22	0,27
0212	0,14	0,18	0655	0,10	0,13	1097	0,14	0,18
0213	0,18	0,22	0656	0,18	0,22	1098	0,15	0,19
0214	0,17	0,21	0657	0,12	0,14	1099	0,16	0,20
0215	0,17	0,20	0658	0,17	0,21	1100	0,14	0,17
0216	0,16	0,20	0659	0,15	0,18	1101	0,18	0,22
0217	0,21	0,26	0660	0,17	0,21	1102	0,19	0,24
0218	0,20	0,25	0661	0,14	0,18	1103	0,16	0,19
0219	0,19	0,24	0662	0,15	0,19	1104	0,19	0,24
0220	0,23	0,28	0663	0,15	0,18	1105	0,15	0,18
0221	0,19	0,23	0664	0,14	0,17	1106	0,25	0,31
0222	0,19	0,23	0665	0,15	0,18	1107	0,19	0,24
0223	0,18	0,22	0666	0,08	0,10	1108	0,17	0,21
0224	0,20	0,25	0667	0,14	0,17	1109	0,20	0,25
0225	0,15	0,19	0668	0,12	0,15	1110	0,16	0,20

Continua na página seguinte.

Continuação da Tabela 4.

0226	0,15	0,18	0669	0,19	0,24	1111	0,15	0,18
0227	0,14	0,18	0670	0,10	0,13	1112	0,22	0,27
0228	0,18	0,22	0671	0,15	0,19	1113	0,15	0,19
0229	0,13	0,16	0672	0,17	0,21	1114	0,14	0,18
0230	0,11	0,14	0673	0,14	0,18	1115	0,14	0,18
0231	0,18	0,22	0674	0,19	0,23	1116	0,16	0,20
0232	0,14	0,18	0675	0,15	0,18	1117	0,17	0,21
0233	0,17	0,21	0676	0,18	0,22	1118	0,14	0,18
0234	0,19	0,23	0677	0,18	0,22	1119	0,17	0,20
0235	0,21	0,25	0678	0,20	0,24	1120	0,17	0,21
0236	0,15	0,18	0679	0,16	0,19	1121	0,21	0,26
0237	0,16	0,20	0680	0,23	0,28	1122	0,17	0,21
0238	0,09	0,11	0681	0,18	0,22	1123	0,18	0,23
0239	0,21	0,25	0682	0,12	0,14	1124	0,13	0,16
0240	0,14	0,18	0683	0,17	0,21	1125	0,11	0,13
0241	0,14	0,17	0684	0,14	0,17	1126	0,15	0,19
0242	0,18	0,22	0685	0,20	0,25	1127	0,16	0,19
0243	0,06	0,07	0686	0,09	0,11	1128	0,15	0,18
0244	0,11	0,14	0687	0,15	0,19	1129	0,16	0,20
0245	0,10	0,12	0688	0,17	0,21	1130	0,20	0,25
0246	0,13	0,16	0689	0,17	0,20	1131	0,16	0,19
0247	0,05	0,06	0690	0,21	0,26	1132	0,20	0,24
0248	0,10	0,12	0691	0,17	0,21	1133	0,19	0,23
0249	0,12	0,15	0692	0,21	0,26	1134	0,13	0,16
0250	0,12	0,15	0693	0,22	0,27	1135	0,16	0,20
0251	0,11	0,14	0694	0,15	0,18	1136	0,12	0,15
0252	0,12	0,14	0695	0,14	0,18	1137	0,16	0,19
0253	0,12	0,15	0696	0,13	0,16	1138	0,17	0,21
0254	0,11	0,14	0697	0,14	0,17	1139	0,13	0,16
0255	0,13	0,16	0698	0,15	0,19	1140	0,18	0,22
0256	0,05	0,06	0699	0,15	0,18	1141	0,11	0,13
0257	0,13	0,16	0700	0,18	0,22	1142	0,11	0,14
0258	0,16	0,19	0701	0,17	0,20	1143	0,18	0,22
0259	0,13	0,16	0702	0,17	0,20	1144	0,18	0,22
0260	0,13	0,16	0703	0,16	0,20	1145	0,13	0,16
0261	0,15	0,19	0704	0,16	0,20	1146	0,17	0,21
0262	0,12	0,14	0705	0,20	0,25	1147	0,15	0,18
0263	0,18	0,22	0706	0,23	0,28	1148	0,18	0,22
0264	0,21	0,26	0707	0,15	0,18	1149	0,21	0,26
0265	0,19	0,23	0708	0,12	0,15	1150	0,19	0,23
0266	0,16	0,20	0709	0,11	0,14	1151	0,17	0,21
0267	0,07	0,09	0710	0,15	0,19	1152	0,11	0,14
0268	0,15	0,18	0711	0,20	0,24	1153	0,19	0,23
0269	0,18	0,22	0712	0,21	0,25	1154	0,13	0,16
0270	0,13	0,16	0713	0,21	0,25	1155	0,14	0,17
0271	0,13	0,16	0714	0,13	0,16	1156	0,15	0,18

Continua na página seguinte.

Continuação da Tabela 4.

0272	0,12	0,15	0715	0,13	0,16	1157	0,17	0,21
0273	0,12	0,15	0716	0,17	0,21	1158	0,15	0,18
0274	0,15	0,19	0717	0,16	0,19	1159	0,16	0,19
0275	0,16	0,19	0718	0,14	0,17	1160	0,16	0,2
0276	0,15	0,18	0719	0,17	0,21	1161	0,14	0,18
0277	0,16	0,19	0720	0,18	0,22	1162	0,13	0,16
0278	0,16	0,20	0721	0,15	0,18	1163	0,15	0,19
0279	0,18	0,22	0722	0,13	0,16	1164	0,21	0,25
0280	0,14	0,17	0723	0,18	0,22	1165	0,14	0,17
0281	0,16	0,20	0724	0,18	0,23	1166	0,11	0,14
0282	0,17	0,21	0725	0,17	0,21	1167	0,17	0,21
0283	0,15	0,18	0726	0,15	0,19	1168	0,20	0,25
0284	0,18	0,22	0727	0,20	0,24	1169	0,21	0,26
0285	0,18	0,23	0728	0,17	0,20	1170	0,16	0,20
0286	0,19	0,23	0729	0,10	0,12	1171	0,21	0,26
0287	0,20	0,25	0730	0,18	0,22	1172	0,18	0,22
0288	0,12	0,15	0731	0,24	0,30	1173	0,19	0,23
0289	0,19	0,23	0732	0,22	0,27	1174	0,19	0,24
0290	0,15	0,19	0733	0,20	0,24	1175	0,22	0,27
0291	0,14	0,17	0734	0,17	0,21	1176	0,17	0,21
0292	0,14	0,18	0735	0,17	0,20	1177	0,18	0,22
0293	0,17	0,21	0736	0,18	0,22	1178	0,16	0,20
0294	0,18	0,22	0737	0,18	0,22	1179	0,12	0,15
0295	0,17	0,21	0738	0,24	0,30	1180	0,16	0,20
0296	0,12	0,14	0739	0,22	0,27	1181	0,16	0,20
0297	0,14	0,17	0740	0,17	0,21	1182	0,15	0,19
0298	0,11	0,14	0741	0,24	0,29	1183	0,18	0,22
0299	0,18	0,22	0742	0,09	0,11	1184	0,16	0,20
0300	0,14	0,17	0743	0,20	0,24	1185	0,14	0,17
0301	0,16	0,19	0744	0,15	0,19	1186	0,13	0,16
0302	0,16	0,20	0745	0,15	0,19	1187	0,16	0,20
0303	0,15	0,19	0746	0,20	0,24	1188	0,12	0,15
0304	0,11	0,14	0747	0,17	0,21	1189	0,18	0,22
0305	0,12	0,14	0748	0,17	0,21	1190	0,11	0,13
0306	0,16	0,20	0749	0,18	0,22	1191	0,19	0,23
0307	0,16	0,19	0750	0,14	0,18	1192	0,14	0,17
0308	0,15	0,18	0751	0,18	0,22	1193	0,26	0,32
0309	0,14	0,17	0752	0,22	0,27	1194	0,19	0,23
0310	0,06	0,07	0753	0,19	0,23	1195	0,13	0,16
0311	0,20	0,25	0754	0,16	0,20	1196	0,14	0,17
0312	0,12	0,15	0755	0,18	0,23	1197	0,17	0,21
0313	0,19	0,23	0756	0,19	0,23	1198	0,11	0,14
0314	0,21	0,25	0757	0,21	0,26	1199	0,22	0,27
0315	0,16	0,20	0758	0,18	0,22	1200	0,16	0,19
0316	0,15	0,19	0759	0,22	0,27	1201	0,23	0,28
0317	0,14	0,17	0760	0,17	0,21	1202	0,14	0,17

Continua na página seguinte.

Continuação da Tabela 4.

0318	0,18	0,23	0761	0,22	0,27	1203	0,20	0,24
0319	0,12	0,15	0762	0,17	0,20	1204	0,17	0,21
0320	0,14	0,17	0763	0,18	0,22	1205	0,18	0,22
0321	0,20	0,24	0764	0,21	0,25	1206	0,17	0,21
0322	0,13	0,16	0765	0,22	0,27	1207	0,16	0,20
0323	0,14	0,18	0766	0,18	0,22	1208	0,12	0,15
0324	0,18	0,22	0767	0,16	0,19	1209	0,22	0,26
0325	0,13	0,17	0768	0,16	0,19	1210	0,19	0,23
0326	0,19	0,24	0769	0,14	0,17	1211	0,20	0,25
0327	0,16	0,20	0770	0,18	0,22	1212	0,21	0,26
0328	0,19	0,24	0771	0,23	0,28	1213	0,22	0,27
0329	0,14	0,17	0772	0,18	0,23	1214	0,22	0,27
0330	0,16	0,20	0773	0,14	0,18	1215	0,31	0,38
0331	0,14	0,17	0774	0,20	0,25	1216	0,16	0,20
0332	0,21	0,26	0775	0,13	0,16	1217	0,17	0,20
0333	0,14	0,17	0776	0,22	0,27	1218	0,16	0,20
0334	0,16	0,19	0777	0,17	0,21	1219	0,15	0,18
0335	0,18	0,22	0778	0,21	0,25	1220	0,23	0,28
0336	0,18	0,22	0779	0,18	0,22	1221	0,09	0,11
0337	0,10	0,13	0780	0,20	0,24	1222	0,24	0,30
0338	0,17	0,21	0781	0,19	0,23	1223	0,19	0,24
0339	0,15	0,19	0782	0,16	0,19	1224	0,22	0,27
0340	0,21	0,25	0783	0,17	0,21	1225	0,24	0,29
0341	0,15	0,18	0784	0,13	0,16	1226	0,28	0,34
0342	0,13	0,16	0785	0,17	0,21	1227	0,20	0,24
0343	0,24	0,29	0786	0,16	0,20	1228	0,25	0,31
0344	0,14	0,17	0787	0,16	0,19	1229	0,21	0,26
0345	0,17	0,21	0788	0,16	0,20	1230	0,25	0,31
0346	0,12	0,15	0789	0,17	0,20	1231	0,23	0,28
0347	0,22	0,27	0790	0,21	0,25	1232	0,22	0,27
0348	0,17	0,21	0791	0,14	0,17	1233	0,23	0,28
0349	0,17	0,21	0792	0,19	0,24	1234	0,21	0,26
0350	0,15	0,19	0793	0,15	0,19	1235	0,20	0,25
0351	0,13	0,16	0794	0,23	0,28	1236	0,21	0,25
0352	0,17	0,21	0795	0,17	0,21	1237	0,17	0,21
0353	0,17	0,21	0796	0,23	0,28	1238	0,18	0,22
0354	0,14	0,17	0797	0,24	0,29	1239	0,23	0,29
0355	0,12	0,15	0798	0,16	0,19	1240	0,20	0,25
0356	0,14	0,17	0799	0,17	0,21	1241	0,15	0,19
0357	0,18	0,22	0800	0,13	0,16	1242	0,23	0,28
0358	0,13	0,16	0801	0,22	0,27	1243	0,20	0,25
0359	0,19	0,23	0802	0,17	0,21	1244	0,20	0,25
0360	0,12	0,14	0803	0,18	0,23	1245	0,22	0,27
0361	0,10	0,12	0804	0,19	0,23	1246	0,20	0,24
0362	0,12	0,14	0805	0,19	0,24	1247	0,22	0,27
0363	0,16	0,19	0806	0,14	0,17	1248	0,22	0,27

Continua na página seguinte.

Continuação da Tabela 4.

0364	0,11	0,13	0807	0,22	0,27	1249	0,23	0,28
0365	0,17	0,21	0808	0,19	0,23	1250	0,25	0,31
0366	0,12	0,15	0809	0,18	0,22	1251	0,22	0,27
0367	0,07	0,09	0810	0,21	0,25	1252	0,23	0,29
0368	0,13	0,16	0811	0,15	0,18	1253	0,26	0,32
0369	0,11	0,13	0812	0,19	0,24	1254	0,21	0,26
0370	0,11	0,14	0813	0,18	0,23	1255	0,19	0,24
0371	0,16	0,20	0814	0,15	0,18	1256	0,20	0,25
0372	0,14	0,17	0815	0,16	0,20	1257	0,20	0,25
0373	0,12	0,14	0816	0,15	0,18	1258	0,27	0,33
0374	0,16	0,20	0817	0,13	0,16	1259	0,20	0,25
0375	0,15	0,18	0818	0,12	0,15	1260	0,19	0,24
0376	0,14	0,17	0819	0,11	0,13	1261	0,20	0,25
0377	0,14	0,18	0820	0,19	0,23	1262	0,17	0,21
0378	0,13	0,16	0821	0,16	0,19	1263	0,19	0,24
0379	0,12	0,15	0822	0,12	0,15	1264	0,19	0,23
0380	0,13	0,16	0823	0,16	0,19	1265	0,25	0,30
0381	0,14	0,17	0824	0,13	0,16	1266	0,21	0,25
0382	0,16	0,20	0825	0,16	0,20	1267	0,17	0,21
0383	0,08	0,10	0826	0,24	0,29	1268	0,28	0,34
0384	0,11	0,14	0827	0,14	0,17	1269	0,25	0,31
0385	0,11	0,14	0828	0,16	0,19	1270	0,26	0,32
0386	0,14	0,17	0829	0,19	0,23	1271	0,28	0,35
0387	0,12	0,14	0830	0,22	0,27	1272	0,21	0,26
0388	0,15	0,18	0831	0,17	0,21	1273	0,22	0,27
0389	0,10	0,13	0832	0,17	0,21	1274	0,23	0,29
0390	0,10	0,13	0833	0,21	0,26	1275	0,23	0,28
0391	0,19	0,23	0834	0,22	0,27	1276	0,24	0,30
0392	0,15	0,19	0835	0,20	0,25	1277	0,16	0,19
0393	0,09	0,11	0836	0,18	0,22	1278	0,22	0,27
0394	0,19	0,23	0837	0,20	0,24	1279	0,20	0,24
0395	0,16	0,20	0838	0,19	0,23	1280	0,23	0,28
0396	0,18	0,22	0839	0,13	0,15	1281	0,18	0,22
0397	0,14	0,17	0840	0,14	0,18	1282	0,23	0,28
0398	0,13	0,16	0841	0,20	0,24	1283	0,13	0,16
0399	0,12	0,14	0842	0,20	0,25	1284	0,25	0,31
0400	0,16	0,20	0843	0,14	0,17	1285	0,18	0,22
0401	0,23	0,28	0844	0,18	0,22	1286	0,17	0,21
0402	0,15	0,18	0845	0,14	0,17	1287	0,22	0,27
0403	0,11	0,14	0846	0,14	0,17	1288	0,20	0,24
0404	0,18	0,22	0847	0,15	0,19	1289	0,16	0,20
0405	0,15	0,18	0848	0,14	0,17	1290	0,19	0,23
0406	0,12	0,15	0849	0,09	0,12	1291	0,20	0,24
0407	0,15	0,19	0850	0,12	0,15	1292	0,15	0,19
0408	0,17	0,21	0851	0,18	0,22	1293	0,20	0,24
0409	0,19	0,23	0852	0,15	0,18	1294	0,18	0,22

Continua na página seguinte.

Continuação da Tabela 4.

0410	0,12	0,14	0853	0,13	0,16	1295	0,24	0,30
0411	0,18	0,22	0854	0,19	0,23	1296	0,20	0,24
0412	0,17	0,21	0855	0,16	0,20	1297	0,14	0,17
0413	0,17	0,21	0856	0,11	0,13	1298	0,24	0,30
0414	0,12	0,14	0857	0,14	0,17	1299	0,20	0,24
0415	0,15	0,18	0858	0,14	0,17	1300	0,18	0,22
0416	0,15	0,19	0859	0,19	0,23	1301	0,20	0,25
0417	0,16	0,19	0860	0,22	0,27	1302	0,20	0,25
0418	0,15	0,19	0861	0,21	0,25	1303	0,21	0,25
0419	0,21	0,26	0862	0,16	0,20	1304	0,25	0,30
0420	0,17	0,21	0863	0,14	0,17	1305	0,18	0,23
0421	0,15	0,19	0864	0,23	0,29	1306	0,21	0,25
0422	0,16	0,20	0865	0,18	0,22	1307	0,19	0,23
0423	0,18	0,22	0866	0,15	0,19	1308	0,21	0,26
0424	0,15	0,18	0867	0,19	0,24	1309	0,21	0,25
0425	0,12	0,15	0868	0,18	0,22	1310	0,22	0,27
0426	0,17	0,21	0869	0,19	0,23	1311	0,22	0,27
0427	0,15	0,18	0870	0,18	0,22	1312	0,21	0,26
0428	0,10	0,12	0871	0,17	0,20	1313	0,20	0,25
0429	0,16	0,19	0872	0,17	0,21	1314	0,23	0,29
0430	0,14	0,17	0873	0,17	0,21	1315	0,18	0,22
0431	0,12	0,15	0874	0,12	0,15	1316	0,24	0,29
0432	0,09	0,11	0875	0,15	0,19	1317	0,20	0,24
0433	0,14	0,17	0876	0,15	0,18	1318	0,22	0,27
0434	0,17	0,21	0877	0,19	0,24	1319	0,19	0,23
0435	0,14	0,17	0878	0,24	0,29	1320	0,24	0,29
0436	0,15	0,19	0879	0,23	0,28	1321	0,23	0,29
0437	0,21	0,26	0880	0,23	0,28	1322	0,20	0,24
0438	0,18	0,22	0881	0,17	0,21	1323	0,18	0,22
0439	0,14	0,18	0882	0,18	0,22	1324	0,25	0,30
0440	0,14	0,18	0883	0,20	0,24	1325	0,19	0,23
0441	0,14	0,17	0884	0,17	0,20	1326	0,15	0,19
0442	0,19	0,24	0885	0,20	0,24	1327	0,19	0,24
0443	0,16	0,20	----	----	----	----	----	----

Medidas: área urbana de 0001 a 1.219; área rural de 1.220 a 1.327.