



AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**MONITORAÇÃO DE Rn-222 NOS GALPÕES DE ARMAZENAMENTO DE REJEITOS
RADIOATIVOS DO IPEN**

FÁBIO HERIQUE MANOCCHI

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

Orientador:

Dr. José Claudio Dellamano

SÃO PAULO

2014

AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**MONITORAÇÃO DE Rn-222 NOS GALPÕES DE ARMAZENAMENTO DE REJEITOS
RADIOATIVOS DO IPEN**

FÁBIO HERIQUE MANOCCHI

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

Orientador:

Dr. José Claudio Dellamano

VERSÃO ORIGINAL

VERSÃO ORIGINAL DISPONÍVEL NO IPEN

SÃO PAULO

2014

Dedico este trabalho aos
meus pais Débora e Walter
que sempre me apoiaram.

AGRADECIMENTOS

- Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares pela oportunidade de realizar este trabalho;
- Ao Dr. José Claudio Dellamano pela oportunidade dada a mim para realizar este trabalho. Pela orientação. Por muito me ensinar. E pela paciência nos meus momentos difíceis;
- A Dr^a Márcia Pires de Campos pela oportunidade dada a mim para realizar este trabalho. Pela orientação. Por muito me ensinar. E pela paciência nos meus momentos difíceis;
- Aos meus pais pelo constante apoio. Sem vocês nada seria;
- A minha esposa Evelin pela paciência e ajuda sempre;
- A amiga Graziela Mendonça da Silva pela constante ajuda na coleta dos dados;
- A todos os amigos que fiz no Laboratório de Radiometria Ambiental (LRA). Foi uma época marcante na minha vida;
- A todos que de alguma maneira colaboraram para a execução deste trabalho.

MONITORAÇÃO DE Rn-222 NOS GALPÕES DE ARMAZENAMENTO DE REJEITOS RADIOATIVOS DO IPEN

Fábio Henrique Manocchi

RESUMO

Neste trabalho foi avaliada a dose efetiva recebida pelos trabalhadores da Gerência de Rejeitos Radioativos do IPEN devido à inalação de ^{222}Rn nos galpões de armazenamento de rejeitos radioativos tratados e não tratados. As concentrações de ^{222}Rn no interior dos galpões foram determinadas por meio da técnica de detecção passiva com detectores de traços nucleares do estado sólido (SSNTD). O detector utilizado foi o CR-39 inserido em uma câmara de difusão do tipo NRPB. Foram monitorados um total de 12 pontos internos e 1 ponto externo no galpão de rejeitos radioativos tratados G4 e 13 pontos no galpão de rejeitos radioativos não tratados G3, durante um período de 11 meses, entre junho de 2012 e maio de 2013. As concentrações variaram de $0,73 \pm 0,08$ e $4,55 \pm 0,16$ $\text{kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ entre os períodos de monitoramento no galpão G4 e entre $0,61 \pm 0,07$ e $2,94 \pm 0,12$ $\text{kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ no galpão G3. A dose efetiva devido à inalação de ^{222}Rn no interior dos galpões de rejeitos radioativos foi calculada de acordo com os procedimentos da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) a partir de um fator de conversão de dose, da concentração média do ^{222}Rn no ar e do tempo de exposição dos indivíduos. Os valores de doses apresentados são uma média das concentrações entre os períodos de monitoramento que variam $15,70$ $\text{mSv}\cdot\text{a}^{-1}$ no G4 e de $9,27$ $\text{mSv}\cdot\text{a}^{-1}$ no G3, sendo que em um dos períodos obtiveram-se valores superiores ao estabelecidos pelo órgão regulador (CNEN) e recomendados pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) de 20 $\text{mSv}\cdot\text{a}^{-1}$ para indivíduos ocupacionalmente expostos, indicando a necessidade de medidas mitigadoras. Cabe, contudo, informar que foi considerada uma hipótese bastante conservativa de 2000 horas de trabalho no local.

222Rn MONITORING IN THE RADIOACTIVE STORAGE IPEN

Fábio Henrique Manocchi

Abstract

Some radionuclides that make up the radioactive series are noted for their contribution to the total exposure to which individuals are subjected, an important example is known as radon ^{222}Rn and their descendants, responsible for more than half of the radiation dose received by the population due to natural sources. In this work the effective dose received by the workers of the Management of Radioactive Waste in IPEN due to inhalation of ^{222}Rn in storage sheds from treated and untreated radioactive waste was evaluated. Concentrations of ^{222}Rn inside the sheds of treated and untreated radioactive waste G3 and G4 were determined by the technique of passive detection with solid state nuclear track (SSNTD) detectors. The detector used was CR-39 inserted in a diffusion chamber type NRPB. A total of 12 internal points and 1 external point were monitored in the shed radioactive waste treated G4 and 13 points in the shed radioactive waste untreated G3, for a period of 11 months between June 2012 and May 2013. Concentrations ranged 0.73 ± 0.08 to 4.55 ± 0.16 $\text{kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ among the monitoring periods in the shed G4 and between 0.61 ± 0.07 and 2.94 ± 0.12 $\text{kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ in the shed G3. The effective dose due to inhalation of ^{222}Rn inside the sheds radioactive waste was calculated according to the procedures of the International Commission on Radiological Protection (ICRP) from a conversion factor of dose, the mean concentration of ^{222}Rn in the air and time of exposure of individuals. The dose values for G4 and G3 are 15.70 and 9.27 $\text{mSv}\cdot\text{a}^{-1}$ respectively, this being greater than the value established by the National Nuclear Energy Commission (CNEN) and recommended by the International Commission on Radiological Protection (ICRP) 20 mSv / a for occupationally exposed individuals, thus indicating the need for mitigation measures. It should, however, report that was considered a very conservative assumption of 2,000 hours of work on site.

Sumário

| | |
|---|----|
| 1. INTRODUÇÃO | 10 |
| 1.1 Radônio e filhos | 14 |
| 1.2 Rejeitos Radioativos | 16 |
| 1.3 Objetivos | 23 |
| 2. MATERIAIS E MÉTODOS | 25 |
| 2.1 Detecção Ativa de ^{222}Rn | 25 |
| 2.2 Detecção Passiva de ^{222}Rn | 26 |
| 2.3 Determinação da concentração de ^{222}Rn no ar | 28 |
| 2.4 Fator calibração | 29 |
| 2.5 Dose efetiva devido à inalação de radônio | 31 |
| 3. PARTE EXPERIMENTAL | 36 |
| 3.1 Ponto de monitoramento | 36 |
| 3.2 Montagem das câmaras de difusão | 39 |
| 3.3 Processo de revelação dos detectores | 40 |
| 3.4 Processo de leitura dos detectores | 41 |
| 4. RESULTADOS E DISCUSSÕES | 44 |
| 4.1 Concentração de ^{222}Rn | 44 |
| 4.2 Dose Efetiva devido à inalação de ^{222}Rn | 51 |
| 5. CONCLUSÕES | 54 |
| 6. REFERÊNCIAS | 56 |

1. Introdução

O ser humano está constantemente exposto a várias fontes de radiação, entre elas, a radioatividade natural, os testes nucleares, as atividades ocupacionais, as aplicações médicas e a geração núcleo-elétrica. De todas as fontes de radiação, a radioatividade natural é, sem dúvida, a mais importante, contribuindo com aproximadamente 70% da dose efetiva recebida pela população (UNSCEAR, 2000).

As fontes naturais de radiação podem ser classificadas em fontes externas, tais como os raios cósmicos e elementos radioativos presentes no solo e nos materiais de construção e em fontes internas que resultam da inalação e ingestão de elementos radioativos naturais presentes no ar e na dieta alimentar.

Os radionuclídeos naturais podem ser divididos em primordiais, de meia vida muito longa, e cosmogênicos que são produzidos pela interação da radiação cósmica com átomos alvo na atmosfera como o ^{14}C , ^3H e o ^{22}Na (NCRP-45, 1975).

Os radionuclídeos primordiais presentes na crosta terrestre podem ser classificados em radionuclídeos que compõem as séries radioativas do ^{238}U (meia vida $4,47 \times 10^9$ anos), do ^{232}Th (meia vida $1,40 \times 10^{10}$ anos) e do ^{235}U ($7,04 \times 10^8$ anos) e que decaem para isótopos estáveis do chumbo e radionuclídeos naturais como o ^{40}K (meia vida $1,28 \times 10^9$ anos) (Littlefield, T. A. and Thorley, N, 1963; Livesey, D. L, 1966; Eisenbud, 1987).

Dentre as três séries radioativas existentes, as que despertam o maior interesse em se tratando da proteção radiológica são as séries do ^{238}U e do ^{232}Th , pois o ^{238}U representa 99,27% do urânio natural que é encontrado em toda a crosta terrestre na forma de minérios e em quantidades traço em todos os tipos de rochas e minerais, e o tório é encontrado em várias rochas e solos com 100% de ^{232}Th . Já o ^{235}U contribui com apenas 0,7% do urânio natural (Eisenbud, 1987, Campos, 1994, Caccuri, 2007). As figuras 1, 2 e 3 mostram as séries radioativas do ^{238}U , ^{232}Th e ^{235}U .

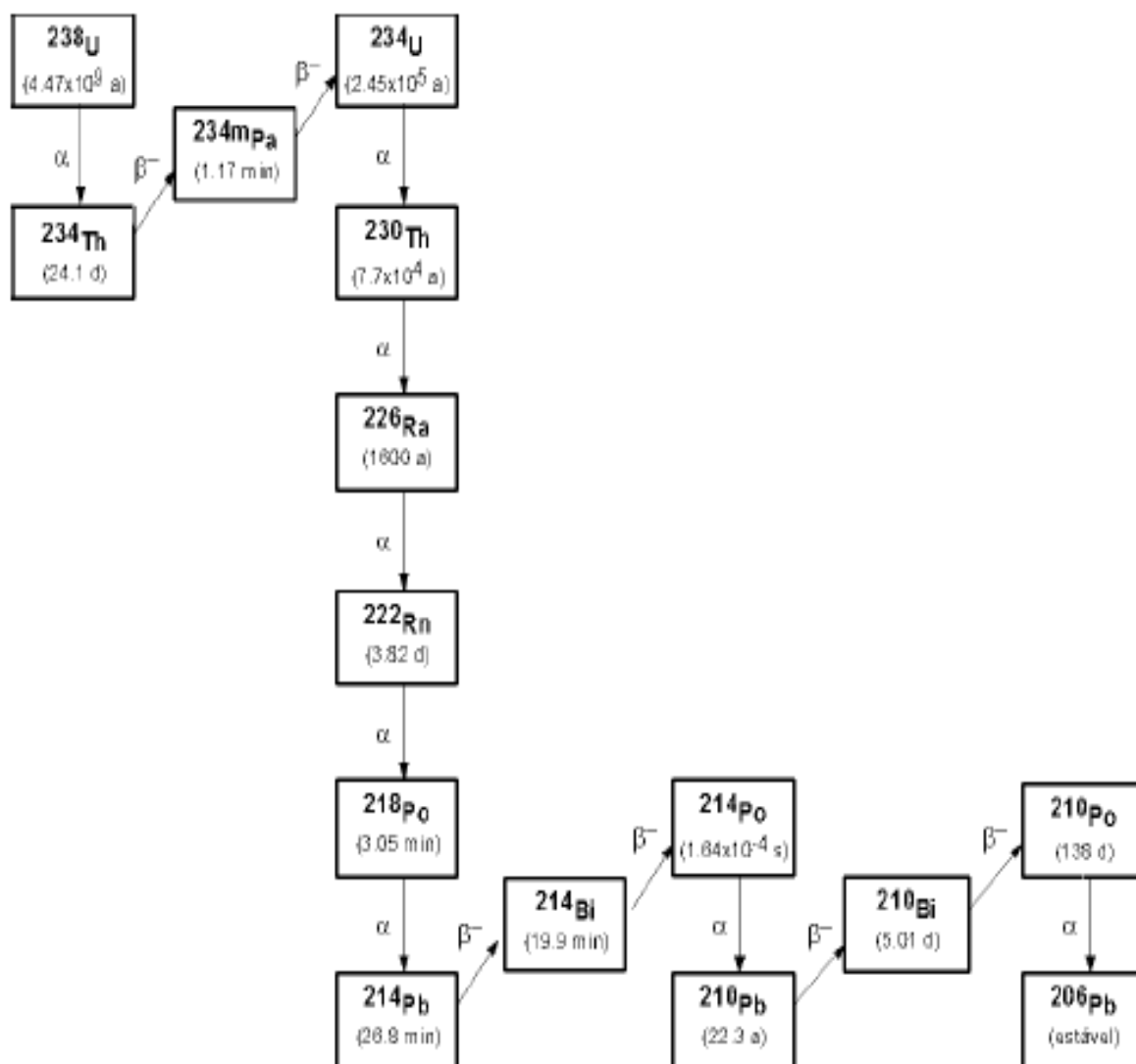


Figura 1. Série radioativa do ^{238}U (NCRP-94, 1987).

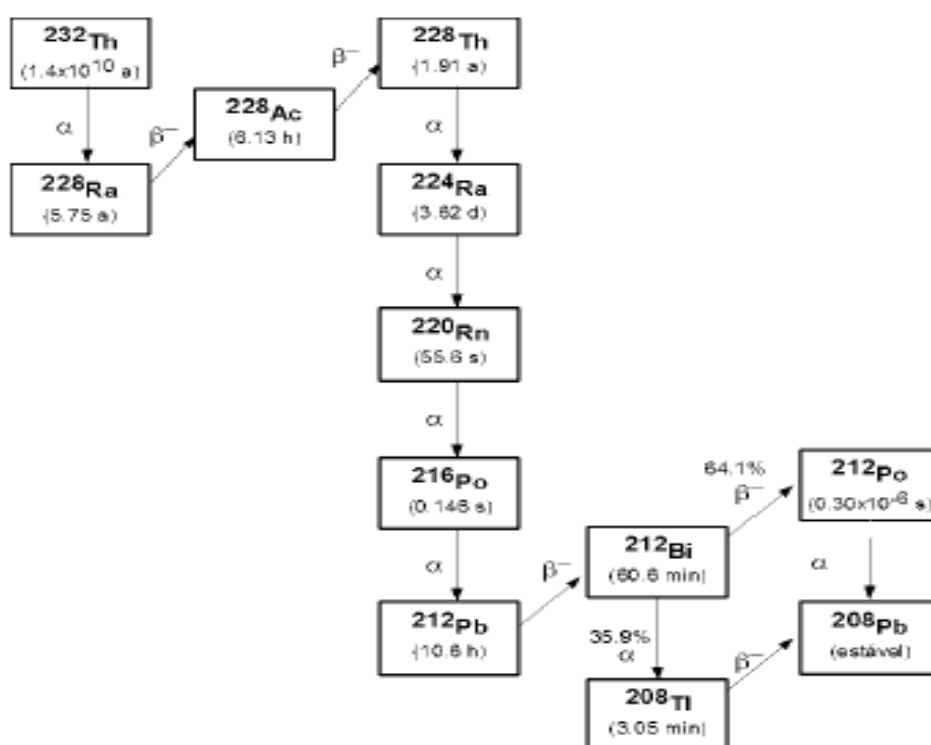


Figura 2. Série radioativa do ^{232}Th (NCRP-94, 1987).

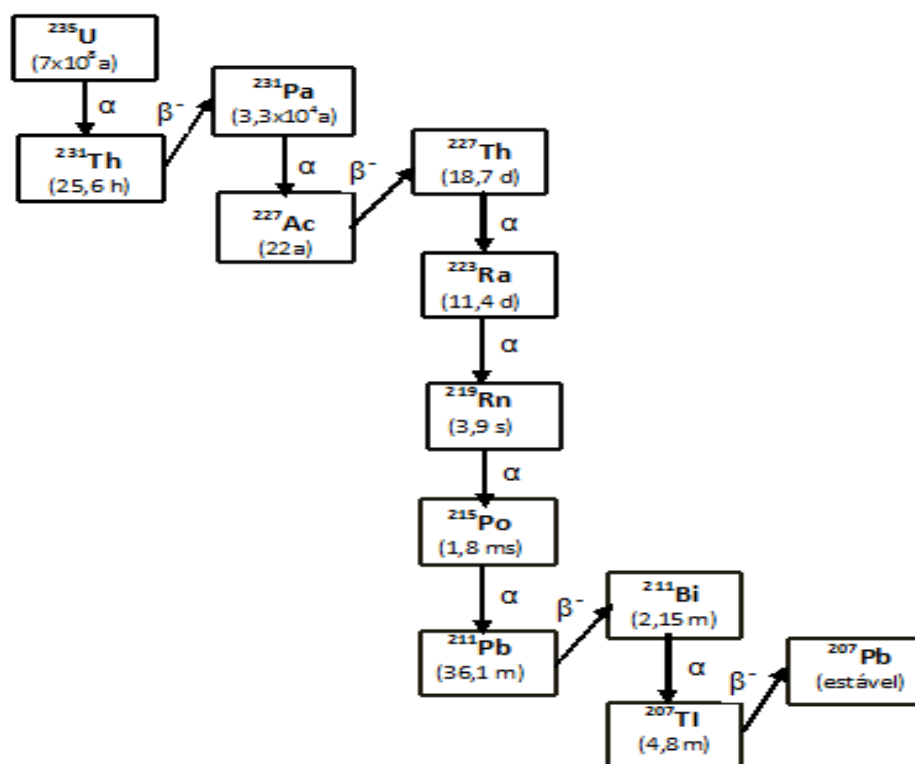


Figura 3. Série radioativa do ^{235}U (NCRP-94, 1987).

Alguns radionuclídeos que compõem as séries radioativas destacam-se por sua contribuição à exposição total a qual os indivíduos estão submetidos, um exemplo importante é o ^{222}Rn conhecido como radônio e seus descendentes, responsáveis por mais da metade da dose de radiação recebida pela população devido às fontes naturais (UNSCEAR, 2000).

A estimativa dos danos à saúde devidos à inalação de ^{222}Rn vem sendo extensivamente estudada, sendo que o câncer de pulmão em mineiros, conhecido como doença das montanhas, trouxe informações da relação entre inalação de radônio e casos de câncer de pulmão (ICRP-32, 1981).

Nas áreas da medicina, indústria e pesquisa são utilizados materiais emissores de radiação, tais como, fontes de rádio, urânio, tório, irídio, iodo, entre outros; esses materiais geram subprodutos que não podem ser reaproveitados, denominados rejeitos radioativos e que necessitam de tratamento e armazenamento apropriados estabelecidos pelas normas da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN 8.01).

No Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), a Gerência de Rejeitos Radioativos (GRR) é responsável pelo tratamento e armazenamento desses materiais. Uma área apropriada foi construída para receber os rejeitos, sendo denominados G3 o galpão de armazenamento de Rejeitos não tratados e G4 o galpão de armazenamento de rejeitos tratados.

Em monitoramento de rotina de mãos e pés dos trabalhadores do GRR foi constatada a contaminação superficial por emissão alfa e beta, e foi observado que essa contaminação desaparecia após um período de 4 horas, comportamento que é muito semelhante ao dos filhos do ^{222}Rn , os isótopos ^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi e ^{214}Po . Com isso foi solicitado ao Laboratório de Radiometria Ambiental uma medida da concentração de ^{222}Rn no ar no interior dos galpões de armazenamento de rejeitos e os resultados indicaram a presença de concentrações superiores a $1000 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$, valor recomendado pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) para adoção de medidas de proteção radiológica ocupacional (ICRP, 2009).

1.1 Radônio e filhos

O ^{222}Rn é um gás nobre formado como produto da série radioativa do ^{238}U a partir do decaimento alfa do ^{226}Ra e possui a capacidade de se difundir através do solo e dos materiais de construção, podendo exalar para o interior dos ambientes (Maduar et. al, 2011). O ^{222}Rn é de fácil adsorção em substâncias como sílica-gel e carvão, sendo solúvel em meio aquoso (EPA,1991).

O ^{222}Rn não interage com o trato respiratório, os danos devidos à sua inalação são, na realidade, causados pelos seus descendentes de meia-vida curta, os radioisótopos ^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi e ^{214}Po , que podem se depositar no pulmão. Os filhos do ^{222}Rn são isótopos de metais pesados que se fixam facilmente aos aerossóis presentes na atmosfera e seu decaimento radioativo se dá por emissão de partículas alfa e beta e raios gama. Quando formados, os filhos do radônio são eletricamente carregados e tendem a se agregar aos grãos inertes de poeira normalmente presentes na atmosfera. Se os gases radioativos coexistem com a poeira na mesma massa de ar por um tempo suficientemente longo, o pai e seus vários filhos podem atingir o equilíbrio radioativo (Campos, 1994, Campos, et. al. 2010). A tabela 1 apresenta as características do ^{222}Rn .

Tabela 1: Características do ^{222}Rn .

| Parâmetros | ^{222}Rn |
|------------------------------------|---|
| Meia-vida | 3,82 dias |
| Constante de decaimento | $2,098 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$ |
| Energia média de recuo na formação | 86 keV |
| Coefficiente de difusão no ar | $1 \times 10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$ |
| Coefficiente de difusão na água | $1 \times 10^{-9} \text{ m}^2/\text{s}$ |
| Tipo de radiação emitida | α |
| Energia alfa | 5,49 MeV |

Os filhos do ^{222}Rn são responsáveis pela maior parte da dose recebida pelo sistema respiratório e outras regiões (Campos, 1994; Caccuri, 2007; UNSCEAR, 2000). A tabela 2 apresenta as características dos isótopos ^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi e ^{214}Po .

Tabela 2: Característica dos isótopos ^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi e ^{214}Po .

| Isótopo | $T_{1/2}$ | Tipo de emissão | E_{α} (MeV) | Alcance no ar (cm) | Alcance na água (μm) | Alcance no CR-39 (μm) |
|-------------------|------------|-----------------|--------------------|--------------------|-----------------------------------|------------------------------------|
| ^{218}Po | 3,071 min | α | 6,00 | 4,6 | 44 | 40,7 |
| ^{214}Pb | 26,916 min | β, γ | - | - | - | - |
| ^{214}Bi | 19,8 min | β, γ | - | - | - | - |
| ^{214}Po | 162,3 seg | α | 7,69 | 6,9 | 66 | 59,8 |

Os níveis de ^{222}Rn nos ambientes podem ser influenciados por diversos fatores tais como temperatura e umidade do ar, composição e características dos materiais e ventilação do ambiente (Costa, 2011, Campos 1994). As características dos materiais influenciam nos processos de emanação e exalação do gás, sendo a emanação o processo que controla o movimento do átomo de ^{222}Rn do grão para o espaço poroso do matéria, e a exalação o processo em que o átomo sai do espaço poroso do material para o ambiente (Costa, 2011). A Comissão Internacional de Proteção Radiológica recomenda que a concentração de ^{222}Rn em habitações seja de até $300 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ e que em ambientes seja adotado o valor de $1000 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ como nível de ação para a adoção de medidas de proteção radiológica ocupacional (ICRP, 2009).

1.2 Rejeitos Radioativos

Todas as atividades que envolvem o uso de materiais radioativos, seja nas áreas médica, industrial, seja geração núcleo-elétrica, geram subprodutos que não podem ser reaproveitados. Esses materiais denominados rejeitos radioativos necessitam ser gerenciados de modo a proteger o homem e o meio ambiente e também de modo a cumprir com os critérios e requisitos estabelecidos pelas autoridades competentes. No Brasil a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) é o órgão responsável pelo controle e segurança dos rejeitos radioativos gerados nas instalações que façam o uso de materiais radioativos. As normas seguidas em território nacional atendem as recomendações da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA).

Os materiais que contenham concentrações ou níveis de atividade maiores que os limites de isenção estabelecidos pelos órgãos reguladores são considerados rejeitos radioativos (IAEA –TECDOC- 447). A CNEN define rejeito radioativo como sendo qualquer material proveniente das atividades humanas que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites de isenção e para o qual a reutilização é imprópria ou não prevista. Para que um material seja classificado como rejeito não radioativo é necessário que os níveis de radioatividade sejam inferiores aos limites de isenção, de forma a não representar riscos para o homem e para o meio ambiente (Dellamano, 1995).

Os rejeitos radioativos podem ser classificados por diversos critérios: nível de atividade, tipo de emissão radioativa, forma física, origem, etc.. No caso da classificação por origem, há distinção de três grupos: rejeitos institucionais, rejeitos do ciclo do combustível e rejeitos de desmantelamento (IAEA, 1992).

Os subprodutos decorrentes do uso de materiais radioativos utilizados pelas indústrias, medicina, agricultura e pesquisa são denominados rejeitos institucionais. Esses materiais geralmente são de baixo e médio nível de atividade e possuem radionuclídeos de meia-vida curta ($T_{1/2} < 60$ dias) e média ($60 \text{ dias} < T_{1/2} < 30$ anos).

Os rejeitos radioativos do ciclo do combustível são todos subprodutos produzidos nas etapas do ciclo e variam em volume, composição e em atividade devido aos processos realizados desde a mineração até o reprocessamento ou o armazenamento do elemento combustível.

Os rejeitos do desmantelamento são gerados por processo de descontaminação de equipamentos ou componentes, descontaminação de edifícios ou instalações que manipulam materiais radioativos, como no caso de reatores ao final de sua vida útil, com a finalidade de que o ambiente permaneça da mesma forma antes da contaminação.

No Brasil a norma NE 8.01 da CNEN leva em consideração os níveis e natureza da radiação dos rejeitos radioativos, bem como suas meias-vidas, classificando-os como:

Classe 0: Rejeitos Isentos (RI): rejeitos contendo radionuclídeos com valores de atividade ou de concentração de atividade, em massa ou volume, inferiores ou iguais aos respectivos níveis de dispensa estabelecidos.

- Classe 1: Rejeitos de Meia-Vida Muito Curta (RVMC): rejeitos com meia-vida inferior ou da ordem de 100 dias, com níveis de atividade ou de concentração em atividade superiores aos respectivos níveis de dispensa.
- Classe 2: Rejeitos de Baixo e Médio Níveis de Radiação (RBMN): rejeitos com meia-vida superior a dos rejeitos da Classe 1, com níveis de atividade ou de concentração em atividade superiores aos níveis de dispensa estabelecidos, bem como com potência térmica inferior a 2 kW/m³.
- Classe 2.1: Meia-Vida Curta (RBMN-VC): rejeitos de baixo e médio níveis de radiação contendo emissores beta/gama, com meia-vida inferior ou da ordem de 30 anos e com concentração de radionuclídeos emissores alfa de meia-vida longa limitada em 3700 kBq/kg em volumes individuais e com um valor médio de 370 kBq/kg para o conjunto de volumes.
- Classe 2.2: Rejeitos Contendo Radionuclídeos Naturais (RBMN-RN): rejeitos de extração e exploração de petróleo, contendo radionuclídeos das séries do

urânio e tório em concentrações de atividade ou atividades acima dos níveis de dispensa estabelecidos.

- Classe 2.3: Rejeitos contendo Radionuclídeos Naturais (RBMN-RN): rejeitos contendo matérias primas minerais, naturais ou industrializadas, com radionuclídeos das séries do urânio e do tório em concentrações de atividade ou atividades acima dos níveis de dispensa estabelecidos.
- Classe 2.4: Rejeitos de Meia-Vida Longa (RBMN-VL): rejeitos não enquadrados nas Classes 2.2 e 2.3, com concentrações de radionuclídeos de meia-vida longa que excedem as limitações para classificação como rejeitos de meia-vida curta.
- Classe 3: Rejeitos de Alto Nível de Radiação (RAN): rejeitos com potência térmica superior a 2kW/m³ e com concentrações de radionuclídeos de meia-vida longa que excedam as limitações para classificação como rejeitos de meia-vida curta.

Todas as classes de rejeitos radioativos, gerados em qualquer atividade, devem ser gerenciadas de modo que se possa garantir a proteção à saúde do homem e do meio ambiente, no presente e no futuro, sem impor um ônus indevido às gerações futuras. O conjunto de atividades operacionais e administrativas, que garantem essa proteção, é denominado gerência de rejeitos radioativos e deve ser conduzido observando-se as leis, regulamentos e os princípios éticos desta gerência (IAEA, 1995), bem como os princípios gerais básicos de proteção radiológica.

A gerência de rejeitos envolve as etapas de geração (minimização e classificação), segregação, coleta, tratamento, armazenamento, transporte e disposição definitiva no meio ambiente.

Alguns tipos de rejeitos radioativos, em função de suas características, podem ser dispersos no meio ambiente, prontamente ou após um curto período de estocagem, simplificando a sua gerência. Outros, entretanto, necessitam ser confinados por centenas ou milhares de anos. Para rejeitos de nível de atividade baixo e médio, o confinamento é feito em sítios de disposição a pouca

profundidade (repositórios de sub-superfície) onde as barreiras natural e de engenharia dificultam a intrusão de água no local e retardam a migração dos radionuclídeos eventualmente liberados. Para os rejeitos de nível de atividade alto, o confinamento é feito em grandes profundidades (repositórios profundos) e a dispersão dos radionuclídeos no meio ambiente é dificultada pelo próprio meio geológico (IAEA, 1992).

Diversos países ainda não iniciaram a construção de seus repositórios, em virtude da indefinição política ou da inviabilidade de demanda. Nestes casos os rejeitos tratados são armazenados temporariamente até que estes repositórios sejam construídos e operados. Em alguns casos este armazenamento temporário estende-se por dezenas de anos, requerendo atenção especial, por parte dos operadores, com relação aos aspectos de segurança introduzidos pelo acúmulo de rejeitos (IAEA, 2003; O'Sullivan, 2001). O Brasil é um dos países que possuem unidades de tratamento e armazenamento, porém não possui repositório.

A Gerência de Rejeitos Radioativos do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares promove a gestão segura dos rejeitos radioativos. Esses rejeitos são tratados e adequadamente armazenados em instalações apropriadas. Atualmente os galpões que recebem esses rejeitos radioativos são o galpão de armazenamento de rejeitos não tratados G3 e galpão de armazenamento de rejeitos tratados G4. O galpão G3 possui dimensões de 16,6 x 24,8 m e o galpão G4, 16,5 x 24,8, ambos com pé direito de 6 m; ambos possuem portas de acesso robustas, antecâmaras de acesso com portas duplas, bacias de drenagem do piso com tanques de retenção e não possuem janelas para ventilação. É importante salientar que as normas nacionais que estabelecem o uso de sistema de ventilação em instalações de armazenamento provisório de rejeitos radioativos foram contempladas no projeto original e num futuro próximo o sistema de ventilação será instalado. A figura 4 apresenta o mapa de localização dos galpões de rejeitos G3 e G4 no IPEN.

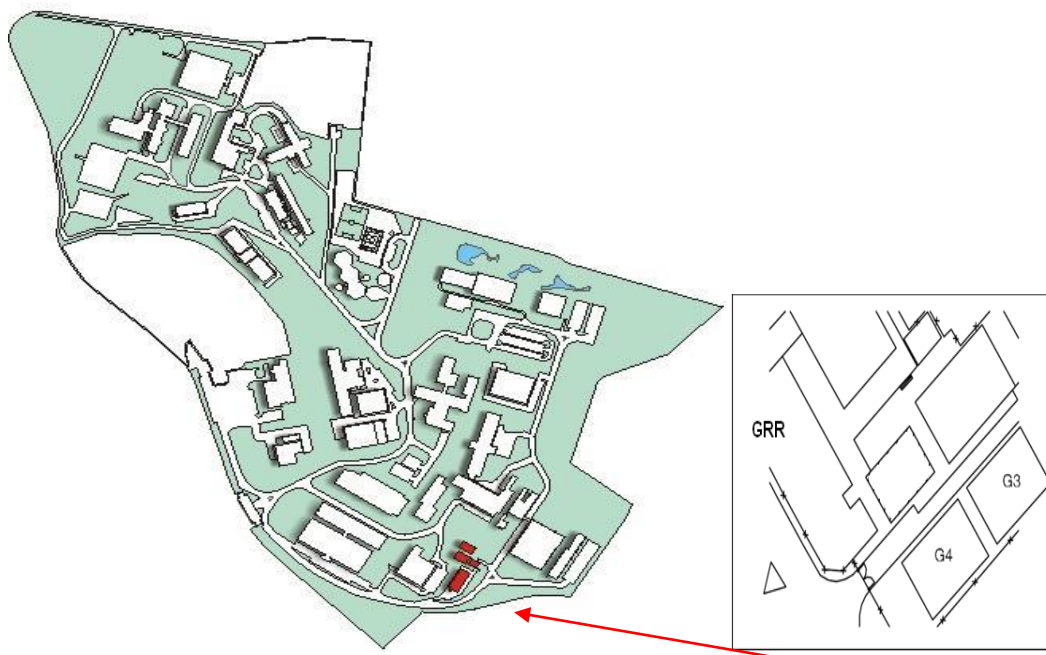


Figura 4. Mapa de localização do GRR e dos galpões de rejeitos radioativos, G3 e G4, dentro do IPEN.

Os rejeitos armazenados no G3 são classificados como:

- **Sólido não compactável** - Objetos, peças e materiais compostos de metal, madeira, PVC, lucite, entulho, carvão ativo seco. São exemplos de rejeito não compactável: ferramentas, chapas e tubos metálicos e de PVC, canos, filtros de ar com estrutura metálica ou de madeira, entulho e terra. Essa classe de rejeito não é processada sendo acondicionada diretamente na embalagem de armazenamento (tambor metálico de 200 litros ou caixa metálica de 1,5 metros cúbicos).
- **Sólido úmido** – resinas de troca iônica, carvão ativo úmido, lamas e precipitados químicos, tortas. São exemplos de rejeito sólido úmido os filtros do sistema de tratamento de água de reatores e concentrados de evaporador.
- **Sucata metálica** - Sucata metálica proveniente, exclusivamente, do desmonte de para-raios radioativos, composta de hastes e discos metálicos, acondicionada em tambores metálicos de 200 litros.

- **Fonte** - Fontes radioativas seladas em desuso, em suas blindagens originais ou transferidas para blindagens padrão, acomodadas em paletes metálicos e armazenadas em porta-paletes.
- **Cabeçote** - Fontes radioativas seladas em desuso, com atividades superiores a $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq, geralmente provenientes de irradiadores industriais ou serviços de teleterapia, mantidas em suas blindagens originais.
- **Fonte PR/DF** - Fontes radioativas retiradas de para-raios radioativos e detectores de fumaça, acondicionadas em galão metálico ou saco plástico, respectivamente, acondicionados em tambor metálico de 200 litros.

Vale ressaltar que são rejeitos radioativos não tratados e as embalagens de acondicionamento servem pra conter com segurança os mesmos até que sejam tratados. Em relação à classificação definida pela Norma CNEN 8.01, os rejeitos radioativos são do tipo SBN - Rejeito Sólido de Baixo Nível de Radiação (95%) e SMN - Rejeito Sólido de Médio Nível de Radiação (5%).

O volume de rejeito radioativo armazenado no Galpão G3, de acordo com sua classe, é apresentado na tabela 3. O depósito tem capacidade para armazenar 90 m^3 , além do volume já armazenado que é de $153,9 \text{ m}^3$.

Tabela 3: Volume de rejeito radioativo armazenado no galpão G3.

| Classe de rejeitos | Tipo de embalagens | Nº de embalagens | Volume de rejeito (m^3) |
|--------------------------|--------------------|------------------|------------------------------------|
| Sólidos não compactáveis | Tambor | 225 | 45 |
| — | Tanque | 4 | 4 |
| Sólidos úmidos | Tambor | 21 | 4,2 |
| Fonte | Palete metálico | 53 | 47,7 |
| Cabeçote | Blindagem | 53 | 53 |

Os rejeitos armazenados no G4 são classificados como:

- **Sólido compactável** - Objetos, peças e materiais compostos principalmente de borracha, couro, papel, papelão, plástico, tecido e vidro. São exemplos de rejeito compactável: luvas, vidraria em geral, papel em geral, isopor, mangueiras plásticas, botas, aventais e macacões, seringas, algodão e estopa. Essa classe de rejeito é processada, por compactação em prensa de 10 ton., em tambor metálico de 200 litros.
- **Sólido não compactável** - Objetos, peças e materiais compostos de metal, madeira, PVC, lucite, entulho, carvão ativo seco. São exemplos de rejeito não compactável: ferramentas, chapas e tubos metálicos e de PVC, canos, filtros de ar com estrutura metálica ou de madeira, entulho e terra. Essa classe de rejeito não é processada sendo acondicionada diretamente na embalagem de armazenamento (tambor metálico de 200 litros ou caixa metálica de 1,5 metros cúbicos).
- **Biológico** - Cobaias utilizadas em pesquisa científica mumificadas em cal virgem em tambor metálico de 200 litros.
- **Cinza** - Cinzas e escombros provenientes de um incêndio em uma fábrica de camisinhas de lampiões immobilizadas em pasta de cimento em tambores de 200 litros.
- **Torta** - Torta silicosa, proveniente do processo de conversão do ciclo do combustível nuclear, immobilizada em pasta de cimento em tambor metálico de 200 litros.
- **Fonte** - Fontes radioativas seladas em desuso, em suas blindagens originais ou transferidas para blindagens padrão, immobilizadas em concreto armado, em tambor metálico de 200 litros.
- **Rádio** - Agulhas de rádio acondicionadas em cápsulas metálicas seladas, immobilizadas em concreto, em tambor metálico de 200 litros com estrutura de concreto armado.

- **Fardo** - Fardos de papel, provenientes do acidente radiológico de Goiânia, acondicionados em caixa metálica de 1,5 metros cúbicos.

O volume de rejeito radioativo armazenado no G4, de acordo com sua classe, é apresentado na tabela 4. O depósito tem capacidade para armazenar 176 m³, além do volume de rejeito já armazenado que é de 359,5 m³.

Tabela 4: Volume de rejeito radioativo armazenado no galpão G4.

| Classe de rejeitos | Tipo de embalagens | Nº de embalagens | Volume de rejeito (m ³) |
|--------------------------|--------------------|------------------|-------------------------------------|
| Sólidos compactáveis | Tambor | 812 | 162,4 |
| Sólidos não compactáveis | Tambor | 417 | 83,4 |
| — | Caixa | 10 | 15 |
| Biológico | Tambor | 2 | 0,4 |
| Cinza | Tambor | 9 | 1,8 |
| Torta | Tambor | 33 | 6,6 |
| Fonte | Tambor | 12 | 2,4 |
| Rádio | Tambor | 25 | 12,5 |
| Fardo | Caixa | 50 | 75 |

1.3 Objetivos

Esse trabalho teve como objetivo medir a concentração de ²²²Rn no ar nos galpões de rejeitos radioativos tratados G4 e não tratados G3 que estão localizados na Gerência de Rejeitos Radioativos (GRR) do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Pretende-se também avaliar a dose efetiva devido à inalação de radônio recebida pelos trabalhadores que atuam nos galpões de rejeitos radioativos. A partir dos resultados obtidos será avaliada a adoção de medidas mitigadoras, como por exemplo, a instalação de exaustores, visando à proteção dos trabalhadores expostos a esse ambiente.

2. Materiais e Métodos

Existem várias técnicas utilizadas para determinar a concentração de ^{222}Rn no ar. As técnicas são classificadas em detecção ativa, que consiste basicamente no bombeamento de ar através de um filtro e medida desse filtro; e em detecção passiva, que consiste na exposição do detector ao ambiente a ser monitorado.

A escolha do método de medida é baseada no tipo de informação necessária, nas características do local monitorado, no tempo de amostragem, na sensibilidade dos instrumentos e no custo do projeto.

2.1 Detecção ativa

Os principais métodos de detecção ativa para determinação de ^{222}Rn no ar são o de Kusnetz e o dos Dois Filtros.

No método de Kusnetz o ar é bombeado através de um filtro para o interior de uma célula de cintilação (célula de Lucas), que acoplada a uma válvula fotomultiplicadora é medida em um sistema protegido contra a luz. No método dos Dois Filtros, um determinado volume de ar é bombeado através de um sistema composto por um filtro de entrada que retém aerossóis atmosféricos e os produtos de decaimento do radônio, uma câmara ou tubo e um segundo filtro de saída que coleta os filhos produzidos no interior da câmara. Após o bombeamento do ar, o segundo filtro é medido e a partir das correções para o crescimento e decaimento dos produtos filhos e para a perda de filhos que ficaram retidos nas paredes do tubo obtêm-se a atividade do ^{222}Rn (NCRP-97, 1988).

Existe ainda o método em que o ar é bombeado sobre um filtro de fibra de vidro ou de papel e este é medido em um detector de barreira de superfície (NCRP-97, 1988). Por meio da técnica de espectrometria alfa é possível obter-se

a concentração dos elementos filhos que ficaram retidos no filtro e a partir destes, determinar a concentração de radônio no ar.

2.2 Detecção Passiva

No método de detecção passiva utiliza-se normalmente o carvão ativado e os detectores sólidos de traços nucleares para a medida da concentração de ^{222}Rn (Al-Kofari et al., 1992, Nikezic e urosevic, 1998, Durrani, 2001, Campos et al., 2002, Turek et al., 2004, Alberigi, 2006).

Para determinar a concentração de ^{222}Rn com uso do carvão ativado, basta que o carvão permaneça exposto no ambiente a ser monitorado. O carvão ativado adsorve os átomos de ^{222}Rn que permanecem no mineral por um certo tempo, após o equilíbrio radioativo ser atingido a amostra de carvão é medida em um detector de germânio hiperpuro por meio da técnica de espectrometria gama para a determinação da concentração dos filhos do ^{222}Rn (^{214}Pb e ^{214}Bi) (Yu et al., 2000, Campos, M.P, 1994).

Os detectores de traços nucleares do estado sólido, conhecidos como SSNTD (Solid State Nuclear Track Detectors), tais como o nitrato de celulose (LR-115 e CN-85), os policarbonatos (MAKROFOL e LEXAN) e o allyldiglicol-carbonato (CR-39) (Campos, 1994, Campos 1999) têm a propriedade de registrar os danos causados por partículas carregadas, quando estas incidem sobre a sua superfície. As partículas carregadas atravessam o detector causando ionizações no material e esse processo primário de ionização desencadeia uma série de novos processos químicos que resultam na criação de radicais químicos livres e assim, ao longo da trajetória de uma partícula, é criada uma região danificada chamada de traço latente (Nikezic&Yu, 2004). Os traços produzidos têm diâmetro da ordem de 100 a 200 Angstroms e só podem ser visualizados após o tratamento químico ou eletroquímico (processo de revelação) do detector (Caccuri, 2007).

Quando o detector exposto é tratado com uma solução química adequada, as reações químicas serão mais intensas ao longo dos desarranjos criados pelas partículas carregadas, ou seja, a solução química corrói toda superfície do detector, mas em uma taxa maior na região danificada. Assim, é formado o traço da partícula, que pode ser observado ao microscópio óptico.

A leitura dos traços pode ser feita num microscópio óptico ou numa câmara de faísca (quando a densidade de traços é bastante elevada), fornecendo informações sobre a radiação que o produziu.

Desde a primeira medida da concentração de ^{222}Rn no ar com detectores de traços, utilizando nitrato de celulose, em 1967 por Geiger, tem havido um grande interesse por parte da comunidade acadêmica nesta técnica, especialmente por ser um método de detecção simples e de baixo custo, o que acarretou num grande número de trabalhos sobre o assunto (NCRP-97, Enge, 1980, Durrani, 2001, KNOLL, 1979).

O método mais comumente usado na detecção passiva de ^{222}Rn com detectores de traços nucleares do estado sólido é baseado na utilização de câmaras de difusão (George, 1991, Paulo, 1991, Urban et al., 1985), que são recipientes permeáveis apenas ao radônio, ou seja, o ^{222}Rn consegue penetrar nesses recipientes, mas os seus filhos e os outros isótopos do gás (^{219}Rn e ^{220}Rn) não. Utilizando-se uma membrana adequada (Mayya et al., 1998), é possível barrar os descendentes do ^{222}Rn e aproximadamente 99% do ^{220}Rn presente no ar ambiente, garantindo assim, que apenas o ^{222}Rn seja detectado. Na literatura estão relacionados alguns tipos de membrana que cumprem com sucesso esse objetivo (Fleischer, 1988, Mayya, 1998). No interior da câmara é colocado um detector de traços nucleares do estado sólido (SSNTD) que registra as partículas alfa emitidas pelo ^{222}Rn que penetrou na câmara e também as partículas alfa dos filhos do radônio que foram produzidos dentro da câmara pelo decaimento do ^{222}Rn . Por meio de um fator de calibração (Cherouati, 1988, Campos et al., 2002, Caccuri e Campos, 2007), pode-se estabelecer uma relação entre a quantidade de traços detectados e a concentração de ^{222}Rn no ambiente.

Existem muitos materiais detectores de traços conhecidos. Os mais comuns são: o nitrato de celulose (LR-115®), os policarbonatos (MAKROFOL® e LEXAN®) e o allyldiglicolcarbonato (CR-39®). Todos esses materiais são utilizados na dosimetria de radônio (Cesar e Franco, 1986, Cherouati et al., 1988) e são insensíveis às partículas beta e aos raios gama.

Neste trabalho o detector utilizado foi o CR-39® devido as suas características, como alta sensibilidade, baixa radiação de fundo, estabilidade em relação às condições ambientais e seu baixo custo. O CR-39®, ou allyldiglycol

carbonato, é um polímero originalmente desenvolvido pela Columbia Chemical Co. Inc. em 1940 e utilizado para a fabricação de lentes de óculos a partir de 1947. A sigla significa "Columbia Resin 39", porque era a 39ª fórmula de um plástico termorrígido desenvolvido por volta de 1940 (Campos, 1994, Campos 1999).

2.3 Determinação da concentração de ^{222}Rn no ar

A determinação da concentração de ^{222}Rn nos galpões de rejeitos radioativos tratados e não tratados foi feita pelo método de detecção passiva utilizando-se câmaras de difusão do tipo NRPB (*National Radiological Protection Board*, atualmente denominada *Radiation Protection Division of the Health Protection Agency*), essa câmara impede a penetração dos filhos do ^{222}Rn no interior da câmara, garantindo que a densidade de traços obtida seja relativa apenas ao radônio. No interior da cada câmara foi colocado um detector de traços nucleares do estado sólido tipo CR-39® de 2,5 cm².

Os detectores foram expostos ao ^{222}Rn presente no ar ambiente dos galpões durante um período total de 11 meses, sendo trocados a cada três meses aproximadamente. Após a troca, os detectores foram encaminhados ao Laboratório de Radiometria Ambiental onde passaram por um ataque químico para posterior observação em um microscópio óptico.

Existem diferentes protocolos para a revelação dos detectores de traços e eles dependem do tipo de material utilizado. A solução deve ser ácida, para detectores inorgânicos e alcalina para detectores plásticos. No caso do CR-39® tem-se soluções a base de hidróxido de sódio ou hidróxido de potássio. Neste trabalho a revelação dos detectores de traços nucleares do estado sólido foi feita com uma solução de KOH (30% em massa), a 80°C, durante 5,5 horas (Costa, 2011, Caccuri, 2007).

Uma vez revelados, os detectores foram observados num microscópio óptico para a obtenção da densidade de traços (traços/cm²). Cabe ressaltar que a densidade de traços utilizada no cálculo da concentração de ^{222}Rn refere-se ao valor líquido, ou seja, descontados os traços relativos à radiação de fundo e o procedimento para essa determinação será descrito na parte experimental. A

partir do conhecimento da densidade de traços, do fator de calibração e do tempo de exposição foi calculada a concentração de radônio presente no ar ambiente dos galpões de armazenamento de rejeitos radioativos tratados e não tratados por meio da seguinte expressão (Mayya, 1998):

$$C_{Rn} = \frac{D}{k \cdot t} \quad (3.1)$$

Onde:

C_{Rn} - Concentração de ^{222}Rn no ar ($\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$)

D= Densidade de traços líquida ($\text{traços}/\text{cm}^2$)

k= fator de calibração ($\text{traços}/\text{cm}^2$ por $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3} \cdot \text{d}$)

t= tempo de exposição (d)

Para determinar a concentração de ^{222}Rn é necessário obter a densidade de traços líquida (desconta-se a quantidade de traços referente à radiação de fundo) na superfície do detector (Costa, 2011). A partir do conhecimento da densidade de traços, do fator de calibração (k) e do tempo (t) que durante o qual os detectores ficaram expostos foi calculada a concentração de ^{222}Rn no ambiente do galpão de rejeitos radioativos.

2.4 Fator de Calibração

Para determinar a concentração de ^{222}Rn deve ser conhecido um fator que relacione a densidade de traços na superfície do detector ($\text{traços}/\text{cm}^2$) com a concentração de radônio ($\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$) no ar. Para tanto, foi utilizado um detector de traços idêntico ao utilizado para o monitoramento do galpão e este foi exposto a uma fonte calibrada de radônio por meio do aparelho RN-150 (figuras 5a e 5b) da Pylon Electronics Incorporation. Este aparelho contém uma fonte sólida calibrada de ^{226}Ra de 3kBq de atividade e opera com uma bomba de vácuo, liberando uma quantidade conhecida de ^{222}Rn para o recipiente que contém o detector a ser calibrado (Caccuri, 2007).

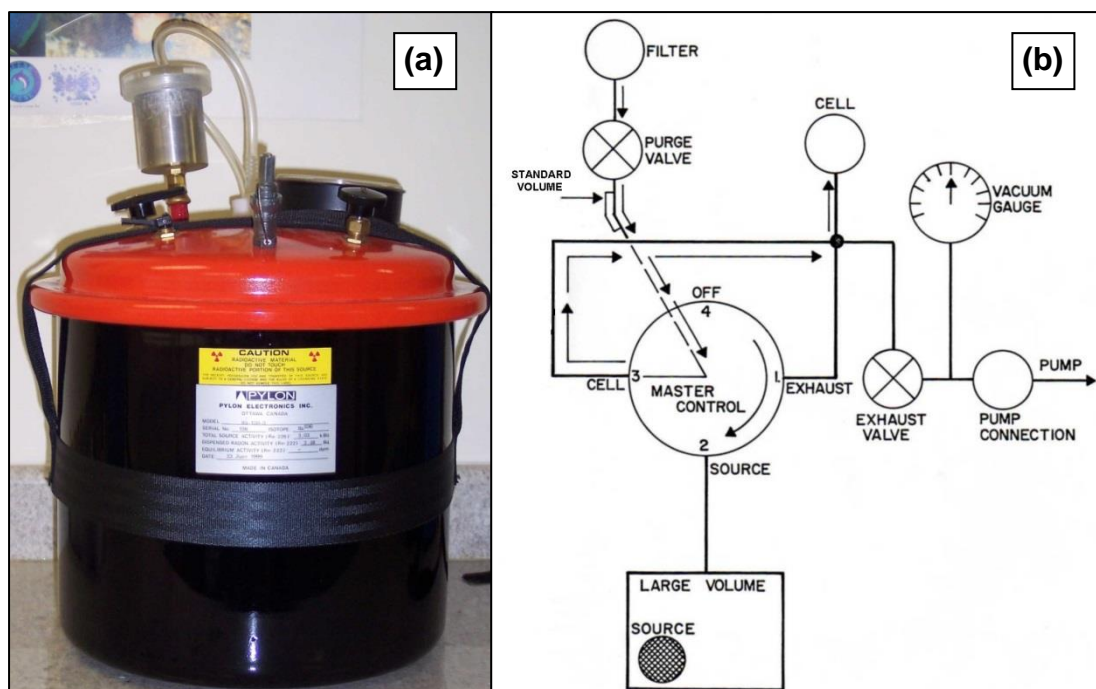


Figura 5 – (a) Fonte utilizada para calibrar os detectores.

(b) Diagrama de funcionamento da fonte RN-150[®].

Após a exposição o detector passou pelo mesmo tratamento químico já descrito e pelo mesmo procedimento de leitura dos detectores expostos no local de estudo. A determinação do fator de calibração foi feita por meio da equação 3.2.

$$k = \frac{D}{C_{Rn} \cdot t} \quad (3.2)$$

Onde :

k - fator de calibração (traços/cm² por Bq·m⁻³·d)

D - densidade de traços (traços/cm²)

C_{Rn} - concentração conhecida de ²²²Rn (Bq·m⁻³)

t - tempo de exposição (d)

Foram realizadas cinco determinações do fator de calibração, o valor médio obtido e respectivo desvio-padrão foi de 0,0505 ± 0,0085 traço/cm² por Bq·m⁻³·d.

2.5 Dose efetiva devido à inalação de radônio

O conhecimento do mecanismo de incorporação do radionuclídeo em estudo e de seus compostos, além do seu comportamento metabólico no corpo humano são requisitos necessários para a estimativa da dose de radiação recebida.

Os radionuclídeos podem ser incorporados por inalação, ingestão ou por meio da absorção pela pele ilesa ou ferida. A quantidade de radionuclídeos incorporados por meio de inalação ou ingestão é definida com “intake” (ICRP-10, 1968).

A avaliação dos danos biológicos provocados pelas radiações ionizantes é feita por meio do conhecimento da dose de radiação recebida. A grandeza utilizada nesta avaliação é a dose efetiva comprometida.

Em 1978 a Comissão Internacional de Proteção Radiológica estabeleceu um limite anual de dose efetiva (na época denominada de dose equivalente efetiva) para efeitos estocásticos (aqueles que não apresentam limiar de dose para o seu aparecimento e cuja probabilidade de ocorrência é função da dose recebida), de 50 mSv a^{-1} , para trabalhadores (ICRP-30, 1979). A estimativa dessa dose de radiação é baseada no homem referência, cujas características fisiológicas e anatômicas estão definidas na publicação 23 da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-23, 1975). A partir de 1990, a Comissão recomendou que este limite passasse a ser de 100 mSv a^{-1} num período de 5 anos, o que corresponde a um limite anual de 20 mSv a^{-1} , sendo permitido um valor máximo de 50 mSv a^{-1} em qualquer ano isoladamente. No Brasil, a Comissão Nacional de Energia Nuclear passou a adotar esse limite de dose a partir do ano de 2005.

A inalação é a principal via de incorporação no caso de radionuclídeos gasosos como o radônio. Os compostos radioativos sólidos inalados na forma de aerossóis podem seguir uma série de caminhos dentro do organismo dependendo das suas propriedades físico-químicas. Uma parte do que é inalado é depositada

no trato respiratório e daí transportada para outros órgãos e tecidos e o restante é exalado (ICRP-66, 1994).

A dose de radiação recebida pelos tecidos do trato respiratório devida à inalação do radônio, e de seus filhos não pode ser diretamente medida, a sua determinação deve ser feita por meio de modelos dosimétricos que avaliem a quantidade de material inalado e a deposição, retenção e eliminação deste material do trato respiratório.

A metodologia para o cálculo da dose devido à inalação de radônio pode ser feita de duas maneiras distintas, seguindo-se a abordagem dosimétrica (a partir da medida da dose absorvida nas células do epitélio bronquial) ou pela abordagem epidemiológica (a partir da avaliação do detrimento sofrido pelos mineiros de ferro, carvão e urânio). A diferença no resultado da dose obtida adotando-se a abordagem dosimétrica ou a epidemiológica é de um fator de 2,5, o que é considerado satisfatório em termos de cálculo de dose, devido à complexidade das variáveis envolvidas (Caccuri, 2007)

Para a avaliação do risco à inalação de ^{222}Rn a Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP) adotou os dois tipos de abordagem para o cálculo da dose recebida pelos indivíduos em residências e locais de trabalho e recomendou diferentes níveis de concentração máximos nestes ambientes para diminuir o risco devido à exposição ao radônio. A tabela 5 apresenta um resumo das publicações da ICRP sobre o tipo de abordagem para o cálculo de dose e o nível de concentração de ^{222}Rn no ar em residências e locais de trabalho.

Tabela 5: Resumo das publicações da ICRP que tratam da proteção dos indivíduos ao ^{222}Rn em residências e locais de trabalho.

| Publicação da ICRP | Tipo de abordagem para avaliação do risco ao Rn | Nível de Concentração de ^{222}Rn |
|--------------------------|---|--|
| Residência | | |
| Pub. 39 | Dosimétrica | 500 Bq/m ³ |
| Pub. 65 | Epidemiológica | 600 Bq/m ³ |
| Pub. 103 | Epidemiológica | 600 Bq/m ³ |
| <i>Statement 2009</i> | Dosimétrica | 300 Bq/m ³ |
| Local de trabalho | | |
| Pub. 65 | Epidemiológica | 1500 Bq/m ³ |
| Pub. 103 | Epidemiológica | 1000 a 1500 Bq/m ³ |
| <i>Statement 2009</i> | Dosimétrica | 1000 Bq/m ³ |

Neste trabalho, a dose efetiva pela inalação de radônio foi determinada seguindo-se os procedimentos da Comissão Internacional de Proteção Radiológica e adotando-se a abordagem epidemiológica, a partir da seguinte expressão:

$$E = C \times F \times t \times \text{FCD} \times \text{FCU} \quad (3.3)$$

onde:

E - dose efetiva devido à inalação do radionuclídeo de interesse (mSv/a)

C - concentração do radionuclídeo de interesse (Bq·m⁻³)

F - fator de equilíbrio

t - tempo de exposição (h/a)

FCD - fator de conversão de dose para a inalação do radionuclídeo de interesse (mSv/Bq por mJh/m³)

FCU- fator de conversão de unidade para a inalação do radionuclídeo de interesse (mJh/m³por Bq/m⁻³)

3. Parte Experimental

Neste trabalho, para a determinação da concentração de radônio no ar, foi aplicado o método de detecção passiva com detectores de traços nucleares de estado sólido inseridos em câmaras de difusão. As câmaras são recipientes permeáveis apenas ao radônio e garantem que os descendentes e os outros isótopos do radônio não penetrem o interior da câmara e atinjam o detector. Este método apresenta muitas vantagens, tais como: o baixo custo, a facilidade de manuseio, a alta sensibilidade, a simplicidade da técnica de contagem dos traços, a discriminação das partículas de acordo com o tipo de ionização primária e a estabilidade em condições ambientais adversas.

3.1 Pontos de monitoramento

Foram monitorados 26 pontos distribuídos entre os galpões de rejeitos radioativos. Os pontos 1 a 12 foram dispostos dentro do Galpão de Rejeitos tratados G4 e o ponto 13 na antecâmara de acesso do G4. Os pontos 14 a 26 foram distribuídos dentro do Galpão de Rejeitos não Tratados G3. As figuras 6 e 7 apresentam a distribuição dos pontos no interior do Galpão de rejeitos não tratados G3 e tratados G4.

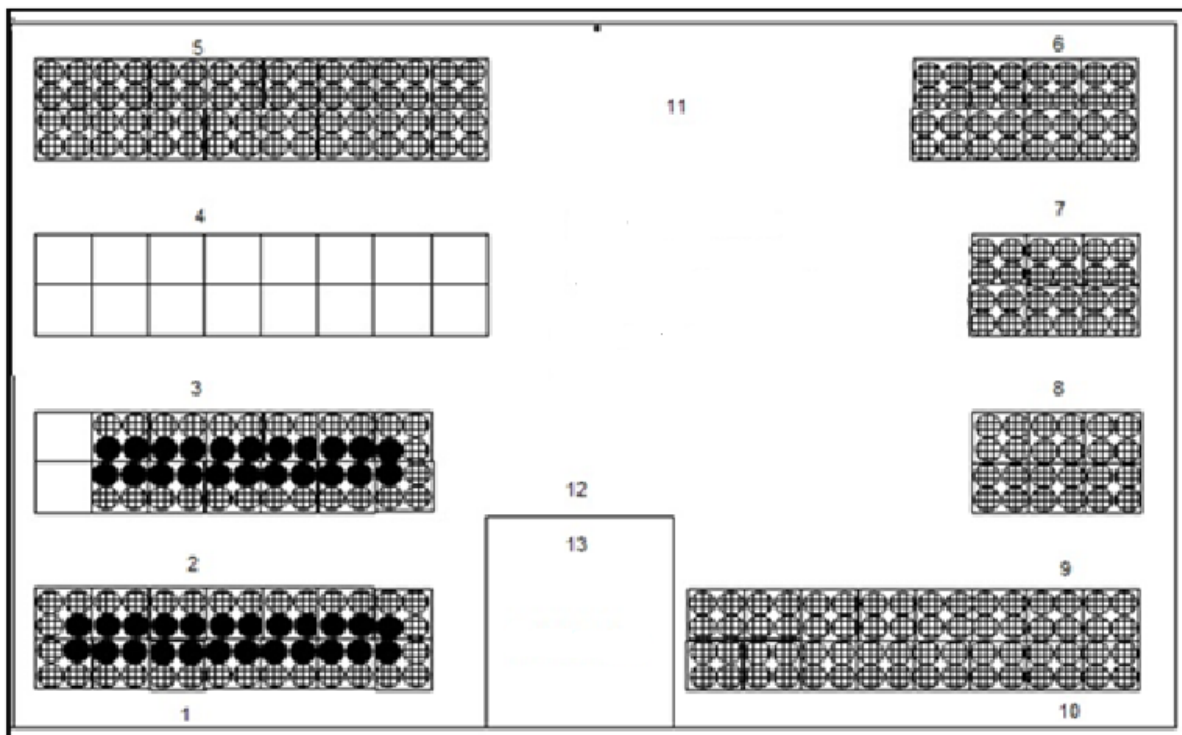


Figura 6. Distribuição das câmaras no interior do galpão de rejeitos tratados G4.

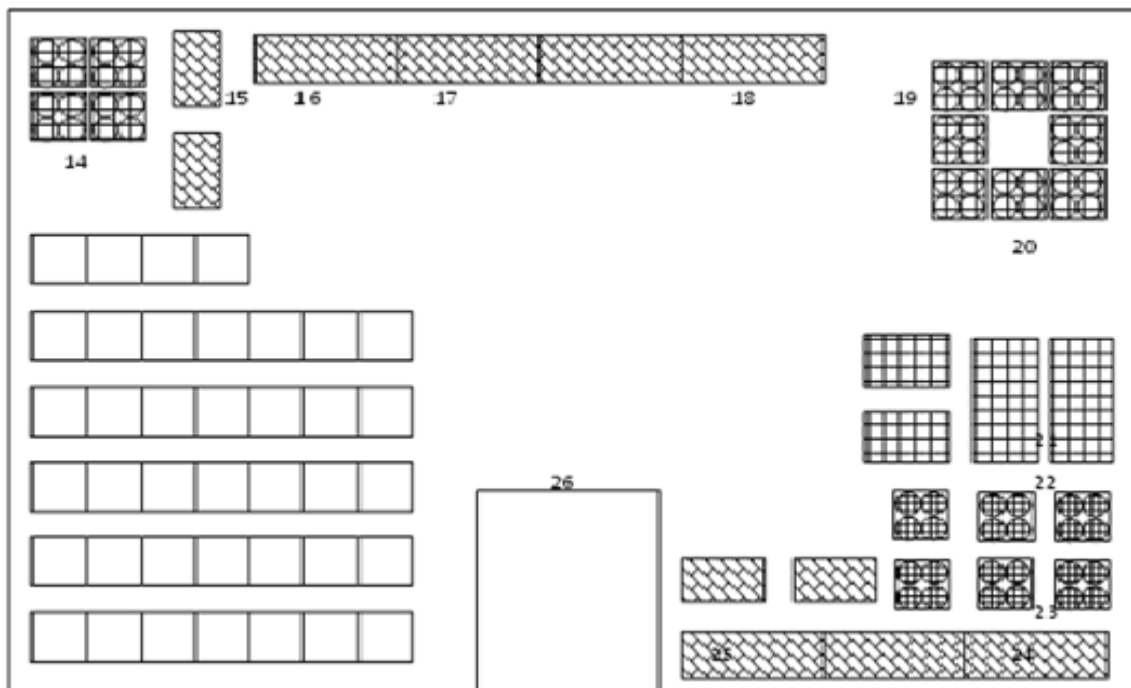


Figura 7. Distribuição das câmaras no interior do galpão de rejeitos não tratados G3.

As figuras 8 e 9 apresentam vista externa da porta de acesso e a vista interna do G4 onde as câmaras foram instaladas.



Figura 8. Entradas dos galpões de armazenamento de rejeitos radioativos



Figura 9. Interior do galpão de armazenamento de rejeitos radioativos tratados G4.

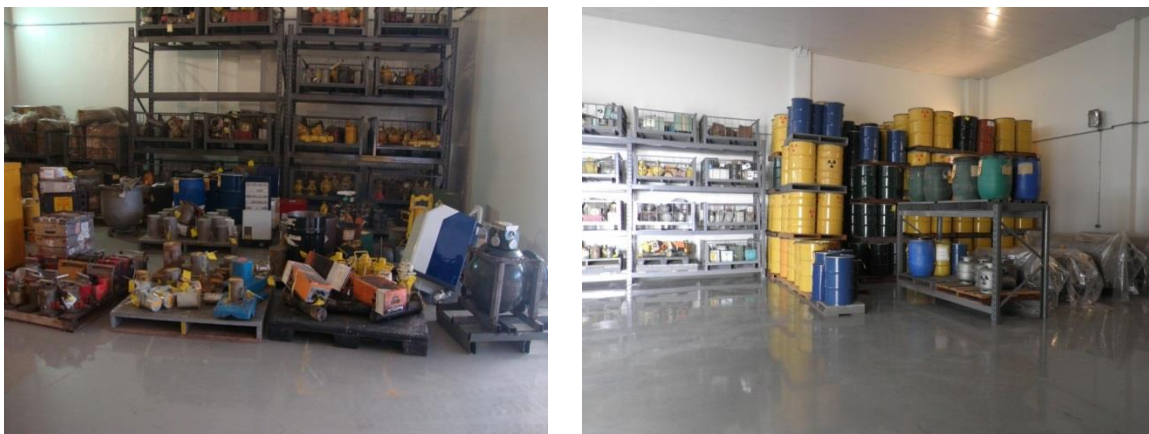


Figura 10. Interior do galpão de armazenamento de rejeitos radioativos não tratados G3.

3.2 Montagem das câmaras de difusão

Em cada ponto de monitoração foram posicionadas duas câmaras de difusão com um detector SSNTD cada. As câmaras foram expostas ao ^{222}Rn presente no ambiente do galpão durante um período de um mês, quando foram substituídas por outras até que o período de monitoração fosse concluído. Após a retirada, os detectores foram levados ao Laboratório de Radiometria Ambiental do IPEN para processo de tratamento químico e leitura para a determinação da densidade de traços na superfície.



Figura 11. Detector CR-39 inserido em uma câmara de difusão tipo NRPB.

3.3 Processo de revelação dos detectores

Após a exposição os detectores foram levados ao Laboratório de Radiometria Ambiental onde passaram por ataque químico com solução de hidróxido de potássio (KOH á 30% massa) em temperatura constante de 80° C (figura 12) por um período de 5,5 horas (Caccuri, 2007; Costa, 2011; Neman, 2000). Os traços obtidos após o processo de tratamento químico são visualizados em forma de círculo ou elipse em microscópio óptico (figura 13).



Figura 12. Banho-maria utilizado no processo de revelação dos detectores de traços.

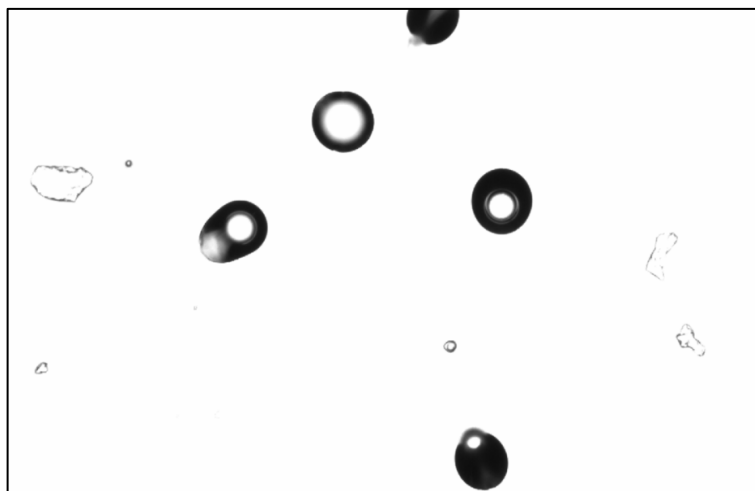


Figura 13. Traços revelados vistos no microscópio óptico

3.4 Processo de leitura dos detectores

Para análise dos traços foi utilizado um microscópio óptico ZEISS modelo Axiolab para luz transmitida com aumento de 5x, 10x e 50x ligado a uma câmara de vídeo marca Zeiss ICc-1 e acoplada a um microcomputador (figura 14). A densidade de traços (traços/cm²) no detector e o diâmetro dos traços foram determinados por meio de “software” AXIOVISION da ZEISS. O equipamento possui uma mesa automatizada que movimenta o detector durante a leitura, fazendo uma varredura na superfície dele para a determinação da densidade dos traços.

Uma vez que os traços estão homogeneamente distribuídos sobre a superfície do detector é possível fazer a varredura completa do detector ou de parte dele. Para otimizar o trabalho de leitura dos detectores optou-se por efetuar a leitura em parte da superfície e extrapolar o resultado para a área total do detector, pois a relação entre a área do detector e a área de leitura é conhecida. Foram efetuadas algumas leituras da superfície completa e a diferença entre o valor da densidade de traços (traços/cm²) pelos dois métodos foi menor que 5%.

Foram estabelecidos dois protocolos de leitura para a varredura parcial da superfície do detector, de acordo com a quantidade de traços, são eles: protocolo (5x5), área de 6,613 mm² e protocolo (10x10), área de 25,881 mm².

A densidade de traços devido à radiação de fundo (BG) foi obtida revelando-se um detector não exposto ao ar dos galpões, nas mesmas condições utilizadas para detectores que foram expostos.



Figura 14. Microscópio óptico ZEISS modelo Axiolab utilizado para leitura da densidade de traços na superfície dos detectores.

4. Resultados e Discussões

4.1 Concentração de ^{222}Rn

Os resultados da concentração de ^{222}Rn no galpão de rejeitos radioativos tratados G4 são apresentados na tabela 6, referentes ao período de monitoramento de Junho de 2012 a Maio de 2013. A concentração apresentada é a média entre os dois detectores posicionados em cada ponto de monitoração e a incerteza é dada pelo desvio padrão.

A partir dos resultados obtidos no galpão de rejeitos radioativos tratados G4 observa-se que não houve variações significativas na concentração de radônio entre os pontos monitorados no interior do galpão, excetuando-se o ponto nº 13, localizado na antecâmara que é isolada do interior quando o galpão está fechado. A maior variação percentual na concentração de ^{222}Rn medida entre os doze pontos internos foi de 19% e ocorreu no primeiro período de monitoração, contudo, esse comportamento não foi observado nos outros períodos, sendo em média, da ordem de 10% nos outros períodos.

Para o 1º período a concentração média de radônio no interior do galpão G4 foi de $0,78 \pm 0,15 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 19% entre os pontos monitorados e no 2º período foi de $0,73 \pm 0,08 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 11%. No 3º período a concentração média de radônio no interior do galpão foi de $1,63 \pm 0,13 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 8% e no 4º período foi de $0,88 \pm 0,15 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 16%. No 5º período a concentração foi de $2,73 \pm 0,12 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 4% e no 6º período foi de $4,55 \pm 0,16 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 4%. No 7º período a concentração média de radônio no interior do galpão foi de $4,49 \pm 0,46 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 10% e no 8º período apresentou concentração média de $3,35 \pm 0,08 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 2,3%. No 9º período o valor da concentração média no interior do galpão foram de $3,31 \pm 0,15 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 4,6%.

Tabela 6: Concentração de ^{222}Rn no Galpão de Rejeitos radioativos tratados G4.

| Pontos | Concentração de ^{222}Rn (kBq m ⁻³) | | | | | | | | |
|-----------------|--|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|-------------|
| | 1° Período | 2° Período | 3° Período | 4° Período | 5° Período | 6° Período | 7° Período | 8° Período | 9° Período |
| 1 | 0,55 ± 0,05 | 0,66 ± 0,01 | 1,65 ± 0,06 | ND | 2,75 ± 0,07 | 4,39 ± 0,39 | 4,51 ± 0,40 | 3,25 ± 0,18 | 3,20 ± 0,14 |
| 2 | 0,77 ± 0,08 | ND | 1,66 ± 0,11 | 0,76 ± 0,09 | 2,65 ± 0,02 | 4,35 ± 0,05 | 4,52 ± 0,02 | 1,64 ± 2,34 | 3,28 ± 0,48 |
| 3 | 0,84 ± 0,04 | 0,75 ± 0,01 | 1,49 ± 0,01 | 0,83 ± 0,03 | 2,64 ± 0,14 | 4,60 ± 0,05 | 4,67 ± 0,07 | 3,29 ± 0,19 | 3,30 ± 0,01 |
| 4 | 0,79 ± 0,04 | 0,70 ± 0,04 | 1,48 ± 0,02 | 0,78 ± 0,01 | 2,66 ± 0,08 | 4,89 ± 0,08 | 4,24 ± 0,01 | 3,29 ± 0,11 | 3,32 ± 0,07 |
| 5 | 0,69 ± 0,01 | 0,69 ± 0,05 | 1,59 ± 0,06 | 0,84 ± 0,07 | 2,62 ± 0,05 | 4,78 ± 0,10 | 4,60 ± 0,27 | 3,00 ± 0,09 | 3,14 ± 0,28 |
| 6 | 0,69 ± 0,02 | 0,75 ± 0,02 | 1,52 ± 0,01 | 0,86 ± 0,10 | 2,75 ± 0,07 | 4,58 ± 0,24 | 3,25 ± 2,34 | 3,31 ± 0,29 | 3,28 ± 0,09 |
| 7 | 0,80 ± 0,02 | 0,65 ± 0,03 | 1,68 ± 0,02 | 0,82 ± 0,06 | 2,83 ± 0,02 | 4,58 ± 0,24 | 4,49 ± 0,04 | 3,30 ± 0,17 | 3,42 ± 0,02 |
| 8 | 0,67 ± 0,15 | 0,76 ± 0,06 | 1,74 ± 0,08 | 0,99 ± 0,03 | 2,70 ± 0,26 | 4,48 ± 0,21 | 4,39 ± 0,51 | 3,35 ± 0,24 | 3,40 ± 0,07 |
| 9 | 0,92 ± 0,09 | 0,89 ± 0,05 | 1,66 ± 0,14 | 0,83 ± 0,06 | 2,98 ± 0,21 | 4,65 ± 0,27 | 4,50 ± 0,24 | 3,69 ± 0,07 | 3,52 ± 0,35 |
| 10 | 1,14 ± 0,04 | 0,85 ± 0,06 | 1,95 ± 0,04 | 1,26 ± 0,04 | 2,92 ± 0,14 | 4,41 ± 0,65 | 4,95 ± 0,24 | 3,56 ± 0,21 | 3,41 ± 0,17 |
| 11 | 0,80 ± 0,08 | 0,68 ± 0,04 | 1,66 ± 0,15 | 0,81 ± 0,03 | 2,65 ± 0,09 | 4,47 ± 0,10 | 5,19 ± 0,47 | 3,45 ± 0,04 | 3,29 ± 0,28 |
| 12 | 0,73 ± 0,01 | 0,68 ± 0,01 | 1,50 ± 0,01 | 0,88 ± 0,06 | 2,65 ± 0,05 | 4,43 ± 0,19 | 4,52 ± 0,12 | 3,32 ± 0,22 | 3,22 ± 0,02 |
| 13 ^a | 0,31 ± 0,03 | 0,64 ± 0,01 | 1,25 ± 0,01 | 0,78 ± 0,13 | 0,62 ± 0,03 | ND | 0,96 ± 0,06 | 0,91 ± 0,04 | 0,67 ± 0,01 |

ND - Não determinado

^a - Antecâmara.

A tabela 7 apresenta dos valores de concentração média de ^{222}Rn entre os períodos de monitoramento.

Tabela 7: Concentração média de ^{222}Rn entre os períodos de monitoramento no galpão G4.

| Período de Monitoração | (kBq·m ⁻³) | Variação Percentual |
|------------------------|------------------------|---------------------|
| 1° | 0,78 ± 0,15 | 19% |
| 2° | 0,73 ± 0,08 | 11% |
| 3° | 1,63 ± 0,13 | 8% |
| 4° | 0,88 ± 0,15 | 16% |
| 5° | 2,73 ± 0,12 | 4% |
| 6° | 4,55 ± 0,16 | 4% |
| 7° | 4,49 ± 0,46 | 10% |
| 8° | 3,35 ± 0,08 | 2,30% |
| 9° | 3,31 ± 0,15 | 4,60% |

Para o 1°, 2° e 4° períodos de monitoração deve-se destacar que houve intensa operação dentro do galpão de rejeitos tratados G4 e o mesmo permaneceu a maior parte do tempo com as portas abertas, permitindo a constante troca de ar no ambiente.

Destacam-se o 3°, 5°, 6°, 7°, 8° e 9° períodos, onde os valores da concentração de ^{222}Rn foram superiores a 1000 Bq m⁻³, valor adotado como limite para adoção de medidas de proteção radiológica, estabelecido pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP, 2009). O aumento na concentração nesses períodos pode ser atribuído à menor troca de ar no local em virtude da menor frequência de atividades no galpão, pois não houve o armazenamento de novos rejeitos no local durante o período de monitoração. Cabe ressaltar também que no durante o 6° e 7° períodos, o galpão foi aberto apenas para troca dos detectores.

Uma explicação plausível para variação da concentração de ^{222}Rn entre os períodos seria as diferentes condições de ventilação no interior do galpão durante o período de estudo.

A figura 15 apresenta as concentrações de ^{222}Rn no interior do galpão de rejeitos radioativos tratados e na antecâmara, em todos os períodos de monitoração.

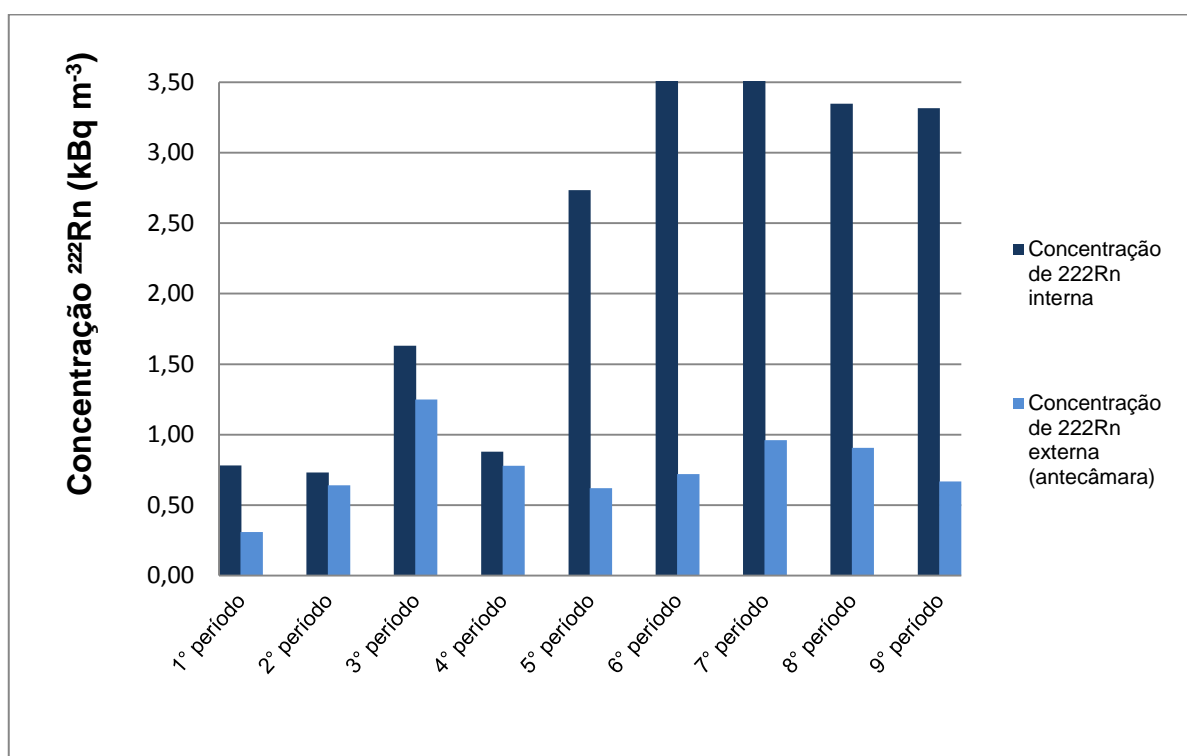


Figura 15. Concentração de ^{222}Rn entre os pontos internos e externos entre os períodos monitorados.

A tabela 8, apresenta os resultados da concentração de ^{222}Rn no galpão de rejeitos radioativos não tratados G3, referentes aos períodos de monitoramento de junho de 2012 a março de 2013. A concentração apresentada é a média entre os dois detectores posicionados em cada ponto de monitoração e a incerteza é dada pelo desvio padrão.

Tabela 8: Concentração de ^{222}Rn no Galpão de Rejeitos radioativos não tratados G3.

| Concentração de ^{222}Rn (kBq m^{-3}) | | | | | | | | | |
|---|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|
| Pontos | 1° Período | 2° Período | 3° Período | 4° Período | 5° Período | 6° Período | 7° Período | 8° Período | 9° Período |
| 14 | $0,81 \pm 0,01$ | $0,65 \pm 0,02$ | $0,61 \pm 0,03$ | $0,53 \pm 0,02$ | $0,69 \pm 0,01$ | $2,26 \pm 0,15$ | $2,89 \pm 0,02$ | $1,92 \pm 0,05$ | $2,54 \pm 0,11$ |
| 15 | $0,61 \pm 0,01$ | ND | $0,65 \pm 0,03$ | $0,53 \pm 0,06$ | $0,67 \pm 0,01$ | ND | $2,91 \pm 0,22$ | $1,95 \pm 0,15$ | $2,62 \pm 0,05$ |
| 16 | $0,83 \pm 0,08$ | $0,67 \pm 0,02$ | $0,72 \pm 0,04$ | $0,75 \pm 0,07$ | $0,79 \pm 0,17$ | $2,72 \pm 0,11$ | $2,90 \pm 0,09$ | $2,44 \pm 0,34$ | $3,11 \pm 0,33$ |
| 17 | $0,66 \pm 0,07$ | $0,66 \pm 0,06$ | $0,74 \pm 0,01$ | $0,59 \pm 0,08$ | $0,74 \pm 0,01$ | $2,36 \pm 0,02$ | $2,97 \pm 0,11$ | $2,06 \pm 0,18$ | $2,70 \pm 0,14$ |
| 18 | $0,73 \pm 0,07$ | $0,65 \pm 0,14$ | $0,69 \pm 0,05$ | $0,54 \pm 0,02$ | $0,44 \pm 0,32$ | $2,49 \pm 0,03$ | $2,86 \pm 0,13$ | $1,95 \pm 0,06$ | $2,50 \pm 0,13$ |
| 19 | $0,63 \pm 0,02$ | $0,67 \pm 0,05$ | $0,57 \pm 0,04$ | $0,58 \pm 0,02$ | $0,68 \pm 0,05$ | $2,26 \pm 0,11$ | $2,79 \pm 0,03$ | $2,00 \pm 0,01$ | $2,64 \pm 0,04$ |
| 20 | $0,62 \pm 0,03$ | $0,61 \pm 0,07$ | $0,62 \pm 0,11$ | $0,60 \pm 0,03$ | $0,70 \pm 0,04$ | $2,31 \pm 0,18$ | $3,03 \pm 0,09$ | $1,91 \pm 0,13$ | $2,43 \pm 0,05$ |
| 21 | $0,53 \pm 0,01$ | $0,72 \pm 0,05$ | $0,65 \pm 0,02$ | $0,56 \pm 0,01$ | $0,73 \pm 0,09$ | ND | $2,74 \pm 0,14$ | $1,87 \pm 0,05$ | $2,41 \pm 0,22$ |
| 22 | $0,75 \pm 0,01$ | $0,82 \pm 0,02$ | $0,70 \pm 0,10$ | $0,70 \pm 0,07$ | $0,71 \pm 0,03$ | $2,43 \pm 0,14$ | $2,95 \pm 0,02$ | $2,08 \pm 0,12$ | $2,67 \pm 0,03$ |
| 23 | $0,73 \pm 0,01$ | $0,71 \pm 0,07$ | $0,80 \pm 0,03$ | $0,66 \pm 0,01$ | $0,80 \pm 0,04$ | $2,47 \pm 0,05$ | $3,12 \pm 0,04$ | $2,14 \pm 0,15$ | $2,96 \pm 0,03$ |
| 24 | $0,76 \pm 0,11$ | $0,66 \pm 0,04$ | $0,76 \pm 0,02$ | $0,63 \pm 0,03$ | $0,79 \pm 0,13$ | $2,77 \pm 0,13$ | $3,15 \pm 0,21$ | $2,17 \pm 0,15$ | $2,96 \pm 0,28$ |
| 25 | $0,77 \pm 0,09$ | $0,59 \pm 0,01$ | $0,73 \pm 0,07$ | $0,64 \pm 0,01$ | $0,72 \pm 0,02$ | $2,14 \pm 0,01$ | $2,93 \pm 0,44$ | ND | $2,34 \pm 0,15$ |
| 26 | $0,66 \pm 0,03$ | $0,61 \pm 0,04$ | $0,67 \pm 0,09$ | $0,55 \pm 0,04$ | $0,68 \pm 0,08$ | ND | ND | $2,00 \pm 0,01$ | $1,58 \pm 0,07$ |

ND - Não determinado

A partir dos resultados obtidos no galpão de rejeitos radioativos não tratados G3 observa-se que não houve variações significativas na concentração de radônio entre os pontos monitorados no interior do galpão. A maior variação percentual na concentração de ^{222}Rn medida entre os treze pontos internos foi de 20% e ocorreu no sétimo período de monitoração, contudo, esse comportamento não foi observado nos outros períodos, sendo em média, da ordem de 10% nos outros períodos.

Para o 1º período a concentração média de radônio no interior do galpão foi de $0,70 \pm 0,09 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 13% entre os pontos monitorados. No 2º período a concentração média de radônio no interior do galpão foi de $0,67 \pm 0,06 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 9%. No 3º período a concentração média foi de $0,69 \pm 0,06 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 9%. No 4º período o valor médio foi de $0,61 \pm 0,07 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 11%. No 5º período a concentração média de radônio no interior do galpão é de $0,70 \pm 0,09 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 13%. No 6º período a concentração média de radônio no interior do galpão foi de $2,30 \pm 0,46 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 20%. No 7º período a concentração média de radônio no interior do galpão é de $2,94 \pm 0,12 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 4%. O 8º período apresentou concentração média de $2,04 \pm 0,09 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 5%. No 9º período o valor da concentração média no interior do galpão foram de $2,57 \pm 0,10 \text{ kBq m}^{-3}$ com variação percentual de 4%. A tabela 9 apresenta dos valores de concentração média de ^{222}Rn entre os períodos de monitoramento.

Tabela 9: Concentração média de ^{222}Rn entre os períodos de monitoramento no galpão G3.

| Período de Monitoração | (kBq·m ⁻³) | Variação Percentual |
|------------------------|------------------------|---------------------|
| 1° | 0,70 ± 0,09 | 13% |
| 2° | 0,67 ± 0,06 | 9% |
| 3° | 0,69 ± 0,06 | 9% |
| 4° | 0,61 ± 0,07 | 11% |
| 5° | 0,70 ± 0,09 | 13% |
| 6° | 2,30 ± 0,46 | 20% |
| 7° | 2,94 ± 0,12 | 4% |
| 8° | 2,04 ± 0,09 | 5% |
| 9° | 2,57 ± 0,10 | 4% |

No 1º, 2º, 3º, 4º e 5º períodos os valores da concentração média de radônio no galpão de rejeitos radioativos não tratados G3 encontram-se abaixo do valor recomendado pela ICRP para locais de trabalho. Durante esses períodos houve intensa atividade no interior do galpão favorecendo o aumento da taxa de ventilação e troca de ar entre os meios interno e externo.

Pode-se observar que durante o 6º, 7º, 8º e 9º períodos os valores da concentração média de ^{222}Rn no local são superiores à concentração de 1000 Bq m⁻³, estabelecida pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica para a adoção de medidas de proteção radiológica em locais de trabalho (ICRP 2009).

O aumento na concentração nesses períodos pode ser atribuído à menor taxa de ventilação, pois se verificou que não houve operação no local, o galpão foi aberto apenas para troca dos detectores. A figura 16 apresenta as concentrações médias de ^{222}Rn no interior dos galpões de rejeitos radioativos não tratados G3 e tratados G4.

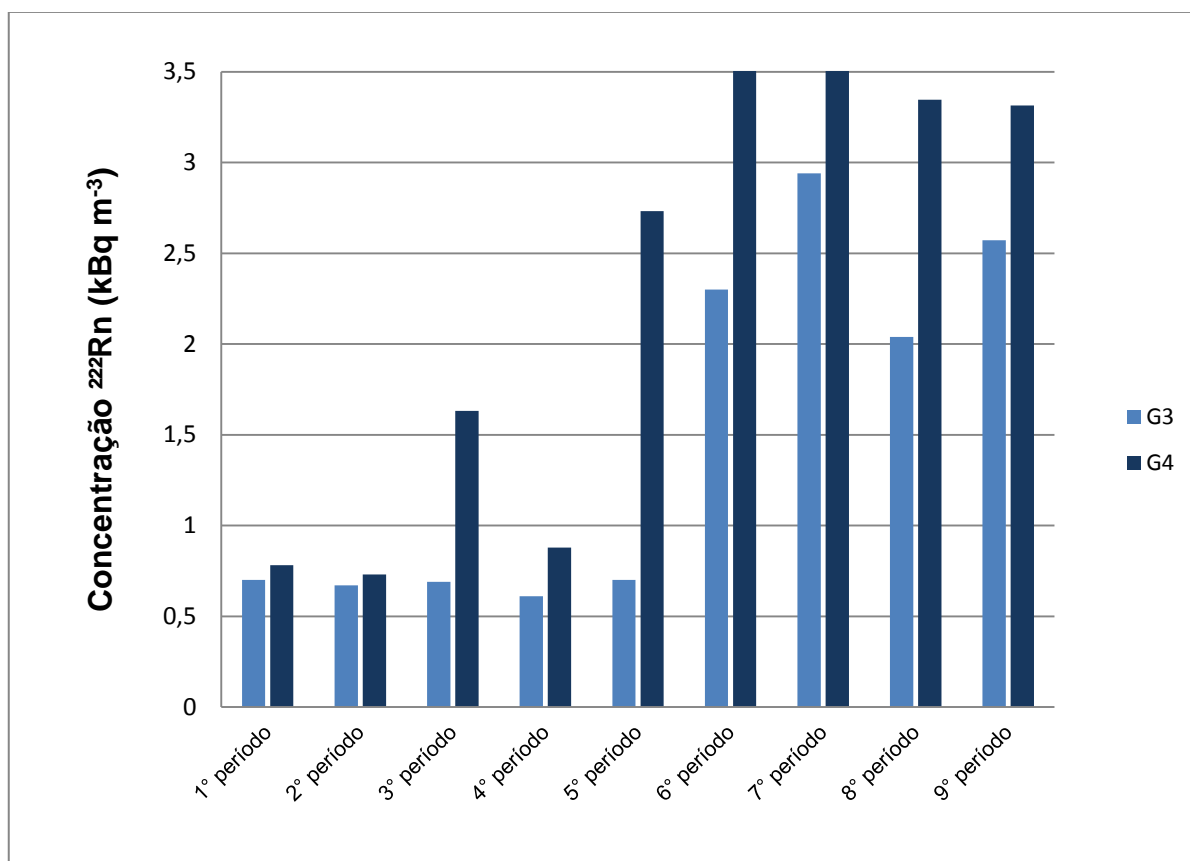


Figura 16. Concentração média de ^{222}Rn entre os galpões G3 e G4.

4.2 Dose Efetiva devido à inalação de ^{222}Rn

A inalação é a principal fonte de incorporação de ^{222}Rn . O risco de radiação está relacionado com a dose efetiva recebida pelo indivíduo. A dose efetiva pode ser avaliada a partir de modelos dosimétricos ou a partir dos resultados de estudos epidemiológicos. Neste trabalho, o coeficiente de conversão de dose adotado se baseia nos resultados de estudos epidemiológicos e assume que as condições de aerossol para a exposição não foram muito diferentes dos utilizados para a exposição de mineiros em minas de urânio.

A dose efetiva devido à inalação ^{222}Rn pelos indivíduos ocupacionalmente expostos ao ambiente nos galpões de rejeitos radioativos do IPEN foi avaliada a partir das recomendações da Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP-65, 1994), considerando-se a concentração média no ar durante o período

de monitoração, um tempo de exposição de 2000 horas por ano, um fator de equilíbrio radioativo entre o radônio e seus descendentes de 0,4, um fator de conversão de dose de 1,4 mSv/Bq por mJh/m³ e o fator de conversão de unidade de 5,6x10⁻⁶ mJh/m³ por Bq/m³. Os cálculos foram realizados por meio da equação 3.3. A tabela 10 apresenta a dose efetiva anual devido à inalação de ²²²Rn no interior dos galpões de rejeitos radioativos não tratados G3 e tratados G4, bem como a faixa de variação de dose considerando-se a menor e a maior concentração de radônio no ar nos dois locais.

Tabela 10: Dose efetiva (E) devido à inalação de ²²²Rn nos galpões de rejeitos radioativos G3 e G4.

| Local | E (mSv·a ⁻¹) |
|-------|--------------------------|
| G4 | 15,7 |
| G3 | 9,3 |

Uma vez que a concentração média de radônio variou significativamente entre os períodos de maior e menor atividade nos galpões, dois cenários foram considerados na tentativa de uma avaliação mais realista da dose devido à inalação de ²²²Rn nas instalações de armazenamento de resíduos radioativos investigado. Um cenário com melhor ventilação, quando a instalação permaneceu aberta a maior parte do tempo (junho a outubro de 2012) e outro cenário, quando a instalação permaneceu fechada a maior parte do tempo (dezembro de 2012 a maio de 2013). As doses efetivas variaram de 4,6 mSv·a⁻¹ a 29 mSv·a⁻¹ no galpão G4 e de 3,8 mSv·a⁻¹ a 18 mSv·a⁻¹ no G3, considerando-se a concentração de média de ²²²Rn mais baixa (junho a outubro de 2012) e depois a concentração média mais elevada (dezembro de 2012 a maio de 2013). Cabe ressaltar que essas estimativas são bastante conservativas, pois foi considerada a hipótese de tempo de trabalho de 2.000 horas que é superestimada.

Para o pior cenário, que considera a concentração média mais elevada, os resultados mostram que a dose efetiva anual devido à inalação de radônio excede

o limite de dose para indivíduos ocupacionalmente expostos de $20 \text{ mSv}\cdot\text{a}^{-1}$ (ICRP, 2008) no caso do galpão G4 e fica muito próxima desse limite no galpão G3. A figura 17 apresenta as doses efetivas para os dois cenários avaliados nos galpões de rejeitos radioativos tratados G4 e galpão de rejeitos radioativos não tratados G3.

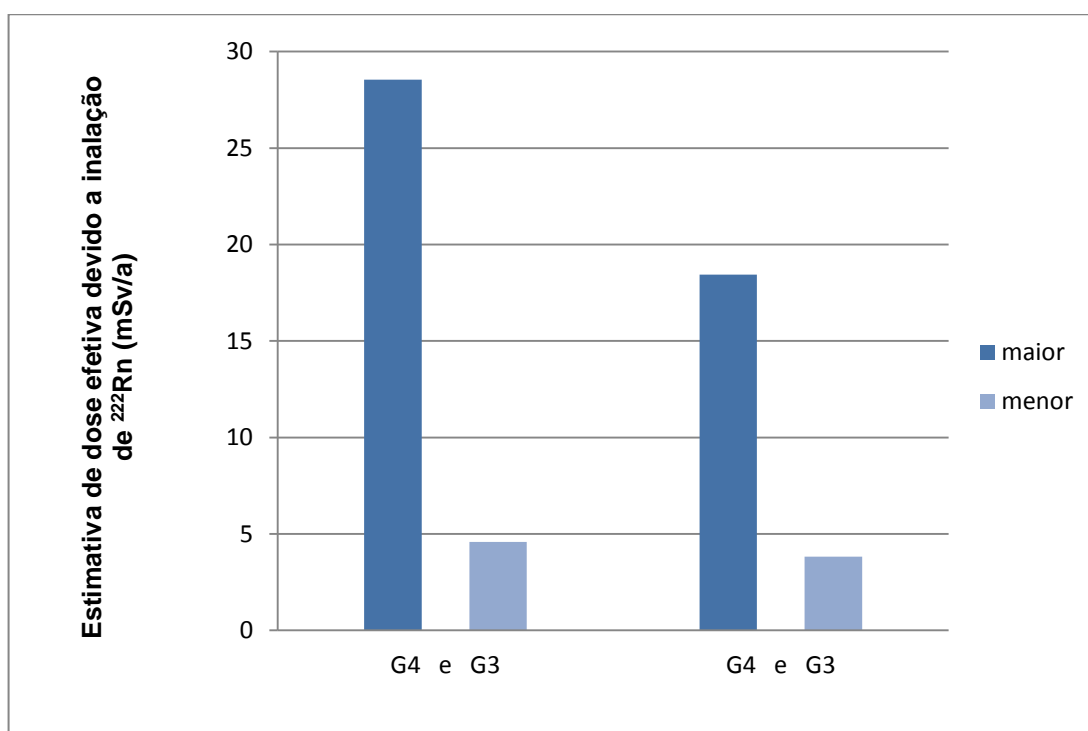


Figura 17. Estimativa da dose efetiva devido a inalação de ^{222}Rn no galpão de rejeitos radioativos G4 e G3.

5. Conclusões

O presente estudo teve como objetivo monitorar a concentração de ^{222}Rn no ar nos galpões de armazenamento de rejeitos tratados e não tratados da Gerência de Rejeitos Radioativos do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, contribuindo assim para o estabelecimento de ações corretivas, a fim de reduzir a exposição ao radônio para os trabalhadores dessas instalações.

As concentrações de ^{222}Rn no galpão de rejeitos radioativos G4 variam de $0,31 \pm 0,03$ a $1,25 \pm 0,01$ $\text{kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ no ponto externo do galpão (antecâmara), de $0,73 \pm 0,08$ e $4,55 \pm 0,16$ $\text{kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ entre os pontos internos do galpão de rejeitos radioativos tratados G4 e entre $0,61 \pm 0,07$ e $2,94 \pm 0,12$ $\text{kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ no galpão de rejeitos radioativos não tratados G3.

A Comissão Internacional de Proteção Radiológica estabeleceu que para locais de trabalhos a concentração de ^{222}Rn não deve ultrapassar o valor médio de 1000 $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ (ICRP REF 00/902/09 (2009)). No caso dos galpões de armazenamento de rejeitos foram encontrados níveis de concentração bastante superiores ao valor recomendado em alguns períodos de monitoração, especialmente quando os locais permaneciam fechados durante um tempo significativo.

Os resultados obtidos mostram a importância deste trabalho e permitem concluir que a introdução de um sistema de ventilação no lugar pode ser uma ação corretiva adequada para reduzir a exposição abaixo dos níveis recomendados.

É importante salientar que as normas nacionais que estabelecem o uso de sistema de ventilação em instalações de armazenamento provisório de rejeitos radioativos foram contempladas no projeto original e num futuro próximo o sistema de ventilação será instalado.

Faz-se necessário determinar a origem do ^{222}Rn , pois a partir dos resultados obtidos não foi possível responder essa questão. Cabe ressaltar que a hipótese de que o solo abaixo da construção ser o responsável pelos níveis de concentração nos locais foi desconsiderada, pois um estudo sobre a exalação de ^{222}Rn no solo do IPEN realizado no período de Abril de 2012 a Maio de 2013 mostrou que os níveis são compatíveis com o valor médio mundial sugerido pela UNSCEAR (2000). Desta forma, será iniciado um novo trabalho de pesquisa com o objetivo de avaliar a exalação de radônio em diferentes classes de rejeitos radioativos. A partir destes resultados será possível avaliar se há alguma falha nos processos de tratamento e que tipo de ações corretivas podem ser adotadas visando diminuir os níveis de radônio nos locais.

6. Referências

ALBERIGI, S., Avaliação da exposição ao ^{222}Rn nas cavernas do parque Estadual de Alto Ribeira (PETEAR). 2006. Dissertação (mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.

AL-KOFAHI, M.M., KHADER, B.R., LEHLOOH, A.D., KULLAB, M.K., ABUMURAD, K.M. Measurement of radon 222 in Jordanian dwellings. Nucl. TracksRadiat. Meas., v. 20, n. 2, p. 377-382, 1992.

CACCURI, L. S. Avaliação da exposição ocupacional ao ^{222}Rn no galpão da Salvaguardas do IPEN. São Paulo 2007. Dissertação (Mestrado) – INSTITUTO DE PESQUISA ENERGÉTICAS E NUCLEARES.

CAMPOS, M. P.; PECEQUILO, B. R. S.; MAZZILLI, B. P. ^{222}RN AND ^{212}PB EXPOSURES AT A BRAZILIAN SPA. RADIATION PROTECTION DOSIMETRY, V. 141, P. 210-214, 2010.

CAMPOS, M.P., PECEQUILO, B.R.S., MAZZILLI, B.P., Assessment of radon exposure at Termas de Araxá spa, Brazil using Makrofol E detector, In: International Conference on radioactivity in the environment, P193-196, MONACO 2002.

CAMPOS, M.P., Avaliação do Impacto radiológico provocado por materiais de construção em moradores de casa populares. 1994. Dissertação (mestrado)- INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES, SÃO PAULO.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Licenciamento de depósitos de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis de radiação. Norma NN 8.01. Resolução CNEN 168/14, Abril / 2014.

COSTA, L.J.P. Estudo da Exalação de Radônio em Placas e Tijolos de Fosfogesso de diferentes procedências. Dissertação (Mestrado) - INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES, SÃO PAULO. 2011 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. GERÊNCIA DE REJEITOS RADIOATIVOS EM INSTALAÇÕES RADIATIVAS. RIO DE JANEIRO, NOV. 1985 (CNEN- NE- 6.05).

DELLAMANO, J. C. uso de microssílica como aditivo na imobilização de rejeitos radioativos em cimento. São Paulo 1995. dissertação (mestrado) – INSTITUTO DE PESQUISA ENERGÉTICAS E NUCLEARES.

DURRANI, S.A. NUCLEAR TRACKS: A SUCCESS HISTORY OF THE 20TH CENTURY. RADIANT. MEAS., V. 34, P.5-13, 2001.

DURRANI, S.A., BULL, R.K., 1987. SOLID STATE NUCLEAR TRACK DETECTION. PERGAMON PRESS, OXFORD, P. 304.

EISENBUD, M. ENVIRONMENTAL RADIOACTIVITY. FROM NATURAL, INDUSTRIAL, AND MILITARY SOURCES. 3^a ED- ACADEMIC PRESS, INC-1987.

ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY (EPA), Final Draft for The DrinkingWater Criteria Document on Radon. U.S.Environmental Protection Agency, Washington, DC. *TR-1242-86*, 1991.

GEORGE, A.C. An overview of instrumentation for measuring environmental radon and radon progeny. IEEE Transactions of Nuclear Science, v. 37, n.2, p. 892-901, 1991.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT GLOSSARY - 2 ED. VIENNA, 1988. (IAEA - TECDOC-447).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT: A SOURCE BOOK. VIENNA, 1992.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The principles of radioactive waste management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna, 1995.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Selection of efficient options for processing and storage of radioactive waste in countries with small amounts of waste generation, IAEA-TECDOC-1371, IAEA, Vienna, 2003.

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP). ICRP STATEMENT ON RADON ICRP REF 00/902/09 (2009).

ICRP (International Commission on Radiological Protection) 1981 Limits for Inhalation of Radon Daughters by Workers. ICRP Publication 32. Ann. ICRP 6 (1).

ICRP (International Commission on Radiological Protection) 1984 Principles for Limiting Exposure of the Public to Natural Sources of Radiation. ICRP Publication 39. Ann. ICRP 14 (1).

ICRP (International Commission on Radiological Protection) 1994 Protection against Radon-222 at home and work ICRP Publication 65. Ann. ICRP **23**(2).

ICRP (International Commission on Radiological Protection) 2008 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP Report **103**.

Oliveira, J. Determinação dos níveis de radioatividade natural em águas utilizadas para abastecimento público no Estado de São Paulo. 1998. Tese (doutorado) - INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES, SÃO PAULO.

KNOLL, G., F., RADIATION DETECTION AND MEASUREMENT, 2ND ED., NOVA YORK, 1979.

LITTLEFIELD, T. A., THORLEY, N. / ATOMIC AND NUCLEAR PHYSICS AN INTRODUCTION / 1963.

LIVESEY, D. L. / ATOMIC AND NUCLEAR PHYSICS / 1966.

MAYYA, Y.S., EAPPEN, K.P., NAMBI, K.S.V. METHODOLOGY FOR MIXED FIELD INHALATION DOSIMETRY IN MONAZITE AREAS USING A TWIN-CUP DOSEMETER WITH THREE TRACK DETECTORS. RAD. PROT. DOSIM., V. 77, N. 3, P. 177-184, 1998.

NCRP-45. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS. NATURAL BACKGROUND RADIATION IN THE UNITED STATES. NOV. 15, 1975.

NCRP-94. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS. Exposure of the population in the United States and Canada from natural background radiation. Nov. 15, 1987. (NCRP-94).

NCRP-97. NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS. MEASUREMENT OF RADON AND RADON DAUGHTER IN AIR. NOV. 15, 1988.

NIKEZIC, D., UROSEVIC, V. A THEORETICAL STUDY OF RADON MEASUREMENTS WITH ACTIVE CHARCOAL. NUCL. INST. MET. PHYS. RES., Nº 406, P. 486-498, 1998.

O'SULLIVAN, Status and issues on disposal and storage of radioactive waste from non-power applications. *In*: Proceedings of Conference on Management of radioactive wastes from non-power applications – Sharing the experience, November 5 to 9, 1997, Vienna. p. 308-318, IAEA, Vienna, 2001.

PAULO, S. R. Dosimetria ambiental de Rn-222 e filhos: Medida da eficiência absoluta do CR-39 levando-se em conta os efeitos do plate-out e fatores ambientais. Campinas: 1991. Tese (Doutorado) – Universidade de Campinas.

PRICE, P.B., FLEISCHER, R.L., PETERSON, D.D., 1967. IDENTIFICATION OF ISOTOPES OF ENERGETIC PARTICLES WITH DIELECTRIC TRACK DETECTORS. PHYS. REV. 164,1618E1620.

PRICE, P.B., FLEISCHER, R.L., 1971. IDENTIFICATION OF ENERGETIC HEAVY NUCLEI WITH SOLID DIELECTRIC TRACK DETECTORS: APPLICATIONS TO ASTROPHYSICAL AND PLANETARY STUDIES. ANN. REV. NUC. SCI. 21, 295E334.

TUREK, K., GELEV, M., DIMOV, I. COMPARATIVE MEASUREMENTS OF SOIL GAS RADON CONCENTRATION USING THERMOLUMINESCENT AND TRACK DETECTORS. RADIAT. MEAS., V. 38, P.843-846, 2004.

TSURUTA, T., KOGUCHI, Y., YASUDA, N., 2008. DISCRIMINATION OF HEAVY IONS USING COPOLYMERS OF CR-39 AND DAP. RADIAT. MEAS. 43, S48ES51.

UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION (UNSCEAR). SOURCES AND EFFECTS OF IONIZING RADIATION. VOL. 1 (NEW YORK: UNITED NATIONS PUBLIC), 2000.

URBAN, M., BINNS, D.A.C., ESTRADA, J.J. Radon measurements in mines and dwellings. Karlsruhe, Alemanha, HauptabteilungSicherhit. Jan, 1985 (KfK 3866).