

DETERMINAÇÃO DAS TAXAS DE DOSE AMBIENTAIS E OCUPACIONAIS DE
RADIAÇÃO GAMA, EM CONSEQUÊNCIA DA PRESENÇA DO RDS-111 E DO
DEPÓSITO DE REJEITOS RADIOATIVOS NO IEN/CNEN

Ilka Helena Taam Santos Monteiro

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DA COORDENAÇÃO DOS
PROGRAMAS DE PÓS-GRADUAÇÃO DE ENGENHARIA DA UNIVERSIDADE
FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS REQUISITOS
NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM CIÊNCIAS EM
ENGENHARIA NUCLEAR.

Aprovada por:

Prof^a. Vergínia Reis Crispim, D. Sc.

Dr. Luiz Antonio Ribeiro da Rosa, D.Sc.

Dr.^a Cláudia Lúcia de Pinho Maurício, D.Sc.

Dr. Júlio César Suíta, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL
FEVEREIRO DE 2005

MONTEIRO, ILKA HELENA TAAM SANTOS

Determinação das Taxas de Dose Ambientais e Ocupacionais de Radiação Gama, em Consequência da Presença do RDS-111 e do Depósito de Rejeitos Radioativos no IEN/ CNEN [Rio de Janeiro] 2005

XXI, 141 p. 29,7 cm (COPPE/UFRJ, M.Sc., Engenharia Nuclear, 2004)

Tese - Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE

1. Ciclotron RDS-111
2. Depósito de Rejeitos Radioativos
3. LiF:Mg,Cu,P (TLD100H)

I. COPPE/UFRJ II. Título (série)

*Para Vitor Emanuel e Tiago Emanuel,
meus filhos, por tudo que representam para mim, por
todo bem que me fazem. Para que sempre tenham vivas
em suas memórias a importância da fé em Deus e da fé
em si próprios na conquista de seus ideais.*

Agradecimentos

A Deus, pela oportunidade maravilhosa que me proporcionou de realizar este trabalho e principalmente pela Sua primordial companhia em todos os momentos dessa “Importante Caminhada”.

Aos meus pais, Urubatan e Suely pela minha educação e apoio constante, em todos os momentos da minha vida.

Ao meu marido, Vitor Emanuel pelas valiosas palavras de incentivo, pela credibilidade, carinho, companheirismo e compreensão, imprescindíveis para concretização desse trabalho.

Ao meu filho, Vitor Emanuel, por todo carinho, amizade e compreensão. Pelo apoio e auxílio constantes, primordiais para a realização desse trabalho.

Ao meu filho, Tiago Emanuel, que mesmo ainda tão pequenino, me proveu de muita força e estímulo para a finalização desse trabalho.

Às minhas irmãs, Izaura e Isabel pelo estímulo e carinho de sempre.

Ao meu afilhado Pedro Luiz pelas constantes palavras de incentivo.

Aos meus sobrinhos: Raquel, Pedro, Ráfaga, Nathália, Morena e Francisco.

À Professora Vergínia Reis Crispim, orientadora e amiga, pela competência profissional, pelo vasto conhecimento em proteção radiológica, do qual me orgulho muito de ter contado, pelo apoio e incentivo constante.

Ao Dr. Luiz Antonio Ribeiro da Rosa, do Instituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD, a quem fui privilegiada de ter como orientador, pela competência, profissionalismo e generosidade, que contribuíram, essencialmente para a realização desse trabalho.

Ao Dr. Domingos D' Oliveira Cardoso, ex-chefe da Divisão de Radioproteção e Segurança do Instituto de Engenharia Nuclear, pela oportunidade e primordial incentivo na iniciativa desse trabalho

Ao Dr. Sérgio Chaves Cabral, ex-superintendente do Instituto de Engenharia Nuclear, pela oportunidade de realizar esse trabalho.

Ao Dr. Júlio César Suíta, superintendente do IEN, pelo primordial apoio e incentivo na realização desse trabalho.

Ao João Regis dos Santos, Coordenador de Segurança e Proteção Radiológica do IEN, pela fundamental colaboração na viabilização desse trabalho.

Ao Dr. João Carlos Pereira da Silva, chefe do Serviço de Proteção Radiológica do IEN, pela compreensão, amizade e precioso auxílio no decorrer desse trabalho.

Ao Miguel Angelo Valle Bastos, chefe da DIRA, pela valiosa orientação e pela disponibilização das instalações da DIRA, fato imprescindível para a realização desse trabalho.

À Ana Maria S. Braghirolli, chefe do SERAD, Serviço de Radiofármacos, pela colaboração durante o monitoramento das instalações do SERAD, pelas referências bibliográficas cedidas e informações técnicas.

Ao Dr. Martin Oberholfer, Instituto Militar de Engenharia, IME, pelos ensinamentos passados em dosimetria termoluminescente, fruto do seu vasto conhecimento, assim como, pela lição de simplicidade dada, ao disseminar esses conhecimentos de forma tão generosa, no dia-a-dia do meu valioso aprendizado.

À Dr.^a Cláudia Lúcia de Pinho Maurício, chefe do Serviço de Monitoração Individual Externa do IRD, por sua valiosa colaboração no decorrer desse trabalho, pelos ensinamentos passados, generosidade e amizade.

Ao amigo Evandro, LCR/UERJ, pelos ensinamentos passados e colaboração no início desse trabalho

Ao Antonio Carlos e Denise, LCR/UERJ, pela disponibilização do laboratório e serviço de calibração na primeira fase desse trabalho.

À minha amiga Luzianete Amaral (Aninha), a quem jamais poderia esquecer de agradecer, pela competência profissional, amizade e dedicação, durante todo o processo de irradiação dos detectores no Laboratório de Metrologia das Radiações Ionizantes – LNMRI/IRD.

Ao Colega Sérgio Alves Gonçalves do Instituto de Radioproteção e Dosimetria/IRD, pela valiosa colaboração dada no decorrer desse trabalho.

Ao meu amigo e colega de trabalho, João Carlos dos Santos Pereira, pelo grande incentivo, e valiosa contribuição nos trabalhos de computação gráfica, essencial para a complementação desse trabalho.

À minha grande amiga, Maria Virginia Teixeira, pela amizade sincera, e imprescindíveis palavras de incentivo dadas ao longo do tempo, sempre me fazendo olhar para frente e caminhar em direção aos meus objetivos, que Deus te abençoe.

À amiga Ana Cristina Moraes da Costa, por todos os momentos felizes e difíceis que compartilhamos ao longo do curso, pela amizade sincera, e constantes palavras de incentivo.

Ao amigo Vandir de Azevedo Gouveia, pelo apoio e palavras de incentivo.

À amiga Estér, pelo apoio constante e palavras de incentivo.

Ao colega Daniel Quaresma, pelo precioso auxílio na irradiação dos detectores no LNMRI/IRD.

Aos colegas, Alzira Querino, Osvaldir Paulo, Elenilda, José Vaz, José Segundo, Tânia, Marise, Luiz Reina, Kátia Cardoso, Cláudio Reis e Cláudio Grecco, do IEN, por toda colaboração na realização desse trabalho.

À Maria Bernarda Teixeira Duarte, pelo valioso auxílio bibliotecário, dedicação e amizade.

Ao amigo Marcus Vinicius Echternacht, nosso Magaiver, pelo auxílio dado durante as medidas nas Instalações de Rejeito Radioativo do IEN.

Ao colega Gonçalo Rodrigues dos Santos, pela atenção dispensada e especial colaboração durante as medidas realizadas nas instalações do RDS-111.

Ao colega Ubirajara Maribondo Vinagre, por sua colaboração nas medidas de espectrometria gama realizadas no salão do RDS-111, assim como pelo valioso auxílio dado durante as análises dessas medidas.

Ao colega Rogério Chaffin Nunes, pela especial atenção dispensada durante as medidas de espectrometria gama realizadas no salão do RDS-111.

Ao colega, Luiz Fernando Bellido, pela singular colaboração durante a realização das análises de espectrometria gama realizadas no salão do ciclotron RDS-111.

A todos os colegas do SERAD, Serviço de Radiofármacos, cuja colaboração durante a realização das medidas foi imprescindível para viabilização desse trabalho.

Aos colegas da SECIC, Serviço do Ciclotron, pela disponibilização das informações sobre o ciclotron CV-28.

Aos colegas da SEREA, Serviço do Reator Argonauta, pela disponibilização das informações sobre o Reator.

À minha psicóloga Márcia Maria Azevedo, por ter me ajudado a ver e vivenciar minhas possibilidades.

Ao Instituto Militar de Engenharia, pela disponibilização do detector para a realização das medidas de espectrometria gama realizadas.

Ao Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes/ IRD, pela disponibilização das instalações necessárias para realização de todas as irradiações mencionadas neste trabalho.

Ao Instituto de Engenharia Nuclear, pela oportunidade de realizar esse trabalho.

A todos que direta ou indiretamente contribuíram para a realização desse trabalho

Não há maior prova de ignorância
do que acreditar que o inexplicável é impossível.
(S. Bilard)

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

DETERMINAÇÃO DAS TAXAS DE DOSE AMBIENTAIS E OCUPACIONAIS DE
RADIAÇÃO GAMA, EM CONSEQUÊNCIA DA PRESENÇA DO RDS-111 E DO
DEPÓSITO DE REJEITOS RADIOATIVOS NO IEN/CNEN

Ilka Helena Taam Santos Monteiro

Fevereiro/2005

Orientadores: Vergínia Reis Crispim

Luiz Antonio Ribeiro da Rosa

Programa: Engenharia Nuclear

O Instituto de Engenharia Nuclear é um órgão da CNEN, fundado em 1962 com o compromisso de realizar pesquisas visando o desenvolvimento tecnológico nuclear do País. Em 2003, após a aquisição de um novo acelerador de partículas, o RDS-111, passou a produzir ^{18}F para obtenção da fluordesoxiglicose, FDG. O IEN conta, ainda, com um Depósito de Rejeitos Radioativos que armazena rejeitos gerados internamente, desde o início de suas atividades, e os provenientes de estabelecimentos externos, desde o início da década de 70. Com dosímetros termoluminescentes de LiF:Mg,Cu,P (TLD-100H), instalados em pontos dessas duas instalações e outros, posicionados em estações ambientais próximas a elas, verificou-se: se as doses ocupacionais eram inferiores ao limite estabelecido pela Norma CNEN-NE-3.01; se a classificação das áreas se adequava; e se contribuía para o aumento da taxa de kerma ambiental no IEN. Os detectores passaram por ensaios de caracterização e o desempenho deles foi comparado com os do monitor MIR 7026 e cintilômetro SPP2-NF. Os resultados mostraram que o limite de dose ocupacional estabelecido em Norma está sendo preservado e que as duas instalações não contribuem efetivamente para o aumento da taxa de kerma ambiental.

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

DETERMINATION OF THE ENVIRONMENTAL AND OCCUPATIONAL DOSE
RATE OF GAMMA RADIATION IN CONSEQUENCE OF RDS-111 PRESENCE
AND THE RADIOACTIVE WASTE STORE IN THE IEN/CNEN

Ilka Helena Taam Santos Monteiro

February/2005

Advisors: Vergínia Reis Crispim

Luiz Antonio Ribeiro da Rosa

Department: Nuclear Engineering

The Institute of Nuclear Engineering (IEN) is a branch of CNEN (National Regulatory Authority) established in 1962 with the commitment to carry out research aiming the nuclear technology development in our Country. In 2003, after the acquisition of a new particle accelerator, the RDS-111, it started to produce ^{18}F in order to obtain fluorodeoxiglicose, FDG. IEN counts, in addition, on a Radioactive Waste Deposit that stores internally generated radioactive waste since the beginning of its activities, and from external establishments since the beginning of the decade of 70. Three facts could be verified with the use of termoluminescentes dosimeters of LiF:Mg, Cu, P (TLD-100H) installed in specific points of these two installations and others located in surrounding ambient stations; i) first, verifying if occupational doses were inferior to the limit established by CNEN-NE-3.01 Standards. ii) second, checking the classification of the areas; and iii) if those these doses contribute for the increase of the ambient kerma rate at IEN. Those detectors were submitted to characterization assays and their performance were compared with the ones obtained with gamma radiation monitors MIR 7026 and SPP2-NF cintilometer. The results had shown that the obtained values are respecting the limits established by CNEN Standards and that the two installations do not contribute effectively for the increase of the ambient kerma rate.

ÍNDICE DO TEXTO

CAPÍTULO 1

Introdução.....	01
1.1 – Considerações Gerais.....	01
1.2 – Objetivo.....	04

CAPÍTULO 2

Revisão Bibliográfica.....	05
2.1 – Medidas de taxa de dose gama utilizando dosimetria termoluminescente.....	05
2.2 - Medidas de taxa de dose gama utilizando o LiF:Mg,Cu,P.....	10

CAPÍTULO 3

Fundamentos Teóricos	16
3.1- Dosimetria Termoluminescente.....	16
3.2 - Dosímetro Termoluminescente.....	18
3.3 - Emissão Termoluminescente.....	19
3.4 - Curva de Emissão Termoluminescente.....	22
3.5 - Características dos Detectores.....	23
3.5.1 – Linearidade.....	23
3.5.2 - Dose Mínima Detectável.....	24
3.5.3 – Reprodutibilidade.....	25
3.5.4 – Desvanecimento.....	25
3.5.5 - Dependência Energética.....	26
3.6 - Monitoramento Ambiental.....	27
3.7 - Monitoramento Ocupacional.....	31
3.7.1 - Programas de Monitoramento.....	31
3.7.2 - Exposição Ocupacional.....	31
3.8 – Monitoramento de Área.....	32
3.9 – Proteção Radiológica.....	33
3.10 - Detector.....	38
3.11 - Detector LiF:Mg;Cu;P.....	39

3.12 – Monitor Inteligente de Radiação (MIR 7026).....	40
3.13 – Cintilômetro SPP2-NF.....	41
3.14 – Detector HPGe.....	43
3.15– Espectrometria γ	43
3.16 – Aceleradores de Partículas do Tipo Ciclotron.....	45
3.16.1 - Ciclotron RDS-111.....	47
3.17 - Processamento químico para obtenção do [^{18}F] FDG.....	49
3.18 - Produção de Radiofármacos.....	51
3.19 – Radiofármacos produzidos no IEN.....	52
3.19.1 - Fluordesoxiglicose (FDG) marcada com Flúor-18.....	52
3.19.2 - Iodeto de sódio marcado com ^{123}I Ultrapuro.....	53
3.19.3 - Meta-iodobenzilguanidina (M^{123}IBG)	53
3.20 – Levantamento pré-operacional do IEN.....	53

CAPÍTULO 4

Materiais e Métodos.....	55
4.1 - Sistema Termoluminescente.....	55
4.1.1 – Porta – detector.....	55
4.1.2 – Detectores LiF: Mg,Cu,P.....	56
4.1.3 - Tratamento térmico.....	58
4.1.4 – Leitura dos detectores termoluminescentes.....	59
4.1.4.1 - Controle de qualidade do leitor.....	60
4.1.5 – Controle de Qualidade do Sistema de Leitura.....	61
4.1.5.1 – Detectores de controle.....	61
4.1.5.2- Detectores brancos.....	61
4.2 - Procedimentos para caracterização dos detectores LiF:Mg,Cu,P.....	62
4.2.1 Irradiação dos detectores em feixe de radiação γ	62
4.2.2 Irradiação dos detectores em feixe de Raios X.....	63
4.2.3 Integridade física do detector.....	64
4.2.4 Seleção e identificação dos detectores.....	64
4.3 - Ensaios para caracterização do lote de detectores de LiF:Mg,Cu,P.....	66
4.3.1 – Reprodutibilidade em função da Dose.....	66
4.3.2 - Dose Mínima Detectável.....	67

4.3.3 – Desvanecimento.....	68
4.3.4 - Dependência Energética.....	68
4.4 - Calibração dos detectores de LiF:Mg,Cu,P em termos de kerma no ar.....	69
4.5 - Metodologia de monitoramento com dosímetros LiF:Mg,Cu,P.....	69
4.5.1 Preparo dos dosímetros utilizados para monitoramento local e ambiental...	70
4.5.1.1 Principais características da blindagem do RDS-111.....	70
4.5.1.2. - Monitoramento nas instalações do ciclotron RDS-111.....	71
4.5.1.3 - Monitoramento durante o processamento químico e expedição....	72
4.5.1.3.1 - Período de exposição.....	73
4.5.1.4 – Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN.....	78
4.5.1.5 - Monitoramento no Depósito de Rejeitos e adjacências.....	80
4.5.1.5.1 - Período de exposição.....	83
4.5.1.6 – Monitoramento Ambiental.....	83
4.5.1.6.1 – Período de Exposição.....	86
4.5.1.7– Monitoramento com Geiger-Müller e cintilômetro.....	86
4.5.1.7.1 – Monitor Inteligente de Radiação (MIR).....	87
4.5.1.7.2 – Cintilômetro SPP-2 NF.....	88
4.5.1.8 - Espectrometria de radiação γ no salão do ciclotron RDS-111.....	88
4.5.1.8.1 – Análise dos espectros de radiação γ	90
4.5.1.9 – Cálculo das incertezas associadas às medições.....	90

CAPÍTULO 5

Resultados e Discussões.....	93
5.1 – Seleção do lote de detectores de LiF:Mg,Cu,P.....	93
5.2 – Resultados da caracterização do lote de detectores.....	99
5.2.1 – Reprodutibilidade versus Dose e leitura TL mínima detectável.....	99
5.2.2 – Desvanecimento.....	100
5.2.3 – Dependência Energética.....	102
5.3- Resultados da calibração dos dosímetros TL em fonte de ^{137}Cs	103
5.4 -Espectrometria γ com o detector HPGe, no Salão do Ciclotron RDS 111.....	103
5.5 – Monitoramento radiométrico nas instalações do ciclotron RDS-111.....	105
5.6– Monitoramento radiométrico durante o processamento químico e expedição.....	111

5.7 - Monitoramento radiométrico nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências.....	118
5.8. - Monitoramento ambiental.....	123

CAPÍTULO 6

Conclusões e Sugestões.....	130
Referências Bibliográficas.....	133

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 3.1: Modelo simplificado do fenômeno da termoluminescência.....	21
Figura 3.2: Exemplo de uma curva de linearidade.....	24
Figura 3.3: Monitor Inteligente de Radiação ; modelo 7026, MIR-7026	41
Figura 3.4: Contribuição dos processos de interação de fótons com a matéria em função da energia destes e do número atômico do material.....	45
Figura 3.5: Campo magnético polarizado em um acelerador do tipo ciclotron, conduzindo o feixe de partículas em uma trajetória quase espiral.....	46
Figura 3.6: Cinética do feixe de íons H ⁺ no interior de um acelerador do tipo ciclotron , no momento em que o feixe é extraído e segue em direção ao alvo.....	46
Figura 3.7: O ciclotron compacto RDS-111 aberto e fechado, completamente envolvido pela blindagem móvel.....	47
Figura 4.1: Descrição detalhada do porta-detector para dosimetria termoluminescente.....	56
Figura 4.2: Detector TL de LiF: Mg, Cu,P (TLD-100H).....	57
Figura 4.3: Visão detalhada do Disco para a leitura de detectores TL do Leitor Harshaw modelo 5500.....	58
Figura 4.4: Leitor Harshaw Modelo 5500.....	59
Figura 4.5: Curva de emissão do LiF:Mg,Cu,P(TLD-100H) obtida através do Leitor Harshaw 5500, de acordo com o programa TLD-SHELL.....	60
Figura 4.4: Planta para visualização geral das instalações monitoradas da Divisão de Radiofármacos (DIRA), sub-dividida em Setores, conforme mostram, a seguir, as figuras 4.4.a; 4.4.b e 4.4.c.....	74
Figura 4.4.a: Pontos de amostragem com TLD nas instalações do RDS-111: (01), na entrada do salão do RDS-111; (02), no salão do RDS-111, próximo à canaleta; (03), na mesa do operador do RDS-111.....	75
Figura 4.4.b: Pontos de amostragem com TLD no setor 2: (04), no operador da célula de ¹⁸ F; (05), próximo à célula de expedição do ¹⁸ F; (10), na sala do gerador do ciclotron CV-28; (11), no corredor de acesso ao 2 ^o piso.....	76
Figura 4.4.c: Pontos de amostragem com TLD no setor 3: (06), na capela do fluxo laminar; (07), bancada do cromatógrafo; (08), na bancada do HPLC; (09), na capela da Química morna; (14), na janela da expedição; (15), na bancada da expedição. Os pontos 12 e 13 não aparecem nessa figura, pois	

estão localizados no 2 ^o piso do prédio da DIRA. O ponto 12 está localizado na chaminé da célula de ¹⁸ F e o ponto 13 encontra-se na oficina mecânica.....	77
Figura 4.5: Localização dos dosímetros TL no Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN e suas adjacências, de acordo com a tabela 4.9.....	82
Figura 4.6: Estação ambiental de TLD estabelecida pelo Programa de Monitoramento Ambiental (PMA)/IEN.....	84
Figura 4.7: Disposição dos dosímetros ambientais nas proximidades das instalações da Divisão de Radiofármacos e Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN.....	85
Figura 4.8: Sistema de Espectrometria para radiação γ	89
Figura 5.1: Distribuição da sensibilidade dos detectores TL utilizados no trabalho.....	98
Figura 5.2: Distribuição da reprodutibilidade dos detectores TL utilizados no trabalho os detectores TL que apresentaram reprodutibilidade pior que 5% não foram utilizados nas avaliações de dose.....	98
Figura 5.3: Reprodutibilidade dos detectores selecionados.....	99
Figura 5.4: Desvanecimento do LiF:Mg,Cu,P à 20°C. Em vermelho é mostrado o ajuste linear dos pontos experimentais.....	101
Figura 5.5: Desvanecimento do LiF:Mg,Cu,P a 50 °C. Em vermelho é mostrado o ajuste linear dos pontos experimentais.....	101
Figura 5.6: Dependência energética do detector de LiF:Mg, Cu, P.....	102
Figura 5.7: Espectros gama obtidos com o detector HPGe, com um ganho de amplificação de 30 V, durante medidas realizadas no salão do RDS 111.....	104
Figura 5.8: Espectros gama obtidos com o detector HPGe, com um ganho de amplificação de 10 V, durante medidas realizadas no salão do RDS 111.....	105
Figura 5.9: Equivalente de dose ambiente anual no RDS-111 calculada a partir dos resultados obtidos com o MIR 7026. Ponto 1-Entrada do RDS-111; Ponto 2-próximo a canaleta; Ponto 3-Operador do RDS-111.....	107
Figura 5.10: Equivalente de dose ambiente anual no RDS-111 calculada a partir dos resultados obtidos com o TLD-100H (LiF: Mg,Cu,P). Ponto 1-Entrada do RDS-111; Ponto 2-próximo a canaleta; Ponto 3-Operador do RDS-111.....	108

Figura 5.11: Determinação do equivalente de dose ambiente anual durante a obtenção e expedição do FDG, a partir das medidas realizadas com o MIR 7026.....	117
Figura 5.12: Determinação da dose anual de radiação γ com TLD, nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências.....	120
Figura 5.13: Taxa de kerma médio medido com TLD, no primeiro período da primeira etapa de amostragem ambiental.....	125
Figura 5.14: Taxa de kerma médio medido com TLD no segundo período da primeira etapa de amostragem ambiental.....	126
Figura 5.15: Taxa de kerma médio medido com TLD no primeiro período da segunda etapa de amostragem ambiental.....	127
Figura 5.16: Taxa de kerma médio medido com TLD no segundo período da segunda etapa de amostragem ambiental.....	128
Figura 5.17: Comparação entre os valores médios de taxa de kerma medidos com TLD1 e TLD2.....	129

ÍNDICE DE TABELAS

Tabela 3.1: Principais componentes do ciclotron RDS-111.....	48
Tabela 4.1: Características dos detectores termoluminescentes de LiF: Mg,Cu,P e LiF:Mg,Ti.....	57
Tabela 4.2: Condições de irradiação dos detectores para teste de dependência energética com a fonte de ^{137}Cs	62
Tabela 4.3: Características dos campos de raios-X, da série ISO de espectros estreitos (N) utilizados para verificar a dependência dos detectores TL com a energia da radiação.....	63
Tabela 4.4: Condições de irradiação dos detectores para o teste de dependência energética.....	63
Tabela 4.5: Principais parâmetros envolvidos na produção do ^{18}F	71
Tabela 4.6: Locais referentes ao monitoramento realizado na DIRA/IEN.....	72
Tabela 4.7: Quantidade de material radioativo armazenado anualmente no DRR/IEN.....	79
Tabela 4.8: Fontes sólidas recebidas entre 2001 e 2002 e suas respectivas atividades nominais.....	79
Tabela 4.9: Locais referentes ao monitoramento realizado na DIRJ e setores adjacentes.....	81
Tabela 4.10: Locais de amostragem ambiental no IEN.....	84
Tabela 4.11: Componentes da incerteza combinada dos monitoramentos realizados no IEN/CNEN.....	92
Tabela 5.1: Propriedades do lote de detectores TL de LiF: Mg,Cu,P, inicialmente selecionado, para ser utilizado no presente trabalho.....	94
Tabela 5.2: Dose mínima detectável.....	100
Tabela 5.3: Dependência energética do detector de LiF:Mg, Cu,P.....	102
Tabela 5.4: Calibração dos Detectores de LiF:Mg,Cu,P em ^{137}Cs	103
Tabela 5.5: Monitoramento radiométrico em equivalente de dose ambiente $H^*(10)$, nas instalações do ciclotron RDS-111.....	106
Tabela 5.6: Monitoramento radiométrico em dose equivalente, nas instalações do	

ciclotron RDS-111.....	107
Tabela 5.7: Monitoramento radiométrico com TLD em equivalente de dose ambiente $H^*(10)$ realizado em pontos próximos a obtenção e expedição do FDG.....	112
Tabela 5.8: Monitoramento radiométrico com MIR 7026, em equivalente de dose ambiente $H^*(10)$, realizado durante o processamento químico e expedição de FDG.....	113
Tabela 5.9: Monitoramento radiométrico nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências, referentes ao primeiro período.....	119
Tabela 5.10: Monitoramento radiométrico nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências, referentes ao segundo período.....	119
Tabela 5.11: Monitoramento radiométrico nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências, referentes ao terceiro período.....	120
Tabela 5.12: Monitoramento ambiental no primeiro período da primeira etapa de amostragem.....	124
Tabela 5.13: Monitoramento ambiental no segundo período da primeira etapa de amostragem.....	125
Tabela 5.14: Monitoramento ambiental no primeiro período da segunda etapa de amostragem.....	126
Tabela 5.15: Monitoramento ambiental no segundo período da segunda etapa de amostragem.....	127
Tabela 5.16: Comparação de medidas realizadas com o TLD1 durante os períodos de amostragem ambiental. e o TLD2 [PERES, S.S., 1995].....	129

SIGLAS E SÍMBOLOS

ANSI – American National Standard

ARCAL – Acordo Regional de Cooperação para Promoção da Ciência e Tecnologia Nucleares na América Latina.

CASMIE – Comitê de Avaliação de Serviços de Monitoração Individual Externa

CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear

CPCU – Chemical Process Control Unit

DIRA – Divisão de Radiofármacos

DISR – Divisão de Segurança e Radioproteção

DRR – Depósito de Rejeito Radioativo

FDG - Fluordesoxiglicose

IAEA – Internacional Atomic Energy Agency

ICRP – Internacional Commission on Radiological Protection

IEN – Instituto de Engenharia Nuclear

IRD – Instituto de Radioproteção e Dosimetria

ISO – Internacional Organisation for Standardization

LNMRI - Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes

RDS - Radioisotope Delivery System

TLD ou tld – Dosímetro termoluminescente

TL – Termoluminescente

^{18}F – Flúor- 18

H⁺ - Íon hidrogênio

γ - gama

CAPÍTULO 1

INTRODUÇÃO

1.1 – Considerações Gerais

Todos no mundo estão expostos à radiação ionizante proveniente de fontes naturais e artificiais [ICRP, 1991]. A necessidade do homem de se proteger contra os riscos associados às suas atividades, o impulsiona a pesquisar formas de garantir suas funções, protegendo-se ao máximo dos efeitos indevidos que ameaçam a sua saúde.

A estrutura básica de proteção radiológica, necessariamente, inclui decisão social e científica, pois o primeiro objetivo da proteção radiológica é fornecer um padrão apropriado de proteção para o homem sem limitar, indevidamente, as práticas benéficas relacionadas com a exposição à radiação.

Deve-se presumir que até mesmo pequenas doses de radiação podem produzir alguns efeitos danosos a saúde. Desde que existem limiares para os efeitos determinísticos, é possível evitá-los, restringindo-se a dose dos indivíduos. Por outro lado, efeitos estocásticos não podem ser completamente evitados, tendo em vista que não há um limiar de dose para que ocorram. Em sua essência, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica (Internacional Commission on Radiological Protection), a ICRP, criada em 1928, estabeleceu regulamentos visando prevenir a ocorrência dos efeitos determinísticos, mantendo as doses de radiação abaixo dos limiares pertinentes, e, ainda, garantir que todas as medidas necessárias sejam tomadas para reduzir a indução dos efeitos estocásticos [ICRP, 1991].

Grande parte das decisões sobre as atividades do homem é baseada de forma implícita no balanço entre custo e benefício, primordial para se avaliar se a adoção de uma prática em particular procede ou não. Geralmente, a condução de uma prática deve ser ajustada buscando um benefício líquido máximo para o indivíduo ou sociedade, porém, nem sempre os objetivos de ambos coincidem. Em proteção radiológica, como em outras áreas, torna-se possível formalizar e quantificar procedimentos que ajudem a alcançar essas decisões, dando ênfase não somente às vantagens e desvantagens para a sociedade como um todo, mas também para a proteção do indivíduo [ICRP, 1991].

O monitoramento individual e ambiental das radiações ionizantes desempenha um papel de grande importância na manutenção das condições de segurança radiológica em instalações radioativas, verificando se as doses recebidas pelos indivíduos ocupacionalmente expostos, bem como pelos indivíduos do público, são mantidas dentro dos limites estabelecidos pelo órgão regulador. [MALETTA, 2003].

No Brasil, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) é o órgão regulador, que, em 19 de julho de 1988, revogou a Norma: “Normas Básicas de Proteção Radiológica”, de 17 de dezembro de 1973, e aprovou em caráter experimental, a Norma: “Diretrizes Básicas de Radioproteção”, abrangendo os princípios, limites, obrigações e controles básicos para a proteção do homem e de seu meio ambiente contra possíveis efeitos impróprios provenientes da radiação ionizante [CNEN-NE.3.01, 1988], fundamentada nas recomendações da publicação nº 26 da Internacional Commission on Radiological Protection [ICRP, 1977].

O Instituto de Engenharia Nuclear, órgão da CNEN, fundado em 1962 vem ao longo dos anos, contribuindo com trabalhos e pesquisas que se destinam, primordialmente, ao desenvolvimento tecnológico do País na área nuclear. Atualmente, o IEN busca direcionar suas ações de forma a trazer benefícios imediatos a sociedade. Em consonância com essa visão, o Instituto, vem produzindo rotineiramente radiofármacos, em atendimento à demanda de hospitais e clínicas do Estado do Rio de Janeiro e outros estados, como: São Paulo, Minas Gerais e Rio Grande do Sul.

Desde 1986, radiofármacos são produzidos nas instalações da Divisão de Radiofármacos (DIRA)/IEN, que abriga dois aceleradores de partículas: o ciclotron CV-28 e o ciclotron RDS-111. O primeiro é utilizado para a produção de iodeto de sódio marcado com Iodo-123 ultrapuro e meta-iodobenzilguanidina (MIBG). O segundo, que representa a mais recente aquisição do IEN, tornou-se operacional em julho de 2003 e, desde então, produz ^{18}F para a utilização em Tomografia por Emissão de Pósitron (PET, em inglês), uma técnica bastante avançada, que possibilita a obtenção de imagens de alta resolução e a identificação de tumores de até 2mm. Além da oncologia, este tipo de exame é utilizado para fins de radiodiagnóstico nas áreas de neurologia e cardiologia. Na neurologia, possibilita a avaliação de várias doenças, como: Alzheimer's, Parkinson's e Huntington's e, na cardiologia verifica problemas no miocárdio e de entupimentos de artérias [CTI, 2000]. Devido à sua meia-vida curta (109 minutos), o fornecimento de ^{18}F restringe-se à capital do Estado do Rio de Janeiro e às cidades adjacentes.

Outra instalação pertencente ao Instituto de Engenharia Nuclear e que se destaca bastante por sua função de vital importância na garantia das atribuições da CNEN é o Depósito de Rejeitos Radioativos, que armazena rejeitos gerados, tanto internamente, desde o início de suas atividades, bem como os externos, provenientes de clínicas, hospitais, instituições de pesquisa, indústrias, condomínios e outros estabelecimentos, desde o início da década de 70. Inicialmente conhecida como Casa de Rejeitos, ocupava uma área de aproximadamente 30m². Por ocasião do acidente de Goiânia, ocorrido em 1987, essa instalação foi aprimorada para proporcionar melhores condições de recebimento e acondicionamento dos rejeitos radioativos provenientes de Goiânia e do Hospital Naval Marcílio Dias (referência no Estado do Rio de Janeiro para o atendimento às vítimas de acidentes radiológicos), passando então a ser conhecida como “Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN”. Em meados de 1990, foi ampliado para aproximadamente o dobro de sua capacidade de armazenamento anterior, permitindo o acondicionamento dos rejeitos por um período de tempo mais longo. Em 1995, com a crescente demanda de recebimento de materiais radioativos, a área necessitou ser novamente ampliada para cerca de 100m².

Dois fatores contribuíram de forma significativa para a crescente estocagem de materiais no Depósito: 1) a Resolução nº 04 da CNEN, publicada no Diário Oficial da União de 19 de maio de 1989, que suspendia a concessão de autorização para a utilização de material radioativo em pára-raios e determinava que os materiais radioativos remanescentes dos pára-raios desativados deveriam ser imediatamente recolhidos; 2) o IEN ter sido designado pela Comissão Nacional de Energia Nuclear como o órgão receptor e responsável pelo acondicionamento dos rejeitos radioativos provenientes dos Estados do Rio de Janeiro e Espírito Santo.

Anexos ao Depósito de Rejeitos, encontram-se o Laboratório de Rejeitos Radioativos, a Casa de Calibração, os tanques de efluentes radioativos, o Laboratório de Radônio, a Sala de Monitoramento e a Sala de Pessoal.

Atualmente, o Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN armazena fontes radioativas, rejeitos radioativos sólidos compactáveis e não compactáveis de baixo nível de radiação, pára-raios e detectores de fumaça radioativos, além de rejeitos líquidos, resultantes de análises realizadas em laboratórios internos sob controle radiológico.

1.2 – Objetivo

Segundo o fabricante, o ciclotron RDS-111 possui uma blindagem capaz de atenuar a radiação produzida no alvo e nele próprio, de forma a permitir que os trabalhadores tenham acesso ao local, mesmo quando este estiver em operação, assegurando que estarão sendo submetidos a uma taxa de dose compatível com as recomendações estabelecidas para trabalhadores ocupacionalmente expostos [CTI, 1997].

Um dos objetivos desse trabalho consiste em avaliar os níveis de dose ocupacionais durante a operação do ciclotron RDS-111, visando dar suporte à definição de um procedimento para acesso local; a realização da classificação das áreas de acordo com os níveis de dose ocupacionais encontrados e ainda, a obtenção de parâmetros para a verificação das condições de trabalho, em virtude dos procedimentos operacionais adotados.

Um outro objetivo, é o de avaliar os níveis de dose ocupacional a que os trabalhadores estariam habitualmente expostos durante a realização de suas atividades no Depósito de Rejeitos e em setores próximos, assim como, verificar a consistência da classificação atual dessas áreas, em relação aos níveis de dose.

O terceiro e último objetivo, se destina a verificação do impacto ambiental no IEN causado por estas duas instalações radioativas, comparando os resultados obtidos com os de avaliações feitas anteriormente, quando o ciclotron RDS-111 ainda não fazia parte do contexto do IEN, e o Depósito de Rejeitos Radioativos continha um número inferior de rejeitos radioativos armazenados.

CAPÍTULO 2

REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

2.1- Medidas de taxa de dose gama utilizando dosimetria termoluminescente

No período compreendido entre 1994 e 1995, PERES, S. S. realizou medidas ambientais em estações assim distribuídas: 16 em locais igualmente espaçados, e uma, no centro do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN) localizado no Rio de Janeiro, Brasil. Naquela ocasião, o IEN comportava em suas instalações um reator nuclear, para o desenvolvimento de pesquisas, um acelerador de partículas, um laboratório de processamento de radioisótopos e um depósito de resíduos radioativos. Os dosímetros utilizados foram o $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ e o $\text{LiF}:\text{Mg,Ti}$, que ficaram expostos durante períodos de três e seis meses. As medidas objetivaram fornecer subsídios para a avaliação do impacto radiológico que o Instituto poderia produzir no seu ambiente circunvizinho. Os valores de taxa de kerma no ar obtidos foram comparados com os valores de taxa de kerma no ar calculados, através da análise das amostras de solo coletadas próximo às estações onde os dosímetros termoluminescentes estavam fixados. Essas amostras foram analisadas por espectrometria gama, fornecida por um detector HPGE. Os resultados obtidos revelaram que, em 76% dos casos, os valores de kerma no ar calculados, a partir da concentração dos radionuclídeos naturais no solo das estações de TLD, foram superiores aos valores de kerma no ar medidos. A relação entre os valores calculados e os medidos nas dezessete estações ambientais do Instituto variou entre 0,89 e 1,40 [PERES, 1999].

Em 1996, Prokic, M. relatou o desempenho de um sistema dosimétrico de monitoramento ambiental projetado para ser utilizado em medidas realizadas no Instituto de Ciências Nucleares de Vinca, próximo à cidade de Belgrado, onde estão localizadas várias instalações nucleares, como reatores nucleares, laboratório de produção de isótopos e uma central de resíduos radioativos. Este sistema utilizou os dosímetros $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ ($\text{CaSO}_4:\text{Tm}$) e $\text{MgB}_4\text{O}_7:\text{Dy,Na}$, instalados durante um período de três meses, em três locais selecionados, próximos às estações meteorológicas. O primeiro ponto de monitoramento foi fixado próximo a cidade de Belgrado, a 6 km do Instituto Vinca; o segundo localizava-se a uma distância de 1,5 km desse Instituto e o terceiro ficava dentro do Instituto. Alguns dosímetros foram expostos por um período de

um mês no portão da central de resíduos radioativos. Outros detectores, dentre eles, uma câmara de ionização de alta pressão, modelo RS-112, foram utilizados como instrumentos de referência para comparação dos resultados das medidas. Os valores de dose obtidos ao final do teste do sistema de monitoramento com dosímetros termoluminescentes revelaram-se satisfatórios, quando comparados com os registrados pela câmara de ionização [PROKIC,1996].

Ainda em 1996, Delgado, A. citou a intercomparação entre diferentes sistemas de monitoramento, ativos e passivos, para a medida de dose ambiental da radiação γ , próximo a uma central nuclear, durante sua operação normal. A contribuição direta da radiação proveniente da central nuclear era predominantemente devido a emissão de fótons de 6,129 MeV, emitidos pelo ^{16}N produzido no CO_2 através da reação $^{16}\text{O}(n,p)$, além dos fótons com energia de 1,294 MeV provenientes do ^{41}Ar contido na descarga da pluma. Por um período de dois meses, dois sistemas de dosimetria termoluminescentes, um utilizando o TLD-100 (LiF:Mg,Ti) e outro o $\text{CaSO}_4\text{:Tm/Li}_2\text{B}_4\text{O}_7\text{:Cu}$, foram expostos próximos a central nuclear, simultaneamente com outros sistemas de instrumentos ativos baseados em diferentes detectores, tais como: um contador proporcional de energia compensada, uma câmara de ionização de alta pressão e um detector Geiger-Müller. As medidas demonstraram que os três sistemas ativos necessitavam de correções na resposta em energia para os componentes de radiação de campo mencionados, enquanto o sistema passivo de medidas por dosímetros termoluminescentes permaneceu praticamente inalterado antes e depois dessas correções. Isso ocorreu em consequência da boa resposta em energia dos dois sistemas de dosimetria termoluminescentes intercomparados. Ambos apresentaram respostas melhores do que as dos instrumentos ativos, apesar da alta qualidade desses instrumentos. Uma boa resposta em energia é uma característica essencial para a precisão dos resultados de dose nos complexos campos de radiação, como é o caso das medidas ambientais, onde correções em energia são dificultadas, em virtude das características das radiações ambientais serem normalmente desconhecidas. Adicionalmente, uma comparação foi realizada entre o desempenho dosimétrico dos materiais LiF:Mg,Ti e LiF:Mg,Cu,P , quando ambos os dosímetros foram expostos por um período de seis meses, à temperatura ambiente. Ao final desse período o LiF:Mg,Ti apresentou uma perda de sinal latente (desvanecimento) em torno de 20-30%, enquanto que o do LiF:Mg,Cu,P ficou somente entre 5-8% [DELGADO,1996].

Em 2001, Koczynski, A. e co-autores relataram o uso do método de dosimetria termoluminescente como parte do sistema de monitoramento ambiental utilizado na Polônia, que incluía medidas de exposição radioativa terrestre, cósmica, por liberações acidentais ou controladas. O controle ambiental foi realizado em duzentos e cinquenta e cinco estações com TLDs, fornecendo uma base de dados sobre os níveis de radiação natural. Essa base possibilitou avaliar o impacto do efeito decorrente do lançamento de material radioativo, proveniente de usinas nucleares implantadas pelo homem ao redor da Polônia. Na eventualidade de um possível lançamento acidental, essas medidas serviriam para calcular o impacto ambiental. Segundo os autores, a radiação gama é a que mais contribuiu para a dose na superfície do planeta. A taxa de exposição depende da composição do solo e rochas, das espécies radioativas presentes, da umidade contida no solo e da presença de água ou neve na superfície. A contribuição na radiação de fundo natural proveniente da radiação cósmica varia com a altitude, latitude, condições atmosféricas e atividade solar **[KOCZYNSKI et al, 2001]**.

No mesmo ano, Kroutilikova, D. escreveu sobre o Sistema de Monitoramento de Radiação de Praga, formado por cento e oitenta e quatro pontos de monitoramento com dosímetros termoluminescentes distribuídos em todo território da República Tcheca. Reiniciadas em 1989, utilizando cartões contendo dosímetros do tipo Al_2O_3 , durante um período de exposição de três meses. As medidas dos dosímetros termoluminescentes foram feitas, usando um sistema automático de leitura (Dosacus-Rados). Os resultados foram avaliados trimestralmente, pelo valor médio da taxa de equivalente de dose de fótons, H_x (nSv/h), em cada ponto de monitoramento. Na República Tcheca, a faixa de valores de equivalente de dose normalmente encontrada foi de 70 nSv/h a 270 nSv/h (radiação de fundo). Segundo o autor, o nível de investigação, 500 nSv/h, nunca foi excedido, desde 1989. **[KROUTILIKOVA, 2001]**

Ainda em 2001, Lulic, S. e co-autores descreveram o controle radioativo ambiental da Central Nuclear de Krsko, relativo ao ano anterior. Esse controle foi feito num raio de 12 km, distância na qual, era possível evidenciar qualquer alteração no ar e na água (rio Sava), em caso de acidente. Como pontos de referência relevantes para o atendimento em caso de acidentes, além do controle do ar, o programa também incluiu pontos de medidas com dosímetros termoluminescentes instalados ao longo de 42 km, na direção de Zagreb, na República da Croácia **[LULIC et al, 2001]**

No ano seguinte, Sivacumar, R. e co-autores relataram as medidas de radiação natural em residências de Coonoor (Sul da Índia), utilizando os dosímetros de $\text{CaSO}_4\text{:Dy}$, por um período de três meses de exposição, compreendendo o período entre junho de 1997 e agosto de 1998. As medidas foram feitas durante as quatro estações climáticas do ano, em diferentes tipos de residência, classificadas de acordo com o tipo de construção e o material de construção empregado. Foi utilizado também um detector do tipo Geiger-Müller (ERDM) para medidas instantâneas de dose absorvida, durante a instalação e a reutilização dos dosímetros. As medidas mais elevadas de taxa de dose encontradas em residências ocorreram no período do verão, entre os meses de março e maio e no período referente ao outono, compreendido entre os meses de setembro e novembro, com valores de 169,7 nGy/h e 159,4 nGy/h, respectivamente. As menores taxas de dose foram observadas no inverno, entre os meses de dezembro e fevereiro, e na primavera, entre os meses de junho e agosto, cujos valores foram 142,8 nGy/h e 150,4 nGy/h, respectivamente. Estas variações deveram-se à concentração dos filhos do radônio e do tório no ar, em consequência de suas taxas de emissão do solo, de fatores meteorológicos e geográficos e da altitude local. As séries do urânio e do tório são responsáveis por aproximadamente 30% da taxa de dose gama externa na Índia. Os valores de taxa de dose mais expressivos foram encontrados em construções de tijolo e cimento, cujas plantas incluíam um terraço, no lugar de cobertura de telhas. Os valores das taxas de dose, nesse tipo de residência, variaram de 132,1 nGy/h e 237,1 nGy/h. Os menores valores de taxa de dose foram encontrados em residências de madeira, com valor médio de $134,5 \pm 7,3$ nGy/h. A taxa de dose absorvida, devido à exposição aos raios cósmicos em Coonoor, medida com o equipamento ERDM foi de 61,7 nGy/h. A taxa de dose média registrada pelo ERDM, durante a instalação e a reutilização dos dosímetros, foi considerada como dose durante 90 dias. As medidas fornecidas pelo ERDM e pelo $\text{CaSO}_4\text{:Dy}$ apresentaram um bom coeficiente de correlação, cujo valor foi de 0,91. A taxa de dose em residências para os habitantes de Coonoor devido à radiação gama calculada, subtraindo-se a contribuição dos raios cósmicos, foi de 0,096 $\mu\text{Gy/h}$ e a dose anual correspondente foi de 845,3 μGy . O equivalente de dose para a população de Coonoor devido à radiação gama em residências foi de 0,59 nSv/ano, considerando-se o fator de conversão de 0,7 Sv/Gy [SIVACUMAR et al, 2002a].

Ainda em 2002, Sivacumar R. e co-autores, observaram a influência dos diferentes tipos de materiais de construção utilizados e da variação das estações do ano sobre a taxa de radiação em residências, de Gudalore, utilizando dosímetros $\text{CaSO}_4\text{:Dy}$

em medidas de dose gama, numa área significativamente populosa localizada no sul da Índia, na montanha Nilgiri, um antigo e importante ecossistema, cuja altitude varia entre 750 e 1240 m acima do rio principal. As medidas tiveram início em fevereiro de 1997 e foram terminadas em março de 1998, com períodos trimestrais de exposição, levando-se em conta o efeito das variações das estações do ano. Para tal estudo, foram aleatoriamente selecionadas algumas residências, que foram agrupadas de acordo com o tipo de material empregado em suas construções. Ao final das medidas, concluíram que no verão (março - maio) e na primavera (junho - agosto), as taxas de dose foram 15,3% e 2,3 % superiores a média anual, enquanto que, no outono (setembro - novembro) e no inverno (dezembro - fevereiro), as taxas foram 3,5% e 14,1% inferiores. O maior valor de taxa de dose encontrado foi de 229,3 nGy/h, observado em um terraço de uma residência localizada em Ayankolly e o menor valor observado foi de 77,9 nGy/h em uma residência de barro localizada em Athikunna. O maior valor médio de taxa de dose residencial foi de 157,4 nGy/h, observado durante o verão e o menor valor médio foi de 117,3 nGy/h observado durante o inverno. A média de equivalente de dose absorvida registrada para a população de Gudalore foi de 0,56 nSv/ano [SIVACUMAR et al, 2002b]

No mesmo ano, Bitelli, R. D. e Oliveira, R. descreveram os procedimentos sobre a utilização dos dosímetros termoluminescentes do tipo LiF: Mg,Ti e CaF₂:Dy em medidas dos níveis de radiação gama em áreas restritas, assim como, do uso do dosímetro CaSO₄:Dy em monitoramentos de exposição externa para avaliação do nível de radiação gama recebido pelos trabalhadores, como parte integrante do Programa de Monitoramento Ocupacional e Ambiental da Proteção Radiológica do Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo-Aramar [BITELLI, OLIVEIRA, 2002].

Em 2003, Maletta, P.G.M., realizou medidas no Laboratório de Irradiação Gama do Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear (CDTN), localizado na cidade de Belo Horizonte, Brasil, utilizando dois dosímetros ambientais, compostos por detectores termoluminescentes de LiF:Mg,Ti e CaSO₄:Dy, calibrados em termos de equivalente de dose ambiente, H^{*}(10). Os desempenhos dos dosímetros foram comparados com o de três modelos de câmaras de ionização e com cálculos teóricos disponíveis. Os resultados obtidos, por ambos os sistemas de medidas, confirmaram que, apesar da maior sensibilidade do dosímetro de CaSO₄:Dy em relação ao de LiF:Mg,Ti, a alta dependência energética do primeiro exige, para fins de correções da superestimação nos

valores, certo conhecimento sobre o espectro de energia gama local
[MALETTA, DA SILVA, 2003]

2.2- Medidas de taxa de dose gama utilizando o LiF:Mg,Cu,P

Desde o início dos anos 90, um número considerável de pesquisadores utilizou os dosímetros termoluminescentes de LiF:Mg,Cu,P em monitoramentos ocupacionais e ambientais, em diversos países do mundo, exaltando o excelente desempenho dosimétrico ao compará-los ao de outros materiais tradicionalmente usados nessas aplicações.

Scarpa, G., Moscati, M. e Soriani, A., em 1992 utilizaram o LiF: Mg,Cu,P para medirem dose de radiação gama, em vários locais dentro do Centro Casaccia em Roma. Foi feita uma comparação entre os valores de dose apresentados pelo LiF: Mg,Cu,P e, os medidos por uma câmara de ionização Reuter-Stokes, geralmente empregada como um instrumento de referência. A conformidade entre os dois métodos foi considerada boa, levando-se em consideração o fato, de que as curvas de resposta em energia dos dois sistemas são consideradas bastante diferentes para o intervalo considerado [SCARPA, MOSCATI, SORIANI, 1992].

Em 1994, Brai, M. e co-autores compararam o comportamento dos dosímetros: LiF: Mg,Ti (TLD-100) e LiF:Mg,Cu,P (GR200A) em medidas realizadas em cinquenta e cinco locais na Ilha de Pantelleria (Itália). Por apresentar características vulcânicas, a ilha revelou-se um excelente laboratório para medidas de kerma no ar, cujos valores variaram de 0,05 mGy/ano a 3,8 mGy/ano, com um valor médio de 0,44 mGy/ano. Testes foram realizados para a avaliação da sensibilidade e desvanecimento da resposta dos dosímetros TL. Nos testes de sensibilidade, os dosímetros do tipo GR200A mostraram-se cinquenta e quatro vezes mais sensíveis do que os do tipo TLD-100. Quando foram armazenados a uma temperatura de 50⁰C, por um período de três meses, após terem sido irradiados com aproximadamente 15 mGy de Co-60, os dosímetros do tipo GR200A também apresentaram melhor desempenho, com um desvanecimento da resposta de 8%, enquanto que, para os do tipo TLD-100, o desvanecimento da resposta TL foi de 16%. Estatisticamente a relação entre os valores de kerma no ar medidos para os valores calculados com base na atividade dos radionuclídeos presentes no solo, não diferiram significativamente, em consequência da pequena diferença entre as

dependências energéticas de ambos os dosímetros, na faixa predominante da energia dos raios gama presentes no local. Dentre os cinquenta e cinco locais mencionados anteriormente, onze deles apresentavam os mais altos valores de taxa de dose ($0,5 \text{ mGy.ano}^{-1}$ a $2,3 \text{ mGy.ano}^{-1}$), em consequência das diferentes características petroquímicas locais. Os dosímetros GR-200A e o TLD-100 foram expostos por um período de três meses e os resultados obtidos mostraram uma diferença insignificante (cerca de 12%), entre eles e o valor de kerma no ar anual calculado com base na concentração dos radionuclídeos presentes no solo. Contudo, quando o período de exposição dos dosímetros do tipo GR200A foi reduzido para um mês, esta diferença passou a ser de 4% e pode ser explicada pela redução do desvanecimento da resposta TL [BRAI et al, 1994].

Cai, G., Geng, K.e Wang, Q., em 1995 relataram o uso do LiF:Mg,Cu,P em medidas realizadas em uma estação da Antártica, em 1992, quando seis dosímetros desse tipo foram expostos para fins de monitoramento ambiental da região. Segundo os autores, a alta sensibilidade termoluminescente desse dosímetro, cerca de 30 vezes superior a do LiF: Mg,Ti, bem como, seu baixo limite de detecção (10^{-7} Gy) foram essenciais para possibilitar menores períodos de exposição que resultaram em uma perda menor dos dosímetros no gelo, ocorrida em consequência da natureza higroscópica do LiF:Mg,Cu,P, facilitando significativamente as medidas, sempre tão difíceis de serem realizadas devido ao clima específico e as condições geográficas da região [CAI, GENG et WANG, 1995].

Um ano depois, Sáez-Vergara, J.C. e Romero, A.M. escreveram sobre experiências feitas com os fósforos supersensíveis LiF:Mg,Cu,P e $\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3\text{:C}$ realizadas pela Unidade de Dosimetria CIEMAT (Espanha), com o intuito de validar a capacidade real desses dosímetros de registrar baixas doses em duas situações ambientais distintas (*indoor* e *outdoor*). Foram estudados três tipos de fósforos (GR200A chinês, MCP-N polonês e $\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C}$ russo), além de um dosímetro eletrônico EPD da Siemens- Plessey. A pesquisa objetivou a determinação da dose integrada, após diferentes períodos de exposição à radiação, que variaram de um dia a seis meses. As medidas foram feitas com cada um dos sistemas e comparadas às medidas registradas por uma câmara de ionização de alta pressão (Reuter- Stokes modelo RS-112) usada como instrumento de referência. Os fósforos supersensíveis demonstraram ser capazes de estimar baixas doses em conformidade com o detector ativo. Os detectores LiF: Mg,Cu,P demonstraram ser capazes de avaliar doses diárias ambientais, na rotina do programa de

monitoramento, que incluía medidas internas e externas, apresentando um desvio padrão de até 5% e valores 10% menores que os obtidos pela RS-112, certamente devido as diferenças nas respostas em energia dos detectores. Quando expostos a períodos mais longos (uma semana a seis meses) foi verificada, em média, uma redução de 10%, em relação aos valores de referência dados pela câmara de ionização, independente da duração do período de monitoramento. O dosímetro de LiF:Mg,Cu,P apresentou um desvanecimento a curto prazo, mas um comportamento estável, após períodos longos de monitoramento [SÁEZ-VERGARA, ROMERO 1996].

Zeng, X.S. e co-autores, em 1996 intercomparam as respostas dos dosímetros de LiF:Mg,Cu,P e CaSO₄:Dy no monitoramento ambiental pré-operacional de uma central nuclear em Guangdong Daya Bay, China, realizado em 1991. Esta intercomparação foi feita com a cooperação do Instituto Nacional de Metrologia, Laboratório de Higiene Industrial e também do Ministério de Saúde Pública. As medidas apresentaram uma incerteza de $\pm 2\%$ para os registros do Laboratório de Irradiação. Os resultados de ambos os dosímetros foram bastante coerentes com as taxas de exposição medidas por uma câmara de ionização. O maior desvio apresentado pelo CaSO₄:Dy foi igual a -11% e pelo LiF:Mg,Cu,P foi de -13% . A monitoramento ambiental de Daya Bay também mostrou que a diferença entre as medidas dos dois dosímetros foi insignificante e, ainda, que o LiF:Mg,Cu,P apresentou um bom desempenho como dosímetro ambiental [ZENG et al, 1996].

Também em 1996, Zarate Morales, A. e Buenfil, A.E. mediram a dose de radiação gama referente à radiação ambiental de uma área metropolitana da Cidade do México, utilizando vários cristais como dosímetros termoluminescentes, dentre eles, o LiF: Mg,Cu,P. As taxas de dose ambiental de radiação gama variaram entre 83 nGy.h⁻¹ e 112 nGy.h⁻¹ durante um período de exposição entre janeiro e agosto de 1994. Em locais com solos de origem vulcânica e lacunar, a taxa de dose no monitoramento externo foi de 85 nGy.h⁻¹ com uma incerteza de $\pm 2\%$. O mesmo valor de incerteza foi encontrado em medidas realizadas em locais próximos a montanhas, sendo o valor da taxa de dose no monitoramento externo de 107 nGy.h⁻¹. As taxas de dose no monitoramento interno foram aproximadamente 20% superiores às do monitoramento externo referentes aos mesmos locais [ZARATE, BUENFIL, 1996].

Ainda em 1996, Budzanowski, M. e co-autores intercomparam dosímetros diferentes em testes realizados no período de 12 a 16 de junho de 1994, pelo Laboratório Nacional Risø (Dinamarca) e por outros grupos. Participaram da

intercomparação os grupos CIEMAT (Espanha) e INP (Polônia). A intercomparação ocorreu entre os detectores MCP-N (LiF:Mg,Cu,P) polonês e o GR200A (LiF:Mg,Cu,P) chinês, por conta do grupo INP. O grupo CIEMAT preparou o MCP-N, o GR200A e o α -Al₂O₃:C russo. Para medidas devido a radiação cósmica, os dosímetros foram colocados em um píer de madeira de 12 m de comprimento, para minimizar a influência da radiação terrestre e ficaram expostos durante 70 horas. A taxa média de kerma no ar avaliada por uma câmara de ionização do tipo RS-111 colocada no mesmo local que os dosímetros, durante o mesmo período foi de 40,9 nGy.h⁻¹. Os dosímetros MCP-N e GR200A apresentaram uma taxa média de kerma no ar de $32,1 \pm 1,8$ nGy.h⁻¹ e $32,7 \pm 2,4$ nGy.h⁻¹ respectivamente, segundo o INP, e de $32,0 \pm 0,9$ nGy.h⁻¹ e $35,5 \pm 2,2$ nGy.h⁻¹ respectivamente, segundo o CIEMAT. Este último grupo avaliou a taxa de kerma para o dosímetro α -Al₂O₃:C, encontrando um valor de $49,3 \pm 2,9$ nGy.h⁻¹. Os resultados obtidos mostraram uma diferença insignificante entre os valores referentes ao MCP-N e ao GR200A e uma diferença de aproximadamente 30% entre o valor medido por estes dosímetros e a câmara de ionização. Os mesmos dosímetros (MCP-N, GR200A e α -Al₂O₃:C) foram colocados a 1 m do solo e expostos durante períodos de tempo bastante curtos, de 3,5 e 16 horas. A taxa de kerma medida no mesmo período pela câmara de ionização foi de 68,7 nGy.h⁻¹. A taxa de kerma no ar obtida pelos detectores do tipo LiF:Mg,Cu,P foram inferiores a 4% do valor obtido pela câmara de ionização, porém, para um período de 3,5 horas, o desvio padrão relativo foi mais alto (20%), em relação ao período de 16 horas de exposição, que apresentou um desvio menor que 10%. Os dosímetros α -Al₂O₃:C desviaram em mais de 70% dos valores encontrados pelos outros dosímetros e pela câmara de ionização. Diante desses resultados foi possível observar que ambos os dosímetros, quando expostos a condições normais de campo, mesmo que por poucas horas, são capazes de medir doses de radiação natural. Ademais, o material LiF:Mg,Cu,P destacou-se na intercomparação e assim, foi considerado o candidato principal para aplicação em dosimetria ambiental [BUDZANOWSKI et al, 1996].

Em 1999, Moscovitch, M. citou o LiF: Mg,Cu,P como um dos mais novos e promissores materiais termoluminescentes. Ele reviu suas principais propriedades dosimétricas, dando especial atenção às características particularmente úteis ao monitoramento pessoal e ambiental, que, segundo ele, é a aplicação mais relevante deste tld, tendo em vista sua alta sensibilidade, linearidade em energia e dose, bem como seu

baixo desvanecimento da resposta TL. A falta de supralinearidade em níveis altos de doses foi considerada útil, principalmente em dosimetria de acidentes, por eliminar um possível acréscimo nas incertezas, em decorrência da utilização de fatores de correção. As desvantagens, como alto sinal residual e a perda da sensibilidade para leituras em altas temperaturas, segundo o autor, não limitam sua utilidade para medida em baixos níveis de dose, como os obtidos em dosimetria pessoal e ambiental [MOSCOVITCH, 1999].

Ainda em 1999, Saez Vergara, J.C. analisou o impacto sobre as medidas ambientais, quando mudou o sistema de medidas que utilizava o LiF:Mg,Ti para outro, baseado no LiF: Mg,Cu,P. Os resultados obtidos, após três anos de campanha, envolvendo vinte e cinco locais de amostragem ambientais, com períodos bimestrais de exposição, mostraram que o impacto sobre a mudança do sistema foi de aproximadamente 10% e, em raras medidas, atingiu o valor de 25 % [SAEZ VERGARA, 1999].

Em 2000, esse mesmo autor relatou o progresso do sistema passivo de dosimetria termoluminescente, principalmente pela implementação do LiF: Mg, Cu, P. Ressaltou sua alta sensibilidade e equivalência ao tecido, ao rever algumas melhorias já realizadas, concernentes a diferentes técnicas de medidas de radiação ambiental externa e que, atualmente, constituem importantes procedimentos na rotina de programas de monitoramento ambiental [SAEZ-VERGARA, 2000].

Em 2001, German, U. e co-autores compararam as diferenças entre o uso do LiF:Mg,Ti e o CaF₂:Dy, dosímetros do tipo chips nas medidas de radiação de fundo natural realizadas, no início dos anos 80, em diferentes locais de Israel. O resultado dessas medidas revelou um desvio padrão superior a um fator de aproximadamente 2 para o LiF:Mg,Ti, mas suas propriedades de desvanecimento e equivalência ao tecido foram melhores, se comparadas às do mais sensível CaF₂:Dy. Por conseguinte, o LiF:Mg,Ti foi o mais empregado. No final dos anos 90, uma nova série de medidas ambientais foram iniciadas com o uso do sensível LiF:Mg,Cu,P, em forma de chips. As medidas foram feitas em diferentes locais na parte sul de Israel. O desvio padrão para as medidas feitas durante um ano com LiF:Mg,Cu,P ficaram entre 13,7% e 16,9%, enquanto que, para o LiF:Mg,Ti, ficaram entre 21% e 33,5%. O desvio padrão para as medidas mensais foi de aproximadamente 3%, para o LiF:Mg,Cu,P, e ficou entre 20% e 30%, para o dosímetro LiF:Mg,Ti. Essa característica combinada com a equivalência ao

tecido e ao baixo desvanecimento tornou o LiF:Mg,Cu,P uma opção bastante difundida **[GERMAN, 2001]**.

Ainda em 2001, Losana, M. M. e Righino, F. escreveram sobre quatro técnicas diferentes de avaliação da dose gama ambiental utilizando para isso: uma câmara de ionização do tipo Reuter-Stokes, dosímetros termoluminescentes do tipo LiF: Mg,Cu, P, espectrometria de raios gama com um detector do tipo HPGE portátil e o cálculo de dose baseado na concentração de radionuclídeos em amostras de solo, medidas por um detector HPGE. Esses métodos foram aplicados simultaneamente em um solo agrícola de Pavone Canavese, uma pequena cidade próxima a Turin (Itália). Ao serem comparados, os resultados das medidas referentes aos diferentes tipos de técnicas empregadas demonstraram desvios menores do que 20% **[LOSANA MAGNONI, RIGHINO, 2001]**.

Em 2002, Maurício, C.L.P. e co-autores apresentaram a introdução do LiF:Mg,Cu,P, como parte da inovação do sistema de monitoramento ambiental, oferecido pelo Laboratório de Dosimetria Termoluminescente do Departamento de Monitoramento Individual do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (LDT/DEMIN/IRD - Brasil) aos seus clientes. Durante a 12^a Intercomparação Internacional de Dosímetros Ambientais do DOE/USA, os resultados obtidos por esse Laboratório revelaram o excelente desempenho dosimétrico do LiF:Mg,Cu,P, quando comparado ao tradicional LiF:Mg,Ti (TLD-100), com um desvio da dose de referência sempre inferior a 5%, enquanto que o TLD-100 apresentou um desvio máximo de 20%. Esses valores se devem à superioridade da sensibilidade dosimétrica do LiF:Mg,Cu,P, quando comparada a do outro dosímetro **[MAURÍCIO et al, 2002]**.

CAPÍTULO 3

FUNDAMENTOS TEÓRICOS

3.1 - Dosimetria Termoluminescente

Descrito pela primeira vez em 1663, por Robert Boyle, um dos fundadores da química moderna [DA ROSA, 2001], o efeito da termoluminescência tornou-se alvo de estudo de alguns pesquisadores no decorrer dos anos seguintes. Em 1895, Wiedemann e Schmidt utilizaram o efeito da termoluminescência na detecção da radiação ionizante, irradiando uma série de amostras de minérios e compostos inorgânicos com um feixe de elétrons e aquecendo-os no escuro, posteriormente. Através deste experimento eles observaram que a fluorita natural apresentava uma intensa luminescência quando aquecida, sendo capaz de armazenar esta luminescência por algumas semanas, sem que houvesse decaimento da mesma. [SCHARMANN et al, 1981].

Os estudos sobre a termoluminescência prosseguiram e, em 1925, após a descoberta dos raios-x, Wick verificou na prática a influência destes no comportamento de alguns materiais, quando irradiados. Ele observou que alguns materiais que normalmente não mostravam termoluminescência natural tornaram-se termoluminescentes quando excitados pelos raios-x e que o efeito da termoluminescência após a irradiação com raios-x normalmente iniciava-se a baixas temperaturas e mostrava alta intensidade, quando comparada a termoluminescência natural destes mesmos materiais. Em 1928, Wick relatou juntamente com o seu colaborador Slattery mais medidas de termoluminescência em materiais sintéticos, previamente excitados pelos raios-X [SCHARMANN et al, 1981].

Medidas termoluminescentes mais avançadas realizaram-se pela primeira vez no Instituto Przibram em Viena por Urbach e Frisch [SCHARMANN et al, 1981]. Em 1930, Urbach descreveu a luminescência dos halogenetos alcalinos. Ele também informou os primeiros resultados da teoria para o cálculo do modelo da curva de emissão termoluminescente que atualmente é utilizada para estimar os parâmetros de armadilhamento dados em 1945 por Randall e Wilkins e em 1948 por Garlick e Gibson [SCHARMANN et al, 1981].

No final do ano de 1940 estudos sobre o fluoreto de lítio , um material de baixo número atômico e conseqüentemente baixa dependência energética para raios-x , foram iniciados por Daniels na Universidade de Wisconsin, porém devido a algumas propriedades dosimétricas desfavoráveis deste fósforo, os estudos foram interrompidos entre 1956 e 1960, só sendo retomados anos depois [SCHARMANN,1981].

As pesquisas continuaram e muitos outros materiais termoluminescentes foram examinados, quanto as suas utilidades como fósforos dosimétricos, contudo o fluoreto de lítio retornou ao cenário e ganhou destaque entre os demais fósforos. No final dos anos 70 Cameron e seus coadjuvantes em colaboração com a Companhia Harshaw conduziram o desenvolvimento de um material ativado com magnésio e titânio, atualmente conhecido como TLD-100 [SCHARMANN,1981].

Apesar de algumas propriedades dosimétricas desfavoráveis, tais como: não linearidade para altas doses e um comportamento complexo durante o aquecimento, ele é ainda bastante popular, sendo amplamente utilizado em dosimetria pessoal, dosimetria ambiental e aplicações médicas, em virtude de outras características dosimétricas tão importantes que se sobrepõem as anteriormente descritas, como por exemplo: baixa dependência energética para radiações eletromagnéticas, baixo desvanecimento térmico e a sua utilização em campos mistos de radiação com nêutrons térmicos e radiação gama [SCHARMANN, 1981].

Em 1978, Nakajima e seus colaboradores publicaram as primeiras referências sobre o LiF:Mg,Cu,P [NAKAJIMA et al, 1978; NAKAJIMA et al, 1979] um novo material termoluminescente de alta sensibilidade dosimétrica , porém com algumas desvantagens, como por exemplo, a necessidade de um rigoroso controle de temperatura durante seu tratamento térmico, para evitar riscos de degradação de sua curva de emissão. A tentativa de eliminar tal limitação culminou na introdução de uma série de modificações na composição original deste dosímetro, que resultaram em uma gama variada de tipos deste tld no mercado, contudo em 1986 foi produzido em Pequim, pelo Solid Dosimetric Detector and Method Laboratory a versão mais eficiente deste dosímetro comercializada como GR-200. [ALVES et al, 2001].

Em novembro de 1989, O LiF:Mg,Cu,P ganhou lugar de destaque na Conferência Internacional de Dosimetria do Estado Sólido ocorrida em Viena , sendo considerado como um dos principais assuntos deste evento [HOROWITZ, 1990]. Em 1997, a firma Bicron passa também a produzi-lo sob a designação de TLD-100H [ALVES et al, 2001].

Atualmente, o significativo número de trabalhos apresentados em congressos científicos sobre a técnica de dosimetria termoluminescente denotam um grande interesse pelo assunto e aponta, tanto para o desenvolvimento de novos materiais, bem como, para a utilização de novas técnicas que proporcionem um melhor aproveitamento das características dosimétricas dos materiais já conhecidos. Outro fator positivo que contribui bastante para o progresso da técnica de dosimetria termoluminescente é o avanço tecnológico na produção de sistemas de avaliação de dosímetros disponíveis comercialmente.

A técnica de dosimetria termoluminescente, além de se aplicar à dosimetria pessoal, dosimetria ambiental, a dosimetria médica, dosimetria de partículas carregadas e nêutrons, também se aplica à autenticação de trabalhos de arte, datação de cerâmicas e de outros materiais, análise de solo lunar e outros [MAURÍCIO, 1993].

3.2 - Dosímetro Termoluminescente

Qualquer material termoluminescente para ser utilizado como dosímetro deve possuir algumas características essenciais, que garantam a eficiência de seu uso. Dentre essas características, as principais são:

- ✓ Possuir uma resposta linear para um amplo intervalo de dose;
- ✓ Possuir uma resposta pouco dependente da energia dos fótons;
- ✓ Apresentar sensibilidade suficiente para o intervalo de dose a ser medida;
- ✓ Possuir uma resposta estável, mesmo sob condições climáticas desfavoráveis
- ✓ Possuir uma resposta reprodutível, mesmo para doses próximas ao limite de detecção do material;
- ✓ Apresentar uma curva de emissão simples, com um único pico ou com picos de emissão bem resolvidos.

Certamente, não será fácil encontrar todas estas características em um único material termoluminescente **[DA ROSA, 2001]**. Para que se obtenha uma dosimetria correta, faz-se necessária uma avaliação dos fatores mais pertinentes à medida, que definirão as características básicas do material termoluminescente a ser usado.

3.3 - Emissão Termoluminescente

O processo termoluminescente se desenvolve em duas etapas. Na primeira etapa, o material é excitado por uma partícula ou radiação eletromagnética a uma determinada temperatura. Na segunda etapa, a excitação é interrompida e o material é aquecido. Durante o aumento da temperatura ocorre a emissão de luz pelo material **[BOHM, SCHARMANN, 1981; MAURÍCIO, 1993]**.

A radiação pode causar numerosas mudanças na ordem da rede dos cristais, bem como nas impurezas presentes. O resultado dessas mudanças pode ser classificado em três categorias de defeitos: defeito eletrônico, que envolve mudanças no estado de valência; defeitos iônicos, que consistem em deslocamentos dos íons da rede; e imperfeições, tais como perturbações na rede cristalina do material termoluminescente causando grandes defeitos, porém, esse tipo é raro e ocorre devido a irradiação por partículas **[BOHM, SCHARMANN, 1981]**. Nos defeitos eletrônicos, o estado de valência das impurezas e das imperfeições da rede cristalina do material pode ser alterado pelos elétrons armadilhados e buracos criados em outro lugar da rede cristalina pela radiação **[MAURÍCIO, 1993]**. As impurezas atuam como armadilhas para elétrons e buracos. Experimentalmente, as alterações no estado de valência, devido a radiação podem ser verificadas através das modificações das propriedades ópticas, dielétricas e magnéticas destes materiais **[BOHM, SCHARMANN, 1981]**.

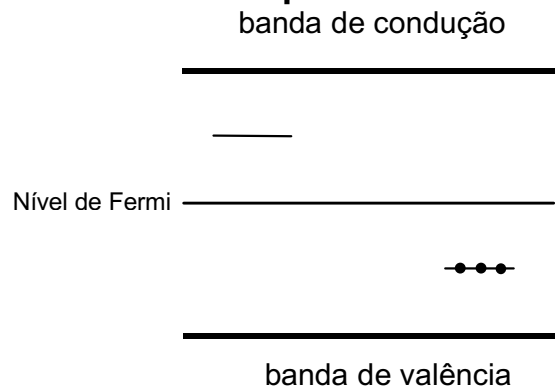
O principal objetivo da dosimetria termoluminescente é determinar a quantidade de energia absorvida por unidade de massa do material durante o processo **[Mc KEEVER, 1995]**.

O diagrama apresentado na figura 3.1, explica de forma simplificada como se processa o fenômeno da termoluminescência.

Em um cristal ideal à temperatura de 0 K, o que na prática é impossível devido à inatingibilidade do zero absoluto, o equilíbrio termodinâmico é caracterizado por uma banda de valência completamente preenchida e uma banda de condução vazia. O último

nível de energia da banda de valência e o primeiro nível da banda de condução estão separados, por uma faixa de níveis energéticos intermediários, denominada banda proibida. A presença de impurezas e, ou defeitos no cristal, permite o surgimento destes níveis. A figura 3.1 inicialmente mostra, uma situação de equilíbrio termodinâmico de um cristal a 0 K, onde aparecem dois destes níveis, sendo o nível vazio próximo à banda de condução, a armadilha e o preenchido com elétrons, localizado próximo à banda de valência, o denominado centro de recombinação ou de luminescência [DA SILVA, L. P., 2004]. Quando a radiação interage com um cristal semiconductor ou isolante, ela transfere energia que é absorvida pelos elétrons da banda de valência, tornando-os livres de suas posições de equilíbrio na rede cristalina, fazendo-os saltar para a banda de condução e criando desta forma, buracos na banda de valência. Os elétrons que circulam livres na banda de condução e os buracos criados na banda de valência podem ser capturados nas armadilhas existentes na banda proibida, conduzindo o cristal a sair de seu estado de equilíbrio e passar a um estado mais energético, ocasionando assim, um armazenamento de parte da energia da radiação incidente no cristal. Quando o cristal é aquecido, tanto os elétrons, como os buracos, adquirem energia térmica que pode ser suficiente para libertá-los de suas respectivas armadilhas, com possibilidade de recombinação desses e provável emissão de luz [DA ROSA, 2001].

cristal em equilíbrio termodinâmico



armazenamento da energia

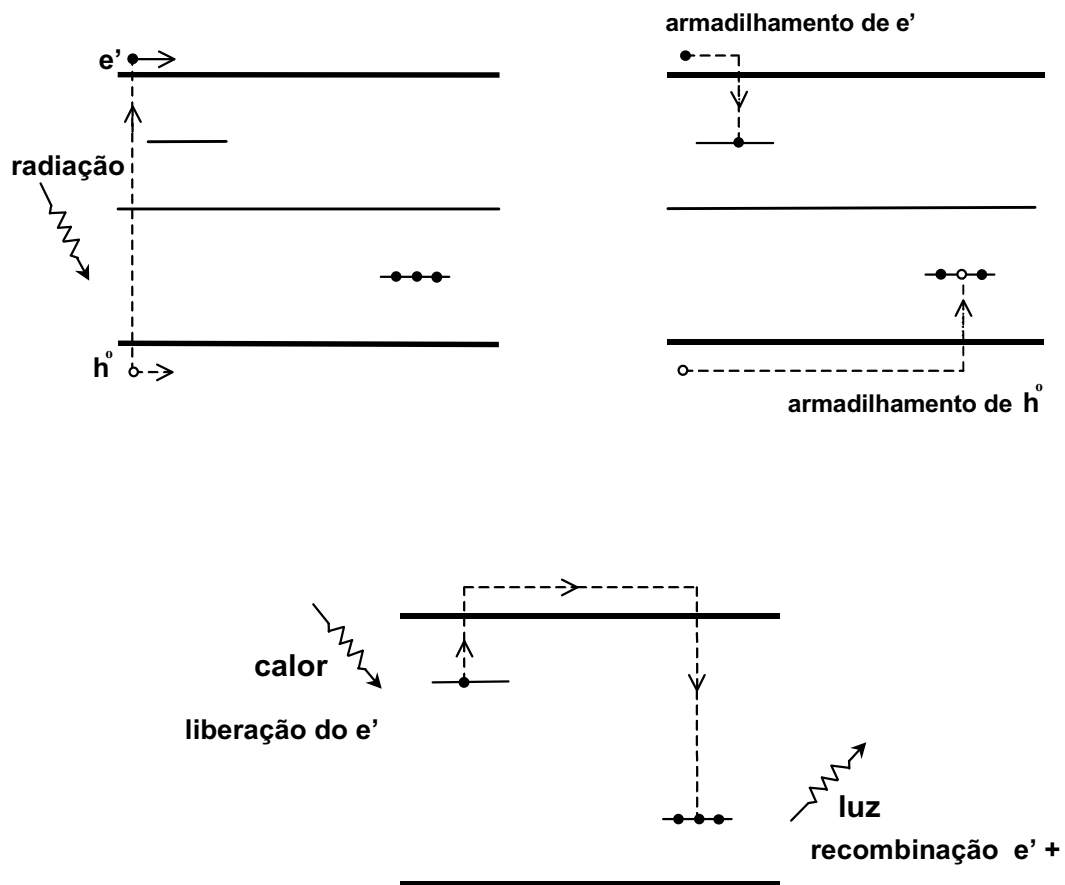


FIGURA 3.1- Modelo simplificado do fenômeno da termoluminescência

[MAURÍCIO, 2001].

3.4 - Curva de Emissão Termoluminescente

A curva de emissão termoluminescente é a melhor característica de um material termoluminescente, por representar a intensidade de luz emitida pelo material, em função da temperatura ou do tempo de aquecimento a que êle é submetido [Mc KEEVER, 1995]. Essa curva pode apresentar um ou mais picos de emissão, dependendo do número de armadilhas diferentes contidas no material e de suas profundidades [DA ROSA, 2001].

A formação de um pico de emissão termoluminescente está diretamente relacionada com a probabilidade de escape do elétron, ou do buraco, da armadilha em questão; dessa forma, antes da temperatura do material atingir a temperatura do pico considerado, poucos elétrons ou buracos (portadores de carga) são liberados de suas armadilhas, resultando em uma emissão de luz fraca. À medida que a temperatura de aquecimento do material se eleva, aumenta a probabilidade de escape dos portadores de carga, o que proporciona um aumento na emissão de luz, que é máxima na temperatura do pico, e decresce de acordo com a redução do número de portadores de carga armadilhados. A resposta do dosímetro é a área sob um ou mais picos localizados entre as temperaturas de 180°C e 280°C [DA ROSA, 2001, MARIN, 2003], devido aos valores de temperatura elevados nessa faixa garantirem uma maior estabilidade no comportamento da resposta do dosímetro.

A equação de Randall e Wilkins (Eq.3.1) [RANDALL, WILKINS, 1945] descreve o fenômeno da termoluminescência e representa o modelo matemático mais conhecido para descrever um pico de emissão TL. Ela considera que o re-armadilhamento dos portadores de carga sejam raros e, por esse motivo, não influenciam de forma expressiva o fenômeno.

$$I(T_0, T) = n(T_0)s. e^{-E/kT} . e^{-\frac{s}{\beta}} \int_{T_0}^T e^{-E/kT'} dT' \quad (\text{Eq. 3.1})$$

onde:

- $I(T_0, T)$ – Intensidade da luminescência em função da temperatura;
- T_0 – Temperatura absoluta inicial (ambiente);
- T – Temperatura absoluta;
- n – Número de armadilhas ocupadas;
- s – Número de tentativas de escape da carga elétrica da armadilha, por unidade de tempo;
- E – Energia envolvida no armadilhamento da carga elétrica;
- k – Constante de Boltzmann;
- β – Taxa de aquecimento.

3.5 - Características dos Detectores

3.5.1 - Linearidade

Para muitas aplicações dosimétricas é importante haver uma relação sinal-dose linear, ou seja, que exista uma proporcionalidade entre o sinal termoluminescente e a dose, desde doses muito pequenas (nível ambiental natural).

A função linearidade é determinada pelo rendimento termoluminescente (Y_{TL}), definido como o quociente da energia emitida em forma de luz (E_{TL}), e o produto da massa do detector (m) pela dose absorvida (D):

$$Y_{TL} = \frac{E_{TL}}{mD} \quad (\text{Eq. 3.2})$$

Na faixa onde Y_{TL} é constante, a resposta TL é linear e pode ser escrita da forma:

$$Q_{TL} = a_f Y_{TL} D \quad (\text{Eq. 3.3})$$

Onde a_r é o fator de proporcionalidade e Q_{TL} é o sinal termoluminescente produzido pelo fósforo [BUSUOLI, 1981].

Existem ainda duas outras regiões na curva de resposta do dosímetro em função da dose, denominadas: região de supralinearidade, que se supõem estar relacionada com o surgimento de novas armadilhas durante a irradiação, ou com o aumento da eficiência termoluminescente do dosímetro [BUSUOLI, 1981]; e a região de saturação, que ocorre após a região supralinear e pode ser explicada pela redução de armadilhas disponíveis para a captura de elétrons. Ao atingir a região de saturação, o dosímetro perde sua característica de regeneração através do tratamento térmico, devido ao grande número de danos sofridos. A figura 3.2 mostra uma curva típica de intensidade termoluminescente versus dose, para um determinado pico TL, onde se pode observar a linearidade da dose até um determinado valor máximo de dose, após o qual, inicia-se a região supralinear, que em alguns casos pode ser suprimida.

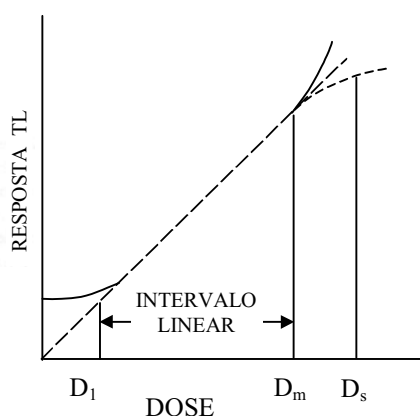


Figura 3.2- Exemplo de uma curva de linearidade

3.5.2 - Dose Mínima Detectável

A leitura do dosímetro não irradiado (L_0) depende das características do tubo fotomultiplicador do leitor TL, das propriedades do material TL, do tratamento térmico utilizado e do histórico de tratamentos e irradiações a que o dosímetro foi submetido. L_0 pode ser definida como o resultado da soma da leitura efetuada pelo leitor TL sem o dosímetro, α_0 , e a leitura do dosímetro não exposto a radiação propriamente dita, α_U .

$$L_0 = \alpha_0 + \alpha_U \quad (\text{Eq. 3.4})$$

Ao se tratar de doses muito pequenas, é necessário se subtrair da leitura do dosímetro termoluminescente, L_D , o valor médio da sua leitura de dose zero, $\overline{L_0}$.

A dose mínima detectável por um dosímetro termoluminescente, $D_{|D|}$, por definição, é dada por três desvios padrões, s , da leitura média de dose zero, $\overline{L_0}$ [PIESCH, 1981].

$$D_{|D|} = 3s (\overline{L_0}) \quad (\text{Eq. 3.5})$$

3.5.3 - Reprodutibilidade

O material termoluminescente utilizado com propósitos dosimétricos não deve apresentar modificações físico-químicas durante os repetidos processos de tratamento térmico e irradiações. Isso significa que a curva de emissão e o rendimento termoluminescente do material não devem ser alterados durante o armazenamento prolongado do material, após repetidas irradiações e leituras. Se essas condições forem respeitadas, o material pode ser usado para fins dosimétricos, podendo ser reutilizado por diversas vezes, sem que haja qualquer modificação apreciável nele, desde que ele não seja exposto a um valor alto de dose.

A reprodutibilidade de um dosímetro termoluminescente é consequência direta de sua estabilidade e, para uma determinada dose, pode ser obtida através do desvio-padrão de um conjunto de medidas realizadas em condições similares de irradiação e leitura. Outros fatores que podem influenciar a reprodutibilidade são a dose, o sistema e as condições de leitura dos dosímetros [BUSUOLI, 1981].

3.5.4 - Desvanecimento

A liberação espontânea dos portadores de carga (elétrons ou buracos) de suas armadilhas, suas prováveis recombinações e conseqüente emissão de luz por parte do dosímetro caracterizam o fenômeno de desvanecimento. A probabilidade de escape de

elétrons e buracos de suas armadilhas e suas recombinações ocorre de forma estatística, sendo dada por:

$$P = s \exp (-E/kT) \quad (\text{Eq. 3.6})$$

Onde P é a probabilidade de transição; s é o fator vibracional característico do centro; E é a energia de ativação; k é a constante de Boltzmann; e T é a temperatura absoluta.

A meia-vida desse fenômeno é dada por **[BUSUOLI,1981]**

$$\tau = 0,693 P^{-1} \quad (\text{Eq. 3.7})$$

O aumento da temperatura é, na maioria dos casos, o fator responsável pelo desvanecimento da resposta latente do dosímetro. Armadilhas mais rasas desvanecem mais rapidamente do que as mais profundas, por apresentarem uma probabilidade de transição vibracional elevada. Nesse caso, é favorável aplicar o método de pós-aquecimento, que consiste em elevar a temperatura do dosímetro irradiado a um gradiente ideal para o esvaziamento das armadilhas rasas, evitando, dessa forma, a inserção de erros no processo de avaliação dos dosímetros. Outra solução para esse problema seria a análise da curva de emissão TL do material, através do método de deconvolução numérica, com o posterior isolamento de seus picos dosimétricos, aqueles relacionados às armadilhas mais profundas.

Outro fenômeno a ser considerado é o desvanecimento ótico apresentado pelos materiais TL, que representam a perda de sinal induzida pela exposição do dosímetro à luz solar ou artificial. Nesse caso, os elétrons são estimulados pela luz, particularmente pela luz ultravioleta, a escaparem das armadilhas, originando a criação de sinais espúrios e a perda do sinal latente pelo material TL. Esse problema pode ser solucionado com a utilização de invólucros que protejam os detectores da exposição à luz **[DA ROSA, NETTE, 1988]**.

3.5.5 - Dependência Energética

A dependência energética é uma característica de cada material termoluminescente e pode ser definida como a medida da energia absorvida pelo

material termoluminescente, em comparação com a medida de energia absorvida pelo ar ou tecido humano (materiais de referência), sendo ambos submetidos às condições idênticas de exposições aos fótons. De acordo com a definição acima, tem-se que:

$$S(E) = \frac{(\mu_{en}/\rho)_d}{(\mu_{en}/\rho)_{ar}} \quad (\text{Eq. 3.8})$$

onde $(\mu_{en}/\rho)_d$ é o coeficiente de absorção de energia do dosímetro e $(\mu_{en}/\rho)_{ar}$ é o coeficiente de absorção de energia do ar.

No caso do material tratar-se de um composto ou de uma mistura de diferentes elementos, para a determinação do valor de dependência energética, deve-se utilizar a equação 3.9, para cada valor de energia de interesse :

$$(\mu_{en}/\rho)_d = (\mu_{en}/\rho)_1 w_1 + (\mu_{en}/\rho)_2 w_2 + \dots + (\mu_{en}/\rho)_i w_i \quad (\text{Eq. 3.9})$$

onde $(\mu_{en}/\rho)_i$ é o coeficiente de absorção de energia de massa do i-ésimo elemento e w_i é a porcentagem de cada elemento na composição do material [BUSUOLI, 1981].

Em termos de dependência energética, o tipo de interação com a matéria de maior interesse é o efeito fotoelétrico, que é tanto maior quanto menor for a energia da radiação e quanto maior for o número atômico efetivo do material termoluminescente. Fótons com energias muito baixas podem acabar sendo absorvidos nas primeiras camadas do dosímetro, impossibilitando a interação da radiação com toda a espessura do material TL. A distribuição espectral do feixe eletromagnético também pode influenciar bastante a dependência energética da resposta termoluminescente [DA ROSA, 2001].

3.6 - Monitoramento Ambiental

As fontes naturais de radiação são responsáveis por 70% da exposição total recebida pelo homem, sendo representadas em grande parte pelos produtos resultantes do decaimento do urânio e tório encontrados de forma significativa em rochas, solos,

minérios e sedimentos. Esses produtos são conhecidos como radônio e torônio, ambos gasosos e responsáveis por 80% do valor total de exposição devido a fontes naturais, sendo os outros 20% decorrentes das radiações cósmicas, resultantes de explosões solares e estelares [DE AZEVEDO, 2003].

As fontes artificiais de radiação contribuem apenas com cerca de 30% da exposição total a que o homem é submetido e decorrem de instalações nucleares e radiativas [TAUHATA et al, 2002]. Com o propósito de manter esse nível de exposição dentro dos limites definidos pelas normas de proteção radiológica, foram desenvolvidos alguns métodos para avaliação e controle dos níveis de dose ambiental, dentre eles, a dosimetria ambiental com TLD.

Atualmente, diversos programas de monitoramento ambiental aplicam a técnica que utiliza fósforos bastante sensíveis, com reprodutibilidade na faixa de μSv , capazes de acumular doses referentes a taxas de exposição equivalentes a $0,1 \mu\text{Sv/h}$ durante alguns meses de exposição [PIESCH, 1981].

Para que um sistema de dosimetria TL possa ser aplicado em monitoramentos ambientais é necessário que ele se enquadre nos critérios de desempenho e nas técnicas para seleção, testes, calibração e uso. O padrão ANSI N545-1975 especifica como requisitos, o desempenho mínimo aceitável do TLD e testes de perfil de conformidade. Conhecidos estes requisitos, cada laboratório deverá executar seus testes para determinação do seu respectivo limite de incerteza. Com base em um programa padrão de testes e de intercomparação de laboratórios é possível comparar uma grande gama de sistemas de dosimetria TL, no que diz respeito as propriedades do leitor, material TL, método de leitura e técnica de tratamento térmico adotados nesses laboratórios [PIESCH, 1981].

Para que um sistema de medidas com TLD possa ser considerado apto para uso em dosimetria ambiental, deve cumprir de forma satisfatória os seguintes itens:

- ✓ Apresentar boa precisão e reprodutibilidade de medidas no intervalo de interesse.
- ✓ Possuir baixa perda de sinal latente (desvanecimento) durante períodos de exposição que variam de 3 meses a 12 meses.

- ✓ Ser pouco sensível aos parâmetros ambientais, tais como, variações de temperatura, umidade e luz.
- ✓ Utilizar materiais cuja resposta em termos de dose apresente um comportamento em função da energia da radiação semelhante àquela referente ao ar.
- ✓ Porta - dosímetro provido de equilíbrio eletrônico secundário e eficiente para proteção do dosímetro contra: radiação beta, luz e principalmente água.
- ✓ Avaliação da calibração dos dosímetros após cada período de exposição dos mesmos no campo, para garantir alta precisão do sistema TLD.

Os critérios de desempenho para sistemas TLD usados em medidas de níveis de exposição ambientais foram especificados pelo Padrão Nacional Americano. Este padrão de especificações mínimas aceitáveis fornece procedimentos para a calibração e aplicação no campo [PIESCH, 1981].

O desempenho do sistema TLD deve ser determinado nas condições do laboratório que o utiliza, considerando-se que devem ser feitas correções adicionais de forma a compensar as incertezas causadas pelas condições de campo a que os dosímetros foram submetidos.

Sistemas TLD são aplicados para medir as variações da radiação de fundo ambiental em diferentes locais e em períodos diferentes de amostragem. Utiliza-se esses sistemas também para monitorar o aumento no nível de radiação de fundo, devido à radiação adicional conseqüente de qualquer influência do homem. Dessa forma, dois programas diferentes são geralmente aplicados. São eles:

- ◆ Monitoramentos das variações do nível da radiação de fundo, através da utilização de períodos curtos, correspondentes a duas ou até quatro semanas, de amostragem no campo com dosímetros termoluminescentes.
- ◆ Monitoramentos das variações locais pelo valor de exposição anual total obtido durante períodos de seis meses a um ano de exposição no campo.

A localização do ponto de amostragem ambiental e o período ao qual o dosímetro ficará exposto conduzem a variações no nível da radiação de fundo, que ocorrem principalmente, em virtude de variações na umidade do solo e do excesso das águas de chuva que diluem e blindam as fontes naturais, que representam aproximadamente 20% da dose de radiação gama terrestre. Para minimizar esse problema, são adotadas técnicas adicionais de calibração e fatores de correção que eliminam a contribuição da radiação de fundo. Outros fatores que também podem interferir na análise dos resultados são: frequência da direção dos ventos e variações climáticas [PIESCH, 1981].

A exposição devido à radiação de fundo deve diferir significativamente de acordo com o lugar e a estação climática. Fatores climáticos têm sido usados com sucesso para explicar a influência das variações sazonais na radiação gama natural.

Dosímetros submetidos à radiação de fundo, durante longos períodos de exposição no campo, resultam numa exposição média anual que compensa de forma satisfatória, variações sazonais em períodos curtos de exposição local.

Para avaliar a contribuição de dose dada por instalações nucleares, deve-se conhecer o valor de dose da radiação de fundo desses locais, antes que os mesmos se tornem operacionais. O valor referente à dose da radiação de fundo pode ser obtido através do cálculo da média dos valores de dose encontrados ao redor de instalações ou por uma medida de dose efetuada em um local estabelecido como referência. Flutuações locais no nível da radiação de fundo e a incerteza calculada das medidas, quando resultam em um valor de dose negativo, podem vir a dificultar a interpretação dos dados.

O menor valor de dose detectável interpretado como uma contribuição da instalação nuclear é uma função da diferença ($D_2 - D_1$) onde D_2 é o valor de dose no local de interesse, acumulado durante um período de um ano, e D_1 é o valor correspondente à radiação de fundo, acumulado no mesmo período. Para a aplicação em monitoramento ambiental é necessário que o sistema de medidas possua uma alta precisão, bem como uma reprodutibilidade de dose na faixa de 10^{-1} mSv [PIESCH, 1981].

3.7 - Monitoramento Ocupacional

3.7.1 - Programas de Monitoramento

A Proteção Radiológica tem com uma de suas ferramentas básicas a utilização de programas de monitoramento [MALLETA, 2003], cujo principal objetivo é o de quantificar e avaliar os riscos de indução dos efeitos estocásticos nos trabalhadores expostos a um campo de radiação ionizante. Tal programa é implementado pelo supervisor de proteção radiológica da instalação, com o intuito de garantir que as exposições individuais dos trabalhadores estejam sendo mantidas dentro dos limites estabelecidos pelas normas do órgão regulador em conformidade com os três princípios básicos de proteção radiológica [CNEN, 1988], descritos abaixo:

- ❖ **Justificação:** Toda prática que utilize radiação ou material radioativo só deverá ser realizada, caso se justifique em relação a outras alternativas e resulte em um benefício líquido positivo.
- ❖ **Otimização:** Todos os procedimentos que minimizem, tanto quanto for possível, a exposição dos indivíduos à radiação devem ser adotados, observando-se sempre fatores sociais e econômicos envolvidos no processo.
- ❖ **Limitação:** As doses de radiação recebidas por cada trabalhador e indivíduo do público devem ser mantidas sempre dentro dos limites anuais de dose equivalente estabelecidos nas normas do órgão competente.

3.7.2 - Exposição Ocupacional

A radiação provém de várias atividades do homem, como trabalhos associados com diferentes estágios do ciclo do combustível, a utilização de fontes radioativas, o uso de aparelhos de R-X na medicina, pesquisas científicas, na agricultura, na indústria e em práticas que incluam o manuseio de materiais radioativos. Para controlar essa

exposição é necessário que se seja capaz de avaliar a magnitude das doses envolvidas [IAEA, 1999].

3.8 – Monitoramento de Área

Monitorar não se restringe apenas à medida em si, pois exige interpretação e avaliação, e tem como meta principal o controle sobre os procedimentos e instalações associados a uma prática, detectando ocorrências inesperadas e estando sempre em concordância com as exigências dos organismos reguladores. [IAEA, 2003].

O monitoramento de área permite avaliar se as condições de trabalho em termos de dose estão satisfatórias, e ainda previne alguma deterioração nessas condições. Esse monitoramento também fornece informações que facilitam estimar a exposição recebida por um indivíduo a uma dada quantidade de radiação ou de material radioativo, subdividindo-se em três tipos distintos:

- ❖ ***Monitoramento de rotina*** - empregado em operações contínuas, possibilita averiguar se as condições de trabalho estão satisfatórias e atendem as exigências das normas de proteção radiológica, podendo, desta forma, ser dada continuidade à operação.
- ❖ ***Monitoramento operacional*** - é um tipo mais específico, pois se refere a uma operação em particular e fornece uma base de dados suficientes para tomadas de decisão imediatas, durante a realização da operação.
- ❖ ***Monitoramento especial*** - possui caráter investigador e é aplicado em situações em que não existem dados suficientes para que se atinja o controle adequado da operação. Esse tipo de monitoramento fornece informações detalhadas para elucidar problemas operacionais e definir procedimentos futuros [MALETTA, 2003]. Qualquer programa de monitoramento especial deve ter uma duração limitada e objetivos claros, e deve ser concluído em favor de rotinas apropriadas ou monitoramentos

operacionais, uma vez que os objetivos tenham sido alcançados [IAEA, 1987].

O monitoramento no local de trabalho deve ser feito sempre antes do início das atividades da instalação radioativa, por definição, conhecido como levantamento radiométrico pré-operacional. Nos casos em que ocorrem mudanças nos procedimentos, aquisição de novos equipamentos e alterações nas blindagens também se faz necessário o monitoramento local, que deve ser feito periodicamente com o intuito de se detectar os efeitos dessas mudanças a longo prazo no ambiente e nos hábitos de trabalho, bem como, quando há suspeita da ocorrência de um acidente ou após essa ocorrência [MALETTA, 2003].

Existem várias técnicas de monitoramento disponíveis, contudo, deve-se observar atentamente a que melhor se aplica a cada situação; para isso é necessário que se leve em conta o tipo de radiação que se pretende medir, as principais energias envolvidas, a atividade do material, ou o nível de taxa de exposição esperado naquela situação, visando, dessa forma, a utilização de um método que garanta o melhor nível de confiabilidade possível nos resultados obtidos. Ocorre ainda, a possibilidade de se avaliar o desempenho de uma técnica de monitoramento, utilizando-se para isso, de forma concomitante, outra técnica, cujo desempenho já seja bem conhecido, de forma que através desse procedimento se possa obter o melhor método de medidas a ser utilizado em um determinado monitoramento, ou simplesmente seja possível validar os resultados obtidos com uma das técnicas escolhidas.

3.9 – Proteção Radiológica

Em 1928, O Congresso Internacional de Radiologia fundou a International Commission on Radiological Protection, ICRP, que desde então, tem estabelecido recomendações sobre todos os aspectos básicos e práticos de proteção radiológica. Tais recomendações constituem a base dos regulamentos, adotada nacional e internacionalmente, e que devido a isso utiliza padrões uniformes. A International Commission on Radiological Units and Measurements, fundada em 1925, representa outra organização internacional, de grande relevância nesse mérito, por trabalhar em

conjunto com a ICRP e desenvolver constantemente novos padrões de medidas e unidades mais realísticas para a proteção radiológica [TAUHATA, 1990].

O principal objetivo da proteção radiológica é proteger o homem contra os detrimientos das radiações ionizantes provenientes de fontes naturais e, ou artificiais, possibilitando que a sociedade usufrua seus benefícios, com um mínimo de risco para o indivíduo ou para a população. A exposição do corpo humano às radiações ionizantes, ocasiona efeitos biológicos que podem ser revelados com o tempo, através de sintomas clínicos. A natureza, o grau de severidade e o tempo necessário para manifestação desses sintomas dependerão da quantidade de radiação absorvida, e da taxa em que ela é absorvida [TAUHATA, 1990]. Visando solucionar essa questão, foram definidas para uso em proteção radiológica as grandezas: físicas ou primárias, de proteção ou limitantes e operacionais.

As grandezas físicas ou primárias definidas pela ICRU [ICRU,1993] são diretamente mensuráveis.

- Exposição, X

Grandeza primária definida como sendo, o quociente de dQ por dm onde o valor de dQ é o valor absoluto do total das cargas de íons de mesmo sinal produzidos no ar, quando todos os elétrons (négatrons e pósitrons) liberados são completamente desacelerados no ar de massa dm . A unidade de Exposição é coulomb por quilograma (C/Kg) e a unidade especial é o roentgen, R [ICRU, 1980].

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (\text{Eq. 3.10})$$

$$1R = 2,58 \times 10^{-4} \text{ C. kg}^{-1} \quad (\text{Eq. 3.11})$$

- Dose Absorvida, D

Grandeza que se define pela relação entre a energia absorvida e a massa do volume de material irradiado. Contudo, para especificar melhor as variações espaciais e

evitar a variação da quantidade de energia absorvida em diferentes pontos do volume do material, considera-se um ponto P de interesse. Dessa forma dE é a energia média depositada pela radiação ionizante em um ponto P, de um meio de massa dm . A unidade atual desse grandeza é o Gy, que equivale a 100 rad (radiation absorbed dose), da unidade antiga [ICRU, 1993; TAUHATA et al, 2002].

$$D = \frac{dE}{dm} \quad (\text{J.kg}^{-1} = \text{gray}) \quad (\text{Eq.3.12})$$

- Kerma, K

Grandeza, cujo valor expressa a soma das energias cinéticas iniciais de todas as partículas carregadas ionizadas, liberadas por partículas neutras ou fótons, em um material de massa dm .

$$K = \frac{dE}{dm} \quad (\text{J.kg}^{-1} = \text{gray}) \quad (\text{Eq.3.13})$$

Como o Kerma (Kinectic Energy Released per unit of mass) também considera a energia recebida pelas partículas carregadas, geralmente elétrons de ionização, estes podem dissipá-la nas colisões sucessivas com outros elétrons, ou na produção de radiação de freamento (bremsstrahlung) [ATTIX, 1986], assim,

$$K = K_c + K_r \quad (\text{Eq.3.14})$$

onde,

K_c = Kerma de colisão, e ocorre quando a energia é dissipada localmente, por ionizações e/ou ionizações.

K_r = Kerma de radiação, e ocorre quando a energia é dissipada longe do local, por meio dos raios X.

- Relação entre Kerma e Dose Absorvida

Para que se possa estabelecer uma relação entre o kerma e a dose absorvida é necessário que exista equilíbrio de partículas carregadas ou equilíbrio eletrônico no meio a ser medido. Para tanto, determinadas condições precisam ser atendidas, assim como [TAUHATA et al, 2002]:

- Composição atômica do meio homogênea;
- Densidade do meio homogênea;
- Uniformidade do campo de radiação indiretamente ionizante;
- Homogeneidade de campos elétricos ou magnéticos.

Dessa forma, o Kerma de colisão K_c é igual à dose absorvida D , ou melhor,

$$D = K_c \quad (\text{Eq.3.16})$$

- Relação entre Exposição e Dose Absorvida no ar

Em condições de equilíbrio eletrônico, a grandeza Exposição X , medida no ar, se relaciona com a Dose Absorvida D no ar, através da expressão [TAUHATA et al, 2002]:

$$D_{\text{ar}} = X \cdot (w/e)_{\text{ar}} = 0,876 \cdot X \quad \text{Eq.3.17}$$

onde,

$(w/e)_{\text{ar}}$ é a energia média necessária para que ocorra a formação de um par de íons no ar/ carga do elétron = 0,876.

As grandezas de proteção ou limitantes foram criadas com o objetivo de indicar o risco humano da exposição a radiação ionizante [ICRP 26, 1977], sendo, mundialmente utilizadas para caracterização de campos de radiação. Embora, não sejam mensuráveis, elas podem, por meio de cálculos, serem relacionadas ao campo de radiação, no qual ocorre a exposição. Dentre elas destacam-se: Dose Absorvida média em um órgão ou tecido, D_T ; Dose equivalente de um órgão ou tecido, H ; Dose Efetiva, E ,

- Dose Equivalente, H

Grandezas de proteção ou limitante definidas em 1977 na publicação de número 26 da International Commission on Radiological Protection, ICRP 26, e criadas com o intuito de indicar o risco humano da exposição à radiação ionizante.

Pode ser definida como o produto de D, Q e N no ponto de interesse do tecido, onde D é a dose absorvida, Q é o fator de qualidade da radiação e N o produto de todos os fatores modificadores. No sistema internacional de medidas SI a unidade recomendada é o joule por quilograma., e equivale a 100 rem, unidade antiga desta grandeza [ATTIX, 1986, TAUHATA et al, 2002].

$$H = D.Q.N \quad (J.kg^{-1} = \text{Sievert}) \quad (\text{Eq.3.18})$$

- Dose Efetiva, E

A dose efetiva (E) é uma grandeza de proteção radiológica usada para estimar o risco de efeitos estocásticos, sendo definida como a soma das doses equivalentes, H_T , em todos os órgãos ou tecidos do corpo, ponderadas pelo fator de peso do tecido, w_T , conforme mostra a equação 3.19;

$$E = \sum_T w_T . H_T \quad (\text{Eq. 3.19})$$

A unidade da dose efetiva no S.I., é o $J.kg^{-1}$, com o nome especial de Sievert (Sv).

Os valores de w_T foram calculados de forma a considerar as diferentes radiosensibilidades de cada tecido ou órgão, em relação ao risco relativo de morte por câncer ou a ocorrência de efeitos genéticos severos nas primeiras duas gerações. Os valores de w_T foram tabelados pela ICRP 26 [ICRP, 1977] e revisados posteriormente pela ICRP 60, quando novos órgãos e tecidos foram incluídos [SILVA, L.P., 2004].

Com o intuito de estabelecer uma ligação entre as grandezas de proteção e o campo de radiação, a ICRU desenvolveu grandezas operacionais. Essas grandezas foram inicialmente definidas na publicação ICRU 39 de 1985 e atualmente são

denominadas: Equivalente de dose ambiente, $H^*(d)$, Equivalente de dose direcional, $H'(d, \Omega)$, e Equivalente de dose pessoal, $H_p(d)$ [GRECCO, 2001], Neste trabalho será abordado somente a grandeza operacional, equivalente de dose ambiente.

- Equivalente de dose ambiente, $H^*(d)$

Essa grandeza operacional define o equivalente de dose que seria produzido pelo correspondente campo alinhado e expandido na esfera ICRU em uma profundidade d , no raio oposto à direção do campo alinhado. O valor para a profundidade d na esfera da ICRU é de 10 mm para radiação fortemente penetrante, $H^*(10)$. [ICRU, 1993].

A unidade no SI é o $J\ kg^{-1}$, denominada sievert (Sv).

A esfera da ICRU é um simulador do tronco humano, que possui 30 cm de diâmetro e é confeccionado em um material equivalente ao tecido humano, cuja densidade é de $1\ g\cdot cm^{-3}$. Sua massa é constituída de 76,2% de oxigênio, 11,1% de carbono, 10,1% de hidrogênio e 2,6% de nitrogênio.

Um campo de radiação expandido e alinhado é um campo de radiação homogêneo, no qual a esfera ICRU fica exposta, com a fluência, a distribuição de energias e a distribuição direcional iguais as do ponto de referência P de um campo de radiação real [TAUHATA et al, 2002].

3.10 - Detector

É o elemento básico essencial que compõe um instrumento de detecção utilizado no momento do monitoramento. Suas características físicas são responsáveis pelo seu desempenho durante as medidas, pois representam o meio que absorverá a energia da radiação, convertendo-a em um sinal elétrico mensurável. Os detectores podem ser sólidos, líquidos ou gasosos. Dentre os detectores de estado sólido destacam-se os dosímetros termoluminescentes, também conhecidos como TLD e que se aplicam em monitoramento de radiação [MALETTA, 2003].

3.11 - Detector LiF:Mg;Cu;P

Nakajima e seus colaboradores foram os primeiros a publicar informações sobre o TLD de LiF:Mg;Cu;P, em 1978 [NAKAJIMA et al, 1978; NAKAJIMA et al, 1979]. No início dos anos 80, esse dosímetro também foi estudado por um grupo de cientistas da Harshaw Chemical Company (Cleveland) que incluía alguns estudiosos responsáveis pelo desenvolvimento do TLD-100 (LiF:Mg;Ti) ocorrido no início dos anos 60 [HOROWITZ, 1990].

Simultaneamente, Wu Da-Ke e seus colaboradores informavam o desenvolvimento do LiF: Mg;Cu;P em pó [WU DA-KE et al, 1984] e um grupo da Radiation Detector Works (Beijing - China) o comercializava em forma de chip. Na mesma época, cientistas israelitas na Ben Gurion University, em Negev, também demonstraram interesse por esse material e desenvolveram estudos sobre técnicas de preparo e propriedades dosimétricas deste tipo de TLD [HOROWITZ, 1990]. Em 1997, a firma Bicron (E.U.A.) passou a produzir este TLD sob a designação de TLD 100H [ALVES et al, 2001].

Dotado de uma sensibilidade 25 vezes superior a do LiF:Mg;Ti [HOROWITZ, 1990], o LiF:Mg;Cu;P possui a vantagem de medir baixíssimas doses de radiação, sendo ideal para aplicação em medidas ambientais. Possui mais equivalência ao tecido para fótons de baixa energia ($\leq 150\text{KeV}$), quando comparado ao TLD-100. Apresenta uma resposta de dose abaixo do valor esperado pelo coeficiente de absorção de energia e, por essa razão, sua resposta para nêutrons rápidos é muito baixa, sendo $0,011 \pm 0,01$ para nêutrons rápidos emitidos pelo ^{252}Cf , o que o torna um excelente discriminador de nêutrons rápidos em dosimetria de campos mistos. Através da variação da concentração de seus dopantes este material pode ter várias aplicações [HOROWITZ, 1990]. É possuidor de inúmeras vantagens, tais como [REGULLA, FILL, 1996, ALVES et al, 2001]:

- Alta sensibilidade;
- Linearidade em larga-escala;
- Independência energética de resposta superior à do tradicional LiF:Mg;Ti;

- Eficiência de emissão entre 20 a 40 vezes superior à do TLD-100 apresentando uma menor quantidade de picos.
- Curva com um pico predominante;
- Melhor razão sinal-ruído

Contudo, para preservar esta performance, são necessários alguns cuidados e, dentre eles, uma atenção especial com relação ao perfil de temperatura e tempo utilizados durante o tratamento térmico e a leitura desses dosímetros. Se forem ignorados, podem conduzir a erros significativos nas medidas, consequência de uma eventual alteração no sistema de armadilhas, que provoca a degradação da curva de emissão [ALVES et al, 2001].

3.12 – Monitor Inteligente de Radiação (MIR 7026)

O Monitor Inteligente de Radiação modelo 7026, usualmente conhecido como MIR 7026 é um equipamento portátil e bastante adequado para o monitoramento de área. Possui internamente um detector Geiger Müller que realiza medidas de taxa de exposição, para radiação γ e raios-X, na faixa de radiação de fundo até 5 R/h. Extremamente versátil, esse tipo de monitor possibilita ainda, realizar medidas de exposição acumulada funcionando também nos modos de medidor de taxa de contagem; medidor de taxa de dose; integrador e contador/temporizador [GRECCO, 2001].

Desde 1928, ano em que começaram a ser utilizados, os detectores Geiger Müller foram bastante difundidos e tradicionalmente empregados em monitoramentos para detecção das radiações: α , β , γ e Raios-X [KNOLL, 1989], principalmente em função de sua simplicidade, baixo custo, facilidade de operação e manutenção. Seu princípio básico de funcionamento se caracteriza pela formação de pulsos de saída com a mesma amplitude, independentemente do número de íons iniciais que são produzidos a partir da interação da radiação com o volume sensível (gás) do detector, o que o faz funcionar como um contador, incapaz de discriminar a energia da radiação incidente. Para cada partícula que interage com o gás são gerados aproximadamente 10^{10} pares de íons que resultam em um pulso de saída da ordem de volt, dispensando assim, o uso de um pré-

amplificador. A detecção da radiação gama com esse detector ocorre de forma indireta, através da interação da radiação secundária (geralmente elétrons) com o gás. Essa radiação é produzida por meio da interação dos fótons com as paredes do detector [TAUHATA et al, 2002].



Figura 3.3 - Monitor Inteligente de Radiação ; modelo 7026, MIR-7026.

Os detectores do tipo geiger-müller apresentam um tempo morto (tempo necessário para que o seu campo elétrico consiga produzir um novo pulso) da ordem de 50 a 100 μ s [KNOLL, 1989].

3.13 – Cintilômetro SPP2-NF

Trata-se de um cintilador inorgânico constituído por NaI (iodeto de sódio), um composto, cuja elevada densidade, 3,7 x 10³ Kg.m⁻³, e o alto número atômico garantem

sua aplicação na detecção de raios gama com uma eficiência de aproximadamente 13% [KNOLL, 1989].

A eficiência de cintilação de um cintilador é definida como a fração da energia de todas as partículas incidentes que é transformada em luz visível. O mecanismo de cintilação em materiais inorgânicos depende dos estados de energia determinados pela rede cristalina do material. Os materiais semi-condutores apresentam em sua estrutura três níveis discretos de energia denominados: banda de valência, essencialmente ocupada por elétrons ligados aos sítios da rede cristalina; banda de condução, região habitada pelos elétrons com energia suficiente para migrar livremente através do cristal e banda proibida, que em virtude de substâncias introduzidas no cristal, denominadas ativadores, apresenta sítios especiais na rede cristalina. Os elétrons da banda de valência ao receberem energia suficiente da radiação, passam a ocupar esses sítios especiais criados pelos ativadores, e ao se desexcitarem e retornarem a banda de valência, emitem a energia correspondente à diferença entre os níveis, na forma de fótons que são propagados pela estrutura cristalina. A produção dos fótons é proporcional à energia da radiação e a eficiência de detecção dependerá da radiação e do material escolhido como cintilador. Uma peça fundamental na construção de um detector à cintilação é a fotomultiplicadora, que é responsável pela conversão de sinais luminosos normalmente fracos, produzidos pela radiação, em sinais elétricos com intensidade suficiente para serem processados em sistemas de contagem ou espectroscopia [TAUHATA et al, 2002].

Para ser considerado um cintilador ideal, o material deve possuir as seguintes características [KNOLL, 1989]:

- ✓ Produzir o maior número possível de fótons por unidade de energia depositada pela radiação incidente, de forma linear;
- ✓ Ser construído em dimensões razoáveis que possibilitem que toda a energia depositada pela radiação seja absorvida pelo detector;
- ✓ Deve ser transparente à sua própria cintilação para que haja uma boa coleta da luz emitida;
- ✓ Possuir um tempo curto de decaimento da luminescência, para que não haja perda dos sinais gerados e ainda;
- ✓ Deve ter um índice de refração próximo ao do vidro ($\sim 1,5$), que permita um acoplamento óptico perfeito do detector com o tubo da fotomultiplicadora.

3.14 – Detector HPGe

O germânio é um material empregado nos detectores semicondutores para a detecção da radiação gama, em razão de seu elevado número atômico, quando comparado ao do silício. Entretanto, para alcançar um desempenho satisfatório, o germânio requer uma operação refrigerada **[SINDERMAN, 1992]**.

Durante alguns anos, a forma de se obter um volume ativo suficiente para alcançar uma eficiência adequada na detecção da radiação gama, era utilizar a técnica da difusão do lítio, com os detectores denominados de germânio-lítio, ou simplesmente Ge (Li); porém, à temperatura ambiente, eles apresentavam um comportamento inconveniente, devido a possibilidade de ocorrerem modificações na distribuição espacial do germânio, em decorrência da difusão do lítio. Para que o detector não se deteriorasse, era necessário mantê-lo refrigerado. Atualmente dispõe-se de cristais de germânio de tão alta pureza (da ordem de 1 átomo de impureza para cada 10^{12} átomos de germânio), cuja resistividade é suficientemente elevada para que se consiga obter regiões de depleção da ordem de 10 mm com tensões inferiores a 1200 V e de 16 mm para 3000 V, permitindo comparar seus resultados aos encontrados com os detectores de Ge (Li) convencionais, além da vantagem de poderem permanecer sem refrigeração quando não estão em uso. Trata-se do conhecido HPGe (High Purity Germanium) **[KNOLL, 1989; DELGADO, 2000]**.

A junção p-n nestes detectores é obtida através da introdução de Li em uma das extremidades para formar a camada N, sendo a região intrínseca o próprio Ge puro e a camada P, obtida através de técnicas de implantação de íons **[KNOLL, 1989]**. Este tipo de detector pode ser utilizado para detecção de radiação gama de uma faixa de energias compreendida entre os 40 keV e os 10 MeV **[SINDERMAN, 1992]**.

3.15– Espectrometria γ

Consiste em analisar uma amostra de forma qualitativa e quantitativa, respectivamente, identificando os radionuclídeos presentes nela e determinando suas atividades. Esta análise realiza-se através do espectro de emissão, que representa o conjunto das radiações detectadas e classificadas por energia. Para se obter o espectro, geralmente utiliza-se uma cadeia de medição, do qual fazem parte: um detector., um

pré-amplificador, um amplificador e um processador analógico-digital [DELGADO, 2000].

Cada radionuclídeo emite uma ou mais radiações γ de energia e intensidade características, referenciadas em uma biblioteca de dados nucleares. Com o auxílio desses dados os radionuclídeos contidos na amostra podem ser reconhecidos através da energia dos diferentes picos e da importância relativa de suas áreas. Esse procedimento possibilita a calibração do espectro a partir de uma fonte conhecida.

O espectro de emissão é de natureza discreta (linhas), contudo diferentes fenômenos eletrônicos na cadeia de medição provocam o alargamento das linhas, transformando-as em picos centrados sobre a energia da radiação. A resolução, definida como a largura a meia altura do pico de absorção total, possibilita avaliar a qualidade do dispositivo de detecção [DELGADO, 2000]. A formação de um espectro é função das diferentes interações produzidas interna e externamente ao detector, das quais podem ser citadas:

- Pico de absorção total, devido ao efeito fotoelétrico e, ou as múltiplas dispersões Compton dentro do detector.
- Espalhamento Compton, frente Compton; efeito Compton sucessivo sem absorção total; retroespalhamento de um fóton seguido de absorção total.
- Fenômeno de escape; produção de pares com escape simples e duplo; aniquilação; escape de raio-X característico; escape de raio-X de fluorescência; escape de raio-X de freamento.
- Coincidências, formação de pico soma.

A figura 3.4 representa a predominância dos efeitos Fotoelétrico, Compton e Produção de pares em função do número atômico do meio e da energia do fóton.

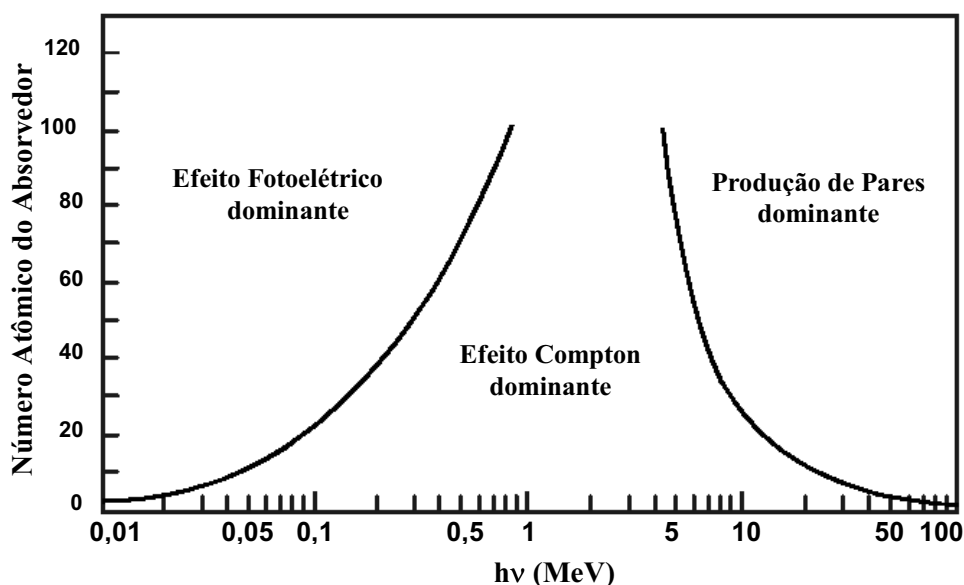


FIGURA 3.4 – Contribuição dos processos de interação de fótons com a matéria em função da energia destes e do número atômico do material [TAUHATA et al, 2002].

3.16– Aceleradores de Partículas do Tipo Ciclotron

Um dos métodos utilizados para geração de radionuclídeos é um acelerador de partículas carregadas também conhecido como ciclotron. Apresentado pela primeira vez em 1932, este equipamento consiste basicamente de duas câmaras isentas de ar, em forma de dois “D”, paralelos e opostos entre si, ambos ligados a um circuito elétrico que estabelece uma diferença de potencial alternante (radiofrequência), da ordem de milhões de Hertz [MARTIN, NELSON, 1977]. Esta condição, aliada a ação de um campo magnético constante, conforme mostra a figura 3.5, permite que as partículas (íons de gases) produzidas por uma fonte, localizada entre as duas câmaras “D”, inicialmente, sejam aceleradas e percorram uma trajetória semicircular em um dos “D”, até atingirem o intervalo existente entre as duas câmaras, e que sejam atraídas por efeito do campo elétrico e magnético para o outro “D”, e assim, sucessivamente, de forma a induzir as partículas carregadas a adquirirem uma aceleração crescente ao percorrerem uma trajetória quase espiral. Ao final, as partículas apresentam uma velocidade bastante elevada e são desviadas de sua trajetória em direção ao alvo de interesse [MARTIN, NELSON, 1977], como mostra a figura 3.6.

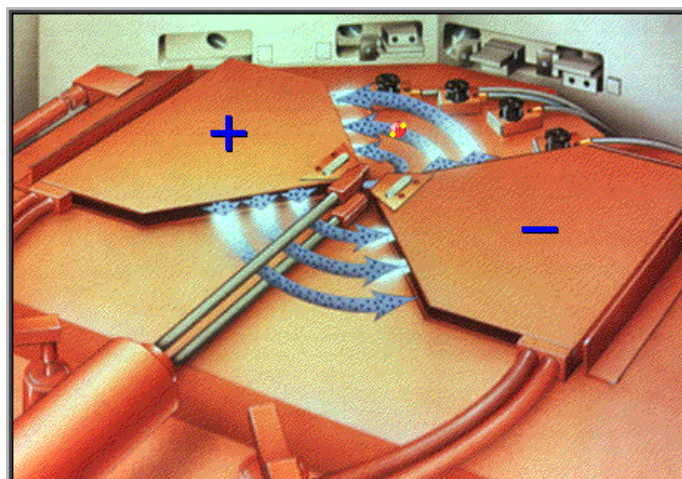


FIGURA 3.5 – Campo magnético polarizado em um acelerador do tipo cíclotron, conduzindo o feixe de partículas em uma trajetória quase espiral.

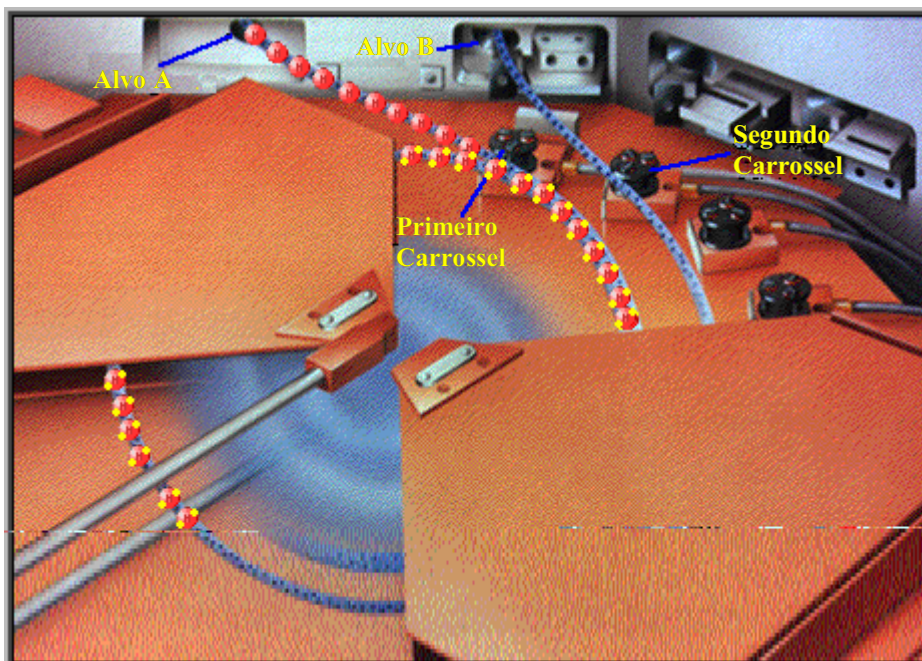


FIGURA 3.6 – Cinética do feixe de íons H^- no interior de um acelerador do tipo cíclotron, no momento em que o feixe é extraído e segue em direção ao alvo.

3.16.1 - Cíclotron RDS-111

O “Radioisotope Delivery System” (RDS), modelo 111, é um cíclotron compacto e autoblindado, conforme mostra a figura 3.7. A sala que o comporta possui paredes com espessura de 40 cm (35 cm de concreto) e está separada da sala de controle por uma porta hermética de aço. Da sala de controle, o operador conduz a produção do feixe, utilizando um programa de computador associado ao sistema [CTI, 2000].

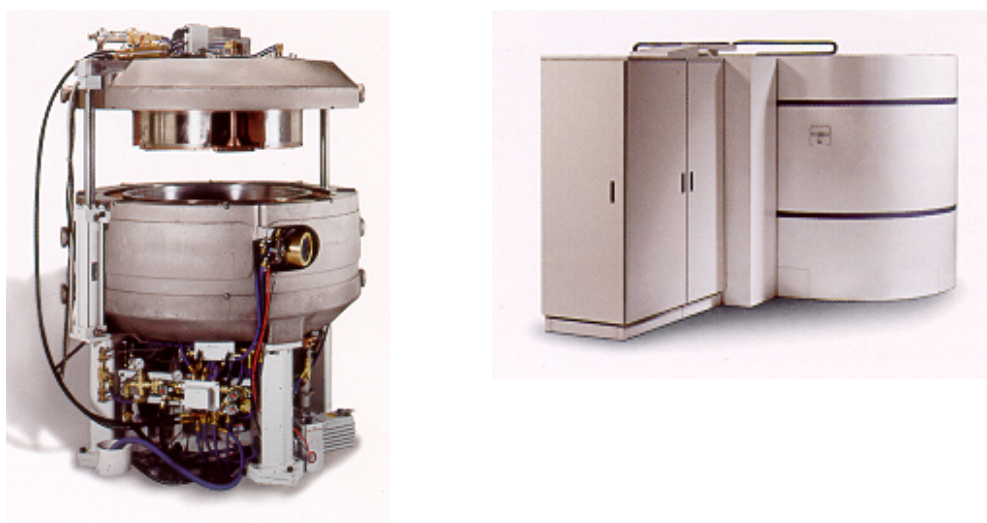


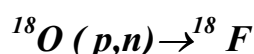
FIGURA 3.7 – O cíclotron compacto RDS-111 aberto e fechado, completamente envolvido pela blindagem móvel

O RDS-111 opera pela aceleração dos íons negativos de hidrogênio (H^-) em orbitais quase espirais para a extração da energia de 11 MeV. Os íons H^- são produzidos por uma fonte de íons interna (Penning Ion Gauge-PIG) e injetados dentro de uma região, onde são acelerados por um campo magnético produzido por uma única bobina eletromagnética, a medida que atravessam os quatro eletrodos chamados “D”. O campo magnético fornece a força de inclinação que conduz o feixe de partículas em uma trajetória quase espiral em direção ao raio de extração. [CTI, 2000].

O gradiente entre os vales e os montes do pólo magnético fornece uma forte focalização no eixo axial. Esta focalização axial produz uma alta eficiência de transmissão de feixe e, portanto uma baixa ativação interna, que resulta em uma redução a exposição individual a radiação.

Quando o acelerador de íons alcança o limite do “D”, o potencial de voltagem alternado do “D” muda para um valor negativo, e os íons negativos são repelidos, passando, então, em direção ao outro “D”, cujo potencial muda para um valor positivo, com atração por íons negativos. As polaridades alternadas dos “D” e o efeito de inclinação do campo magnético move os íons H^- de “D” para “D” em uma trajetória espiral. [CTI, 2000].

No decorrer do processo de aceleração dos íons H^- , eles adquirem aceleração suficiente para se moverem cada vez mais distantes dos centros de suas órbitas, até que alcançam o raio de extração. Neste momento, uma lâmina ultrafina de carbono intercepta o feixe de íons, arrancando os elétrons do íon H^- , originando assim, íons H^+ , ou seja, prótons. A troca na carga elétrica do feixe de partículas inverte a força de inclinação exercida pelo campo magnético, fazendo com que os arcos externos de feixe de prótons vão em direção à saída. O carrossel, no qual as lâminas de extração (lâminas ultrafinas de carbono) são montadas, ajusta o sistema para um alinhamento que centraliza o feixe no alvo, localizado no final da saída. Para produção do ^{18}F o alvo utilizado é de água enriquecida com ^{18}O [CTI, 2000]. A reação principal que ocorre no alvo, é a seguinte:



A tabela 3.1 mostra os principais componentes do ciclotron RDS-111 e seus respectivos materiais constituintes.

TABELA 3.1 – Principais componentes do ciclotron RDS-111

Componentes do ciclotron	Material constituinte
ciclotron	Aço e Cobre
estriper	Carbono
Janela do ciclotron	Alumínio
Janela do alvo	Havar
Porta-alvo	Prata
Refrigerante do alvo	Hélio

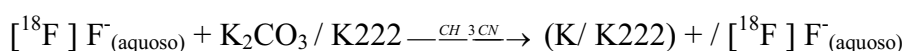
3.17 - Processamento químico para obtenção do [^{18}F] FDG

Finalizada a irradiação, o alvo é transferido por um sistema totalmente automatizado até o módulo de processamento químico (Chemical Process Control Unit – CPCU). A CPCU consiste em uma caixa de alumínio medindo aproximadamente 45 cm de largura x 45 cm de comprimento x 28 cm de profundidade [CTI, 2000], armazenada dentro de uma célula revestida de paredes com espessura de 10 cm de chumbo.

A produção do [^{18}F] FDG se realiza através de um processo químico que consiste de duas reações, processadas em cinco etapas bem definidas, sendo o tempo total do processamento equivalente a 45 minutos. Todo o sistema é automaticamente controlado por um programa de computador, instalado próximo a célula de processamento do flúor e operado pelo técnico responsável.

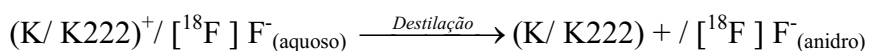
Ao terminar a irradiação, o material alvo passa através de uma coluna de resina de troca iônica para remoção do íon [^{18}F]F $^-$. A água resultante pode ser, então, reutilizada em novos alvos e a primeira etapa do processo para produção do [^{18}F] FDG é iniciada. O íon [^{18}F]F $^-$ segue até o vaso de reação da CPCU, onde reage com a solução de Kryptofix 222 e com o carbonato de potássio em acetonitrila, conforme mostra a reação [CTI, 2000]:

1ª Etapa :

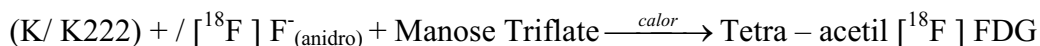


A partir daí, o processo continua em mais quatro etapas, que podem ser explicadas de acordo com as seguintes reações:

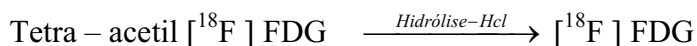
2ª Etapa:



3ªEtapa:



4ªEtapa:



Finalizado o processamento químico, são retiradas alíquotas e colocadas em pequenos frascos de vidro. Os frascos são lacrados e armazenados em cofres de chumbo, identificados com etiquetas, que informam o conteúdo de material e a atividade específica contida no frasco, ficando prontos para serem expedidos. Cinco testes são ainda realizados no laboratório de química com intuito de avaliar o desempenho do processamento [CTI, 2000], são eles:

- ❖ Teste de qualidade para avaliar o rendimento da síntese e determinar o percentual de ^{18}F livre e $[^{18}\text{F}] \text{FDG}$. Este teste se realiza no equipamento de análise HPLC (Hight Pressure Liquid Cromatography) e seu tempo de duração é de aproximadamente 20 minutos.
- ❖ Teste para controle da presença de Kriptofixx 222 no produto final, cujo valor deve ser inferior a 20 ppm, limite tolerável para a absorção em seres humanos. Este teste é feito em capela, através da técnica de cromatografia em camada fina, com uma duração média de 40 minutos.
- ❖ Teste para avaliação da presença de etanol e/ ou acetonitrila no produto final. Este teste realiza-se no cromatógrafo a gás, durante 10 minutos, e utiliza a amostra concentrada. Essas substâncias, quando encontradas em valores superiores a 5000 ppm e 410 ppm, respectivamente, são fatais para o ser humano.
- ❖ Teste de controle de qualidade microbiológico para a determinação da presença de pirogênio. Este teste realiza-se na capela de fluxo laminar localizada na sala

de controle microbiológico. O procedimento tem duração aproximada de 1h e 10 minutos, sendo que, em grande parte do tempo, o volume de 100 µL utilizado é mantido em banho-maria a uma temperatura de 37°C.

- ❖ Teste de controle de garantia de qualidade, que consiste na avaliação do crescimento de bactérias na [¹⁸F] FDG. Este teste é feito 24 horas após a produção do radiofármaco.

3.18 - Produção de Radiofármacos

Uma das principais aplicações da radiação ionizante se dá na Medicina Nuclear, onde é cada vez mais freqüente o seu uso, seja para fins terapêuticos ou de diagnóstico. No último caso, os radionuclídeos utilizados possuem meia-vida curta (por convenção, menor que 100 horas) [CHANDRA, 1976], minimizando dessa forma a dose de radiação recebida pelo paciente e, ainda, possibilitando a administração de atividades mais altas, dentro dos limites de segurança, que resultem em uma precisão mais apurada das medidas. A administração desses radionuclídeos ao paciente ocorre por via oral ou endovenosa e, sendo assim, deve ser atóxico e estar associado a uma composição química com características bioquímicas, fisiológicas e metabólicas satisfatórias. O produto final dessa associação é conhecido como radiofármaco e deve apresentar algumas características que otimizem ao máximo seu uso [CHANDRA, 1976], como, por exemplo:

- ✓ Possuir meia-vida curta, porém, compatível com o fenômeno biológico a ser analisado.
- ✓ Despender baixo custo na produção.
- ✓ Apresentar alta pureza química, radioquímica e biológica.

Após seu processamento químico no laboratório, o radiofármaco é submetido a um controle de qualidade que engloba basicamente três ensaios, para as seguintes determinações:

- Pureza Química – Pode ser definida como a fração da massa total presente em uma forma química desejada [ARCAL, 1999].
- Pureza Radionuclídica - É a relação geralmente dada em termos percentuais, entre o valor da atividade de um determinado radionuclídeo e a atividade total da amostra, pode ser usada para definir o percentual de um radionuclídeo na presença do mesmo elemento ou de um elemento diferente [ARCAL, 1999].
- Pureza Radioquímica - Define-se como a fração da radioatividade total na forma química desejada presente no radiofármaco [ARCAL, 1999].

3.19 – Radiofármacos produzidos no IEN

3.19.1 - Fluordesoxiglicose (FDG) marcada com Flúor-18

O Flúor-18 é um emissor de pósitrons que decai num tempo de meia-vida curta (de 109 minutos) e que começou a ser produzido pelo Instituto de Engenharia Nuclear em julho de 2003. Os pósitrons emitidos, ao interagirem com os elétrons do meio, se aniquilam, dando origem a dois raios gama com energia de 511 keV, que seguem direções diametralmente opostas e constituem a base para a formação das imagens obtidas em exames tomográficos do tipo PET, sigla em inglês que significa Tomografia por Emissão de Pósitrons. A Tomografia por Emissão de Pósitrons supera as outras técnicas de diagnóstico por imagem, porque possibilita uma medida direta da atividade bioquímica e metabólica do órgão, sendo vastamente utilizada em Oncologia, Cardiologia e Neurologia. Em Oncologia, o diagnóstico por PET determina a ocorrência de metástases e tumores malignos, a partir de 2 mm. Na Cardiologia verifica problemas do miocárdio e de entupimentos nas artérias. Em Neurologia, possibilita a avaliação de várias doenças neurológicas, como: Alzheimer's, Parkinson's e Huntington's.

Adicionalmente, esse exame é capaz de localizar um foco epilético, para qualificá-lo e identificá-lo para intervenção cirúrgica e possibilita, ainda, a caracterização, nivelamento e contribuição do possível retorno de um tumor no cérebro [CTI, 2000].

3.19.2 - Iodeto de sódio marcado com ^{123}I Ultrapuro

O Iodeto de sódio marcado com ^{123}I (Na^{123}I) é produzido no Instituto de Engenharia Nuclear desde 1986, com distribuição para hospitais e clínicas. Em 1998, visando a melhoria da qualidade deste radiofármaco, sua produção passou a ser realizada com o sistema KIPROS desenvolvido na Alemanha, que utiliza alvo gasoso de Xe enriquecido a 96% em ^{124}Xe . Este novo sistema garantiu ao produto final uma pureza radionuclídica superior a 99,9% (^{123}I Ultrapuro) e ainda, a ausência de traços de ^{124}I , principal responsável por prejuízos na qualidade das imagens geradas para diagnóstico.

O radionuclídeo ^{123}I possui meia-vida de 13,2 horas e não emite radiação do tipo beta, sendo por este motivo preferencialmente utilizado em pediatria, quando há necessidade de exame para diagnóstico de disfunções da glândula tireóide.

3.19.3 - Meta-iodobenzilguanidina (M^{123}IBG)

Produzido para fins de diagnóstico, este radiofármaco é marcado com ^{123}I Ultrapuro e se caracteriza por ser rapidamente metabolizado por tecidos inervados, sendo desta forma empregado com êxito em exames para detecção de tumores do sistema nervoso e do sistema neural do coração, possibilitando a formação de imagens com alta resolução.

3.20 – Levantamento pré operacional do IEN

Nos meses de janeiro e setembro de 1964, Meyer e Ballariny realizaram medidas dos níveis de radiação gama ambiental na Ilha do Fundão, utilizando um monitor de radiação Brasilab com detector Geiger Muller, que apresentou durante aquele levantamento flutuações da ordem de $\pm 200 \text{ nGy.h}^{-1}$. Os valores dos níveis de radiação

referentes ao mês de janeiro foram, na maioria dos pontos monitorados, superiores aos valores encontrados no mês de setembro. Os valores médios dos níveis de radiação gama, medidos em pontos onde hoje se encontra o IEN, foram equivalentes a 900 nGy.h^{-1} , no mês de janeiro, e 300 nGy.h^{-1} , no mês de setembro. Segundo os autores, essa discrepância nos valores apresentados foi causada pelas variações sazonais; entretanto, a falta de informações precisas sobre as condições locais naquela época, e sobre os fatores que, naquela ocasião, poderiam ter influenciado as medidas, fez com que, em 1993, PERES [PERES,1999] decidisse avaliar a consistência das justificativas dos autores, realizando semanalmente levantamentos radiométricos ambientais ao redor do IEN, com um cintilador de iodeto de sódio comercialmente conhecido como cintilômetro SPP2-NF da Saphymo SRAT (França). Ao final, foi verificado que o valor médio dos níveis de radiação ambiental encontrado ao redor do IEN era de aproximadamente 200 nGy.h^{-1} . No decorrer do processo das medidas, observou-se que os valores encontrados não apresentavam variações significativas durante as mudanças sazonais ocorridas [PERES,1999].

CAPÍTULO 4

MATERIAIS E MÉTODOS

4.1 - Sistema Termoluminescente

4.1.1 – Porta – detector

O porta - detector sugerido por Oberhofer, M. [OBERHOFER, M, 2000] e utilizado consiste de um arranjo formado por dois potes plásticos, um interno e o outro externo; quatro cilindros de isopor e um círculo de cartolina, conforme mostra a figura 4.1. O pote interno possui 2,8 cm de diâmetro, 4,8 cm de altura e 0,1 cm de espessura e é comercialmente utilizado como embalagem para filme fotográfico. O pote externo possui 5 cm de diâmetro, 6,5 cm de altura e 0,1 cm de espessura. Os três cilindros de isopor contidos no pote interno têm o mesmo diâmetro, mas espessuras de 2 cm e 1 cm, e servem de suporte para a centralização vertical dos detectores no dosímetro. O círculo de cartolina é utilizado para acomodar o detector de forma centralizada no interior do dosímetro. Possui 2,8 cm de diâmetro e 0,1 cm de espessura, com possibilidade de três furos de 0,6 cm de diâmetro para o posicionamento dos detectores.

O cilindro de isopor contido dentro do pote externo tem 2 cm de espessura e 2,8 cm de diâmetro, com a finalidade principal de elevar o pote interno, para sua fixação, bem como para a complementação em centímetros da medida necessária que irá manter todos os detectores posicionados verticalmente no centro do porta-detector.

Dentro do pote externo é adicionada uma fina camada de sílica-gel para absorção da umidade interna do porta-detector. Todo este arranjo é selado para garantir a integridade física do detector TL contra uma possível violação por curiosos e, ainda, impedir a passagem da água da chuva, acúmulo de poeira e detritos bastante comuns, principalmente, durante os longos períodos de amostragem ambiental.

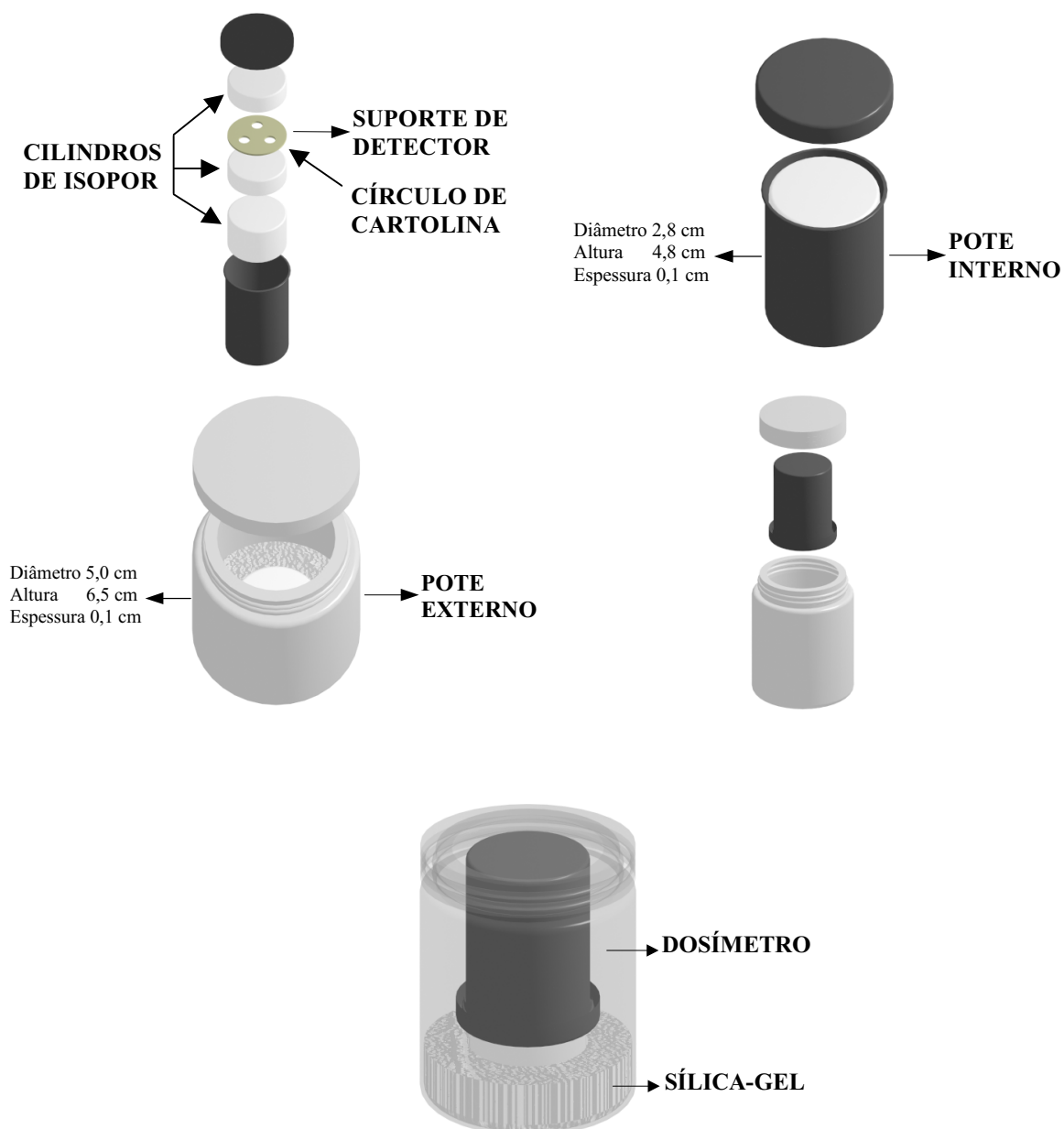


Figura 4.1 – Descrição detalhada do porta-detector para dosimetria termoluminescente.

4.1.2 – Detectores LiF: Mg,Cu,P

Os detectores utilizados foram os super sensíveis [ALVES et al, 2001] cristais de fluoreto de lítio dopados com magnésio, cobre e fósforo, em forma de pastilha, conforme mostra a figura 4.2, que foram fabricados em 1997 pela Harshaw Chemical

Company, sob a designação de TLD-100H, com dimensões de 3 mm x 3 mm x 0,9 mm, cujas principais características estão na tabela 4.1.

TABELA 4.1 - Características do detector termoluminescente de LiF: Mg,Cu,P

Características	LiF:Mg;Cu,P
Número atômico efetivo	8,2
Temperatura do pico principal ($^{\circ}\text{C}$)	230
Espectro de emissão termoluminescente ($\text{\AA}$)	4000
Resposta energética($30 \text{ keV}/^{60}\text{Co}$)	1,06
Sensibilidade ao ^{60}Co relativa ao LiF:Mg;Ti	15 a 25
Dose de saturação (Gy)	10
Faixa de utilização	1 μGy a 10 Gy
Desvanecimento otimizado a 25°C	insignificante
Sensibilidade à luz	fraca

Fonte: Bicron-NE, 1998

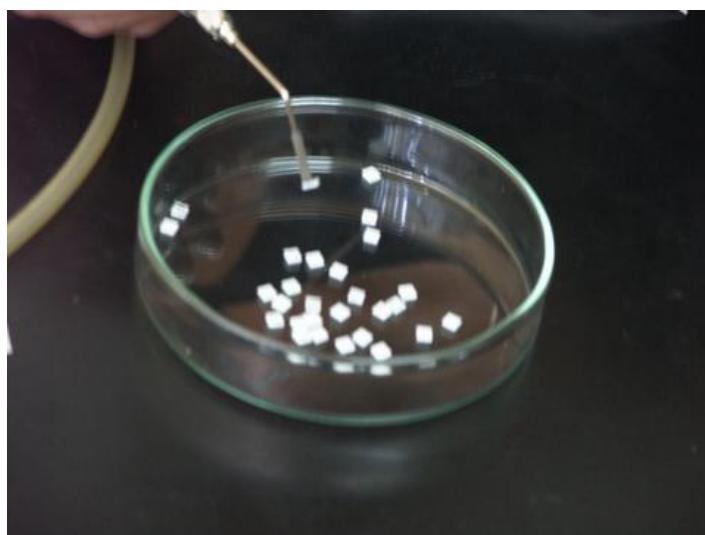


FIGURA 4.2 – Detector TL de LiF: Mg, Cu,P (TLD-100H)

4.1.3 - Tratamento Térmico

Com o objetivo de regenerar a estrutura cristalina dos detectores e eliminar os sinais residuais existentes [MALETTA, 2003], os TLD-100H foram submetidos a um tratamento térmico, antes de cada irradiação. O tratamento térmico foi realizado no próprio leitor Harshaw modelo 5500 [MOHAMADAIN, 2001], onde os detectores foram distribuídos e acomodados pelas cinquenta posições existentes no disco de leitura do equipamento, conforme mostra a figura 4.3. O tratamento foi realizado sob fluxo constante de N₂ aquecido. O TTP (perfil de tempo e temperatura) utilizado foi o seguinte:

Temperatura de tratamento térmico	260 ⁰ C
Tempo de tratamento térmico	10 s
Taxa de aquecimento linear	10 ⁰ C/s



Figura 4.3 –Visão detalhada do disco para a leitura de detectores TL do Leitor Harshaw modelo 5500.

Após o tratamento térmico, o disco foi retirado do leitor e colocado sobre a bancada do laboratório para o resfriamento dos detectores à temperatura ambiente.

4.1.4 – Leitura dos detectores termoluminescentes.

Os detectores foram avaliados em um leitor Harshaw, modelo 5500, apresentado na figura 4.4, auxiliado por um programa de computador acoplado ao sistema, denominado TLD-SHELL.



Figura 4.4 –Leitor Harshaw modelo 5500.

No perfil de aquisição da leitura dos detectores, foram dispensadas as aplicações de fatores de calibração e qualidade. Na aquisição dos dados, o valor da radiação de fundo (background) não foi programado para ser subtraído das leituras e o ganho da fotomultiplicadora aplicado foi alto. A unidade de resposta escolhida foi o nC (nano Coulomb) e a região de interesse (ROI) da curva de emissão utilizada foi [1,200]. O sistema de leitura foi programado para, no intervalo a cada dez leituras, realizar testes de verificação do sinal de ruído da fotomultiplicadora e da luz de referência. O perfil de temperatura e tempo configurado para a realização das leituras dos detectores LiF:Mg,Cu,P foi o seguinte:

Temperatura de pré-aquecimento	145 °C
Tempo de pré-aquecimento	10 s
Taxa linear de aquecimento	10 °C/s
Temperatura de aquisição dos dados	260 °C
Tempo de aquisição dos dados	23+1/3 s

Durante todas as leituras, os detectores foram submetidos a um fluxo constante de 60 psi de N₂ [BICRON, 1999]. A figura 4.5 mostra a curva de emissão de um detector LiF:Mg,Cu,P, em sua leitura

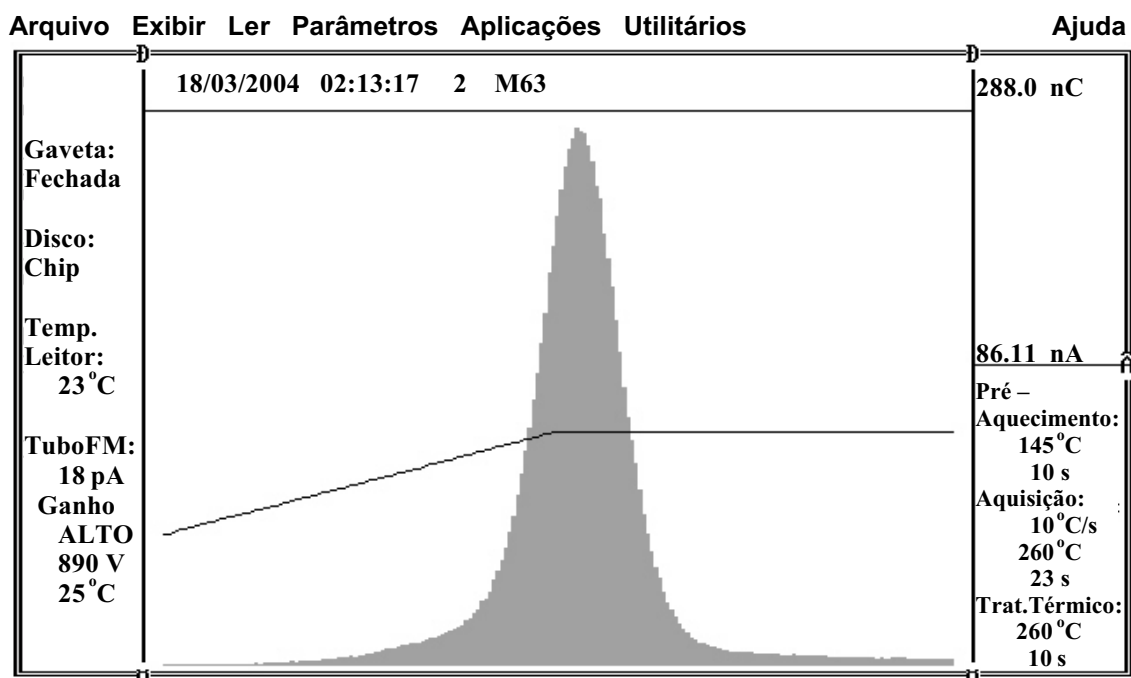


FIGURA 4.5 – Curva de emissão de LiF:Mg,Cu,P (TLD-100H) obtida através do Leitor Harshaw 5500, de acordo com o programa TLD-SHELL.

Todos os resultados de leitura obtidos foram gravados no arquivo “TTM.TLD” do programa TLD-SHELL e passados para uma planilha de cálculos, onde os dados foram processados.

4.1.4.1 - Controle de qualidade do Leitor

O controle de qualidade da operação do Leitor TL constitui-se de quatro testes distintos. Dois destes, se realizam no início e no final das leituras e são denominados, respectivamente, teste da leitura da luz de referência e teste da leitura do ruído da fotomultiplicadora. Ambos, podem ocorrer também, em intervalos durante as leituras, caso esse procedimento seja estabelecido e, previamente, programado pelo operador.

O teste da luz de referência utiliza uma fonte de luz padrão, interna ao equipamento, cuja leitura é comparada aos valores de referência previamente estabelecidos.

No teste do ruído da fotomultiplicadora, verifica-se se a leitura causada pelo escape de luz ou pelo ruído eletrônico encontra-se abaixo do limiar considerado

adequado pelo fabricante, de modo a interferir o mínimo possível na leitura dos detectores TL.

Os demais testes podem ser monitorados na tela durante a realização das leituras, e servem para avaliar: a temperatura de resfriamento da fotomultiplicadora e a estabilidade da alta-voltagem na fotomultiplicadora. No primeiro, após 20 ou 30 minutos, a temperatura deve se estabilizar entre $(10 \pm 2) ^\circ\text{C}$, e no segundo teste, deve-se observar que, nos intervalos entre as leituras, o valor da tensão na fotomultiplicadora não apresente variação superior a $\pm 1\text{VDC}$ em relação ao valor estabelecido [BICRON, 1999].

4.1.5 – Controle de Qualidade do Sistema de Leitura

4.1.5.1 – Detectores de controle

Os cinco detectores mais reprodutíveis do lote foram selecionados para serem utilizados na verificação da estabilidade do sistema de leitura. Esses são denominados detectores de controle. Sempre que se processava a avaliação dos detectores de medida, os detectores de controle eram avaliados juntamente com aqueles. Após serem submetidos ao tratamento térmico, eles eram irradiados sob condições de equilíbrio eletrônico (2 mm de acrílico) [ISO, 1997] em campo de radiação gama provinda de uma fonte de ^{137}Cs , com 10 mGy em termos de kerma no ar (item 4.2.1). A razão entre as leituras dos detectores de controle e seus respectivos valores de referência, previamente determinados, conforme é descrito no item 4.1.5.3, dão origem aos fatores de correção individuais. O valor médio calculado com base nesses fatores é denominado fator médio de correção e é utilizado para corrigir as leituras dos demais detectores.

4.1.5.2- Detectores brancos

Com o intuito de se avaliar os níveis da radiação de fundo (BG) local e ambiental, foram selecionados doze detectores. Os detectores receberam tratamento térmico conforme descrito no item 4.1.3 e foram separados em dois grupos distintos com seis detectores cada. Um destes grupos foi utilizado para avaliar o BG local e ficou

armazenado durante 90 dias no Laboratório de Dosimetria do IEN, livre de qualquer radiação artificial. O outro grupo serviu para a avaliação do BG ambiental e foi exposto no campo, durante um período de 92 dias, em um local afastado de qualquer fonte artificial de radiação.

Após o cumprimento dos períodos estabelecidos, os dois grupos de dosímetros foram retirados de seus respectivos locais de amostragem e seus detectores foram avaliados no leitor Harshaw, modelo 5500 (item 4.1.4). A média das leituras de cada grupo de detectores foi considerada como o valor da radiação de fundo local e ambiental, respectivamente, a ser subtraída das leituras encontradas nos dosímetros locais e ambientais expostos.

4.2 - Procedimentos para caracterização dos detectores LiF:Mg,Cu,P

4.2.1 - Irradiação dos detectores em feixe de radiação gama

Para a realização das irradiações dos detectores com radiação γ , foi utilizado um irradiador Buchler com fonte de ^{137}Cs , modelo OB85, n^osérie 05.882, localizada no Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes (LNMRI) do Instituto de Radioproteção e Dosimetria - IRD. Em 13/11/1987 a fonte de ^{137}Cs utilizada possuía uma atividade nominal de 740 GBq, e todo o processo de irradiação foi controlado remotamente pelo operador, em um ambiente externo à sala de irradiação. As condições do feixe de irradiação encontram-se dispostas na tabela 4.2. Os detectores foram colocados em um suporte de acrílico com placa de 2 mm de espessura para garantir o equilíbrio eletrônico relativamente a energia da radiação γ emitida pelo ^{137}Cs [ISO, 1997].

TABELA 4.2 - Condições de irradiação dos detectores para teste de dependência energética. com a fonte de ^{137}Cs .

Fonte	Kerma (mGy)	Distância (m)	Tamanho do campo (diâmetro) (cm)
^{137}Cs	10	1,10	32

4.2.2 - Irradiação dos detectores em feixe de Raios X

Os testes para determinação da dependência energética dos detectores foram também realizados no LNMRI/IRD/CNEN. O aparelho de raios-X convencional utilizado foi o Stabilipan SIEMENS 968/1299 de 300 kV. Para este ensaio, os detectores foram colocados em pequenos sacos plásticos finos, afixados a um suporte semelhante a uma raquete de tênis [SOARES, 2003], e submetidos a diferentes qualidades de energia. As características dos campos de raios-X e as condições de irradiação são mostradas nas tabelas 4.3 e 4.4, respectivamente.

TABELA 4.3 – Características dos campos de raios-X, da série ISO de espectros estreitos (N) utilizados para verificar a dependência dos detectores TL com a energia da radiação.

Qualidade de energia	Tensão do tubo (kV)	Energia média (keV)	Filtração adicional (mm)			
			Al	Cu	Sn	Pb
N-60	60	48	---	0,6	---	---
N-80	80	65	---	2,0	---	---
N-100	100	83	---	5,0	---	---
N-150	150	118	---	---	2,5	---
N-200	200	163	---	2,0	3,0	1,0
N-250	250	205	---	---	2,0	3,0

Fonte:ISO,1996

OBS: A filtração total foi ajustada para 4 mm de Al (ISO 4037-1,1993).

TABELA 4.4 - Condições de irradiação dos detectores para o teste de dependência energética.

Qualidade de energia	Kerma (mGy)	Distância (m)	Tamanho do campo (diâmetro) (cm)
N-60, N-80, N-100, N-150, N-200, N-250	10	2	35

4.2.3 - Integridade física do detector

Com o objetivo de se preservar a qualidade da resposta dos detectores [MALETTA, 2003], bem como seu tempo de vida útil, foi realizado um teste visual para identificação daqueles que estariam em condições físicas adequadas, ou seja, que não apresentassem defeitos como rachaduras e ranhuras, que os impedissem de serem selecionados para este trabalho de pesquisa.

4.2.4 - Identificação e seleção dos detectores

Após o teste descrito no item 4.2.3, foram separados 100 detectores termoluminescentes de LiF:Mg,Cu,P (TLD-100H) pertencentes ao mesmo lote. Estes foram cuidadosamente identificados com códigos alfanuméricos em uma das faces do cristal, utilizando-se para isto grafite de 0,5 mm de espessura do tipo 2B. A seguir, os detectores receberam tratamento térmico (item 4.1.3) e foram submetidos à irradiação. Este procedimento foi repetido seis vezes, conforme descrito no item 4.2.1.

A avaliação dos detectores ocorreu de acordo com o item 4.1.4 e os valores de leitura obtidos foram transportados para uma planilha de cálculo, onde foi calculado um fator de normalização (FN) para cada uma das cinco leituras subsequentes de cada detector, em relação ao valor da primeira leitura (L_1), através da equação 4.1.

$$FN_{(i,j)} = \frac{L_{i,j}}{L_1} \quad (\text{Eq.4.1})$$

Onde:

FN representa o Fator de normalização; i , o número da leitura; j , o número do detector; L , a leitura do detector; e L_1 , a primeira leitura.

FN foi aplicado para corrigir as variações possíveis de ocorrer durante o processo de avaliação dos detectores TL.

A média dos fatores de normalização de todos os detectores TL referentes a uma mesma série de leitura foi denominada fator médio de normalização, sendo obtido através da equação 4.2, e utilizado para a normalização das leituras dos detectores correspondentes àquela série de leitura, conforme mostra a equação 4.3.

$$\overline{FN}_i = \left[\frac{\sum_{j=1}^n FN_{i,j}}{n} \right] \quad (\text{Eq.4.2})$$

$$LN_{i,j} = \frac{L_{i,j}}{\overline{FN}_i} \quad (\text{Eq.4.3})$$

Onde:

$\overline{FN}$ representa o fator médio de normalização; LN , a leitura normalizada; n o número total de detectores; L a leitura do detector; i o número correspondente a série de leitura realizada; e j o número do detector TL.

Para a obtenção do fator de sensibilidade (FS) individual dos detectores TL, cujo cálculo é apresentado na equação 4.4, foi utilizada a média das leituras médias de todos os detectores ($\overline{\overline{L}}$), mostrada na equação 4.5. Para a obtenção da leitura média de cada detector ($\overline{L}_j$), foram utilizadas seis leituras corrigidas, como mostrado na equação 4.6.

A leitura de dose zero é descontada tanto de $\overline{\overline{L}}$, como também de $\overline{L}_j$. A leitura de dose zero foi determinada a partir do valor médio das leituras obtidas com a avaliação de cinco detectores não irradiados.

$$FS = \frac{\overline{\overline{L}}}{\overline{L}_j} \quad (\text{Eq.4.4})$$

$$\overline{\overline{L}} = \frac{\sum_{j=1}^n \overline{L}_j}{n} \quad (\text{Eq.4.5})$$

$$\overline{L}_j = \frac{\sum_{i=2}^6 LN_{i,j} + L_{1,j}}{6} \quad (\text{Eq.4.6})$$

Objetivando, ainda, dispor de um lote de detectores mais homogêneo, foram calculados, a partir da média das leituras normalizadas de cada detector TL, o coeficiente de variação (CV%), conforme mostra a equação 4.7, sendo desprezados os detectores, cujo CV foi superior a 5%.

$$CV_j = \frac{\sigma_j}{L_j} \times 100 \quad (\text{Eq.4.7})$$

4.3 - Ensaio para a caracterização do lote de detectores de LiF:Mg,Cu,P

Com o intuito de se avaliar experimentalmente algumas características do lote de LiF:Mg,Cu,P utilizado neste trabalho, foram realizados os seguintes testes:

4.3.1 – Reprodutibilidade em função da Dose

A reprodutibilidade de um dosímetro termoluminescente é consequência direta de sua estabilidade e, para uma determinada dose, pode ser obtida através do desvio-padrão de um conjunto de medidas realizadas em condições similares de irradiação e leitura [BUSUOLI, 1981]. Este ensaio tem por objetivo assegurar que o detector, sempre que exposto a uma mesma dose de radiação, é capaz de apresentar, dentro de uma variação aceitável, a mesma resposta [MALETTA, 2003].

Neste trabalho, em particular, por também estarem envolvidas medidas de doses ambientais da ordem de μGy , o procedimento utilizado foi o de se verificar a reprodutibilidade média da resposta do detector de LiF; Mg,Cu,P em uma faixa de dose variando de 0,05 mGy a 5 mGy. Dessa forma, foram realizadas três séries de irradiações, utilizando em cada série quatro grupos de seis detectores. Todos os detectores envolvidos, antes de serem irradiados, passaram pelo processo de tratamento térmico conforme se descreveu no item 4.1.3.

Os detectores foram submetidos ao campo de radiação provinda da fonte de radiação γ do ^{137}Cs , com 32 cm de diâmetro, a uma distância de 1,5 m da fonte. Os valores de dose aplicados foram: 0,05 mGy, 0,1 mGy, 0,5 mGy, 5 mGy, respectivamente, para cada grupo de detectores. Durante as irradiações, os grupos de detectores ficaram acondicionados em um suporte de acrílico com condições de

equilíbrio eletrônico (placa de acrílico com 2 mm de espessura) [ISO, 1997]. Os detectores foram avaliados no leitor conforme o item 4.1.4. Após a avaliação dos detectores, os valores obtidos das leituras foram transportados para uma planilha de cálculo, onde foram corrigidos, conforme item 4.1.5.1. A partir daí, foram calculados os coeficientes de variação (CV%), referentes a média das leituras corrigidas de cada grupo de detectores, utilizado neste trabalho como critério para determinação da reprodutibilidade média dos detectores. Os valores experimentais obtidos foram comparados com os valores teóricos calculados segundo a equação [PIESCH, 1981]

$$s(D) = \frac{1}{D} \left[2(S_{0e}^2 + S_{0d}^2)(D'_u - D_0)^2 + (s_{re}^2 + s_{rd}^2)D^2 \right]^{1/2} = \left(\frac{A^2}{D^2} + B^2 \right)^{1/2} \quad (\text{Eq.4.4})$$

onde :

S_{0e} é o desvio-padrão relativo do valor de ruído eletrônico;

S_{0d} é o desvio-padrão relativo do valor da leitura de dose zero;

D'_u é a dose correspondente a leitura de dose zero;

D_0 é valor de dose mínimo detectável;

S_{re} é o desvio-padrão relativo do leitor para 1000 exposições;

S_{rd} é o desvio-padrão relativo do lote para 1000 exposições;

D é o valor de kerma em mGy;

A é o desvio-padrão absoluto para doses muito baixas;

B é o desvio-padrão relativo para doses altas.

4.3.2 - Dose Mínima Detectável

A dose mínima detectável por um detector termoluminescente , por definição, equivale a três desvios padrões da leitura média do detector não irradiado [PIESCH, 1981] denominada nesse trabalho, leitura de dose zero. A leitura de dose zero depende das características do material termoluminescente utilizado, das propriedades do sistema de leitura adotado e da fidelidade nos procedimentos seguidos,

podendo ser definida como o resultado da soma da leitura efetuada pelo leitor TL sem o detector e a leitura do detector não exposto a radiação [PIESCH, 1981].

Para a realização deste ensaio foram utilizados cinco detectores de LiF: Mg,Cu,P, retirados aleatoriamente do lote, e que passaram pelos processos de tratamento térmico e leitura, conforme descrito nos itens 4.1.3 e 4.1.4.

4.3.3 - Desvanecimento

O objetivo deste teste é verificar o comportamento do detector de LiF: Mg, Cu, P em relação a perda de sinal latente, no decorrer do tempo, sob diferentes condições térmicas. Para a realização deste ensaio foram destinados vinte detectores.

Inicialmente, foram utilizados dois detectores, que passaram pelo tratamento térmico descrito no item 4.1.3, sendo posteriormente submetidos ao campo de radiação γ do ^{137}Cs , conforme é descrito no item 4.2.1, cujo valor de dose aplicado foi de 20 mGy. Após isso, estes foram separadamente acondicionados em placas de petri e armazenados sob as temperaturas de 20 °C e 50 °C, respectivamente. Todo esse processo foi criteriosamente repetido com os dezoito detectores restantes. Dessa forma, no final do ensaio, cada grupo de dois dosímetros completava o período de armazenamento de 99 dias, 87 dias, 73 dias, 63 dias, 52 dias, 42 dias, 31 dias, 21 dias, 11 dias e 1 dia, respectivamente. Após os 99 dias, todos os detectores foram avaliados segundo os procedimentos descritos no item 4.1.4.

4.3.4 - Dependência Energética

Este ensaio foi realizado com o propósito de avaliar a resposta do detector em relação à energia dos fótons incidentes [CASMIE, 1995]. Para tal, seis grupos de dez detectores foram separados e receberam tratamento térmico conforme se descreveu no item 4.1.3. Após o tratamento térmico, os detectores foram expostos em campos de radiação gama provinda do irradiador de ^{137}Cs , conforme item 4.2.1 e posteriormente avaliados.

Seguindo o procedimento descrito no item 4.2.2, os detectores foram ainda submetidos ao campo de raios X da série ISO com espectro estreito N, sendo avaliados no leitor Harshaw, modelo 5500, como se descreveu no item 4.1.4.

4.4 – Calibração dos detectores de LiF:Mg,Cu,P, em termos de kerma no ar.

Para o procedimento de calibração, vinte detectores termoluminescentes foram separados aleatoriamente do lote selecionado, sendo tratados conforme descrito no item 4.1.3. Os detectores foram colocados sob placa de 2 mm de acrílico (condição de equilíbrio eletrônico) e submetidos ao campo da radiação γ provinda do irradiador de ^{137}Cs , a uma distância de 1,5 m, juntamente com os detectores de controle, com o valor verdadeiro convencional de 10 mGy de kerma no ar.

A leitura dos detectores ocorreu de acordo com o item 4.1.4. Os valores das leituras foram corrigidos, conforme item 4.1.5.1, isentos do valor de leitura de dose zero, e tiveram seus respectivos fatores de sensibilidade aplicados. Os valores resultantes foram utilizados para a obtenção do valor médio de leitura corrigida dos detectores.

Os fatores de calibração (FC) dos detectores de LiF:Mg,Cu,P e a incerteza associada foram calculados, a partir da razão entre o nível convencional de 10 mGy de kerma no ar e o valor médio de leitura corrigida dos detectores.

4.5 - Metodologia de monitoramento com dosímetros LiF:Mg,Cu,P

Dos cem detectores de LiF:Mg,Cu,P selecionados, nove foram descartados por apresentarem baixa reprodutibilidade ($CV > 5\%$) e os noventa e um restantes foram utilizados para a realização dos ensaios de caracterização do lote, amostragens locais e ambientais. Os monitoramentos locais realizaram-se nas instalações da Divisão de Radiofármacos (DIRA), com ênfase nas dependências do RDS-111, e nas instalações do Depósito de Rejeitos Radioativos da Divisão de Rejeitos (DIRJ), ambos localizados no Instituto de Engenharia Nuclear. O monitoramento ambiental realizou-se nas proximidades dessas instalações, durante o período compreendido entre novembro de 2003 e setembro de 2004, e os procedimentos utilizados são descritos a seguir.

4.5.1 - Preparo dos dosímetros utilizados para monitoramento local e ambiental.

Todos os detectores receberam tratamento térmico conforme descrito no item 4.1.3 e, depois de resfriados, foram colocados em seus respectivos porta-detectores (item 4.1.1). Cada dosímetro foi composto por três detectores de LiF:Mg,Cu,P, perfazendo um total de vinte e sete dosímetros locais e oito dosímetros ambientais.

4.5.1.1 - Principais características da blindagem do RDS-111.

A primeira etapa para a obtenção do ^{18}F ocorre com a produção do íon ^-F no ciclotron RDS-111 (Radioisotope Delivery System). Este tipo de acelerador foi projetado para minimizar ao máximo a exposição dos trabalhadores durante sua operação e para tanto, é munido de uma blindagem móvel, que envolve todo o ciclotron e pode ser removida remotamente, caso o operador necessite ter acesso ao interior da “máquina”.

A blindagem é formada por duas camadas com constituições distintas. A primeira camada é mais interna e possui 30 cm de espessura de uma mistura de alta densidade, constituída de chumbo, epóxi e carboneto de boro, tendo a função de reduzir a energia dos nêutrons superiores a 1 Mev, de absorver ao máximo a radiação gama pronta, decorrente da desexcitação do núcleo, após a formação do radioisótopo, e, ainda, deabsorver os nêutrons termalizados produzidos por colisões no interior da blindagem.

A camada mais externa da blindagem possui 70 cm de espessura e constitui-se de polietileno e carboneto de boro, associados ao concreto, para moderar os nêutrons, através de colisões elásticas com os átomos de hidrogênio dos constituintes (água e polietileno), e para minimizar a radiação secundária resultante da captura dos nêutrons pelo hidrogênio, ou devido à interação deles com o ferro e cobre (constituintes do ciclotron). A tabela 4.5 mostra os principais dados da produção do ^{18}F

TABELA 4.5 – Principais parâmetros envolvidos na produção do ^{18}F

Gás utilizado	H_2
Corrente do feixe	30 μA
Alvo	H_2O enriquecida com ^{18}O
Tempo de irradiação	1h30min (em média)
Reação principal	$^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$
Energia do próton da reação	11 meV
Rendimento médio de ^{18}F obtido após a operação	~900 mCi
Rendimento médio de FDG obtido após a síntese	~375 mCi
Meia-vida do ^{18}F	109 minutos
Tipo de decaimento do ^{18}F	β^+
Energia dos raios gama resultantes da aniquilação do β^+	511 keV

4.5.1.2. - Monitoramento nas instalações do ciclotron RDS-111

Segundo o fabricante [CTI, 1997], este tipo de acelerador de partículas possui uma blindagem capaz de atenuar a radiação produzida no alvo e nele próprio, de forma a permitir que os trabalhadores tenham acesso ao local, mesmo quando o equipamento estiver em operação, assegurando que estarão sendo submetidos a uma taxa de dose compatível com as normas estabelecidas para trabalhadores ocupacionalmente expostos. O objetivo do monitoramento com TLD consiste em avaliar os níveis de dose ocupacionais, durante a operação do ciclotron RDS-111, visando obter dados que possibilitem a definição de um procedimento para o acesso local, a caracterização da área, em função dos níveis de dose encontrados, e, ainda, a obtenção de parâmetros para a verificação das condições de trabalho, em virtude dos procedimentos operacionais adotados.

Para o monitoramento, foram utilizados três dosímetros, preparados como descrito no item 4.1.4, e posicionados conforme mostra a figura 4.4.a. Os dosímetros referentes aos pontos P01 e P02 foram posicionados a uma altura de 1,40 m do chão, enquanto que o dosímetro instalado no ponto P03 foi posicionado a 1,0 m de altura, próximo ao operador.

4.5.1.3 - Monitoramento durante o processamento químico e expedição.

Devido ao fato do processo de obtenção do ^{18}F ter sido recentemente implantado, resolveu-se avaliar os níveis de dose envolvidos durante toda a sua produção. Para tanto, foram realizados dois períodos de monitoramento, utilizando os detectores de LiF; Mg,Cu,P, preparados conforme descrito no item 4.1.4. Para as amostragens, foram utilizados 14 dosímetros, distribuídos entre os processos de transferência, processamento químico e expedição do ^{18}F , conforme mostram as figuras 4.4.b e 4.4.c.

Os pontos de amostragem foram escolhidos com base em uma avaliação crítica de todas as etapas do processo, que, em condições normais, poderiam vir a oferecer um incremento na dose ocupacional dos trabalhadores diretamente envolvidos no processo e dos demais trabalhadores, por desenvolverem atividades nas proximidades dos setores envolvidos com a produção do ^{18}F . A Tabela 4.6 mostra os referidos pontos de amostragem.

TABELA 4.6 - Locais referentes ao monitoramento realizado na DIRA/IEN.

Ponto	Local da amostragem
01	Entrada da sala do RDS-111
02	Salão do RDS-111, próximo a canaleta
03	Mesa do Operador do RDS-111
04	Operador da célula de ^{18}F
05	Próximo à célula de expedição do ^{18}F
06	Capela do fluxo laminar
07	Bancada do cromatógrafo
08	Bancada do HPLC
09	Capela da Química morna
10	Sala do gerador do CV-28
11	Corredor de acesso ao 2º piso
12	Chaminé da célula de ^{18}F (2º piso)
13	Oficina mecânica (2º piso)
14	Porta da expedição
15	Computador da expedição

4.5.1.3.1 – Período de exposição

O primeiro período de exposição dos dosímetros foi de 31 dias e ocorreu entre 14 de novembro e 15 de dezembro de 2003.

O período de exposição seguinte foi de 67 dias, iniciando em 08 de janeiro de 2004 e terminando em 15 de março do mesmo ano. Este período foi adotado para todos os pontos, exceto nos pontos: 01, 02, 03 e 04, para os quais, por serem considerados os de maior interesse para a dosimetria local, foi adotado um período maior, perfazendo um total de 90 dias de exposição, findos em 07 de abril de 2004.

O último período de amostragem ocorreu entre 08 de abril e 14 de julho de 2004 e foi realizado nos pontos 01, 02, 03, 04 e 11, quando os detectores ficaram expostos durante um período de 97 dias.

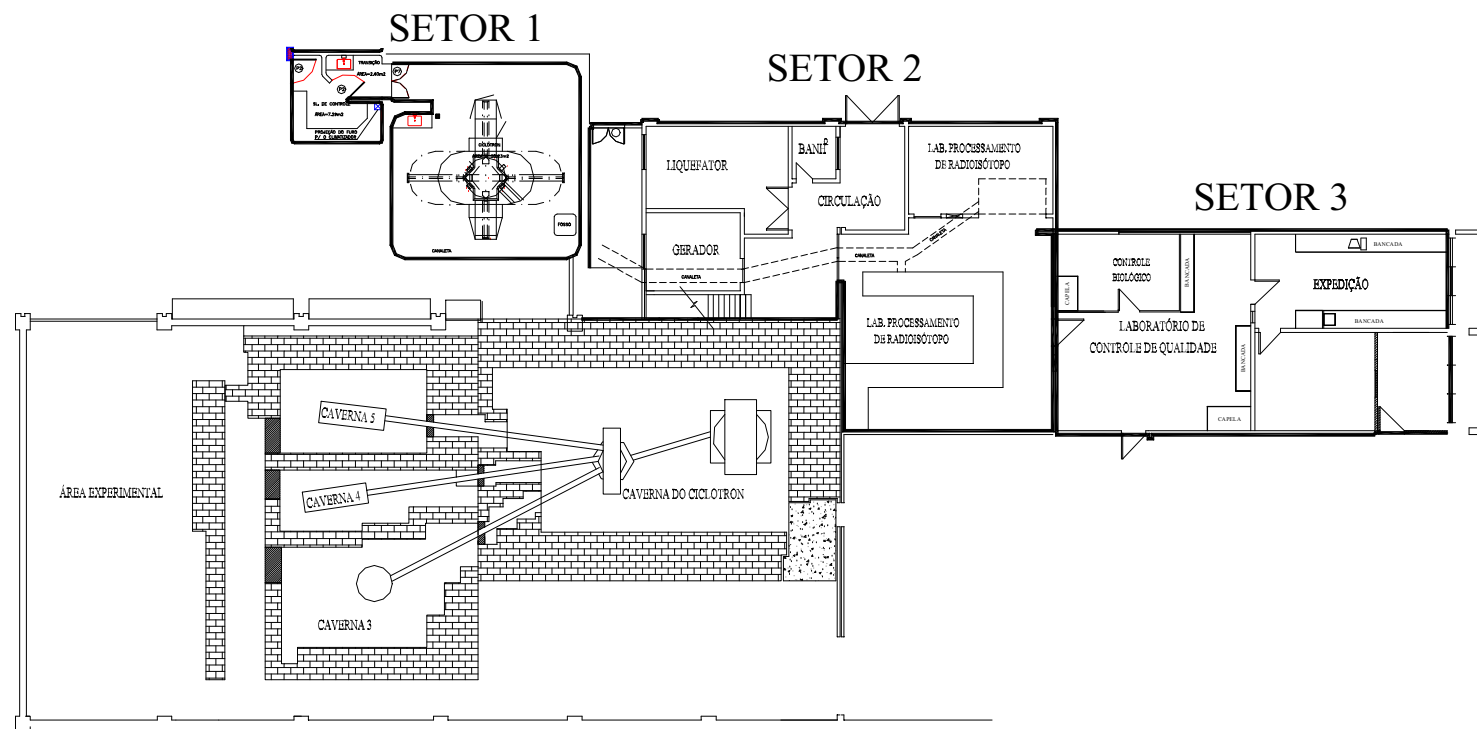


FIGURA 4.4 – Planta para visualização geral das instalações monitoradas da Divisão de Radiofármacos (DIRA), sub-dividida em Setores, conforme mostram, a seguir, as figuras 4.4.a; 4.4.b e 4.4.c

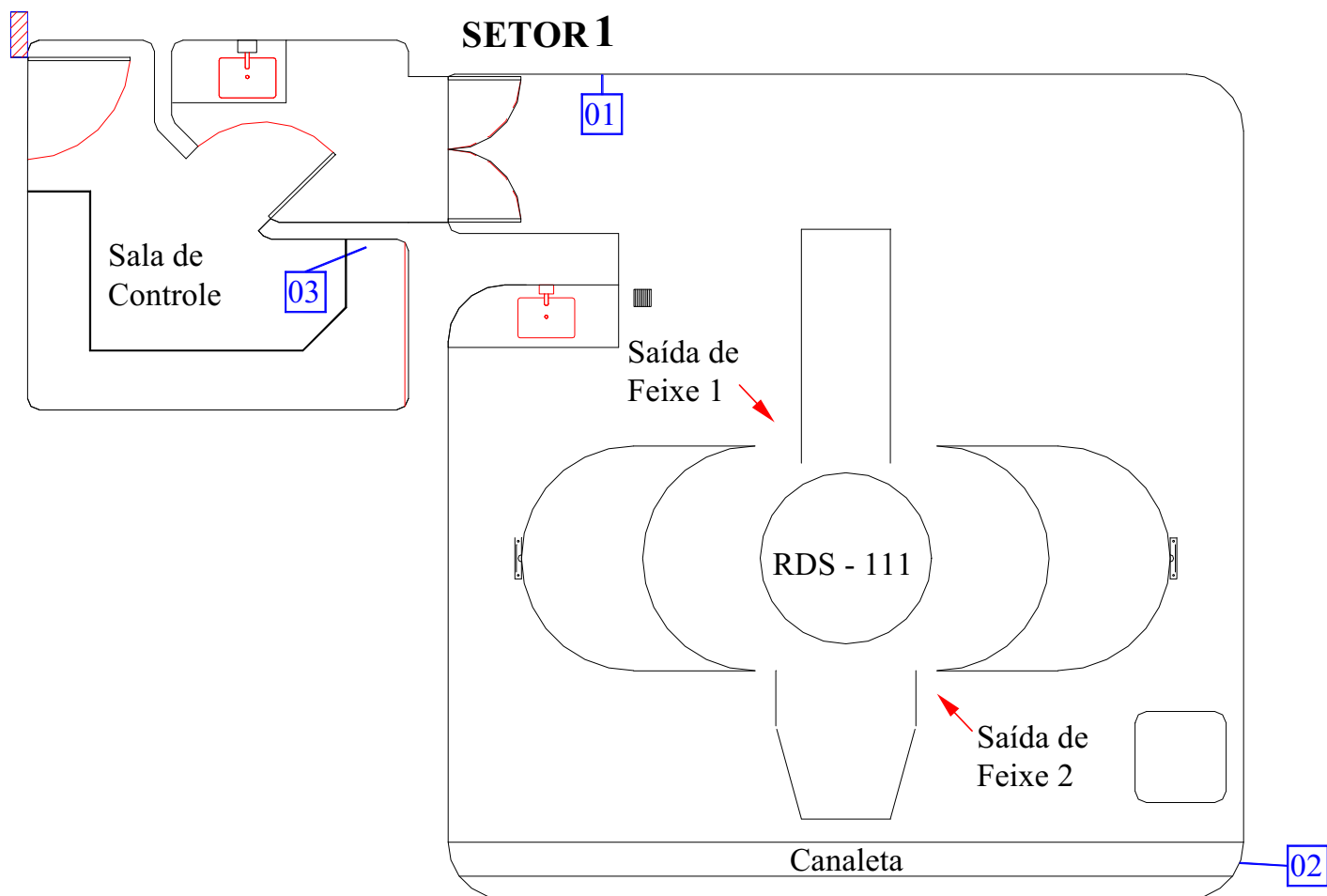


FIGURA 4.4.a - Pontos de amostragem com TLD nas instalações do RDS-111: (01), na entrada do salão do RDS-111; (02), no salão do RDS-111, próximo à canaleta; (03), na mesa do operador do RDS-111.

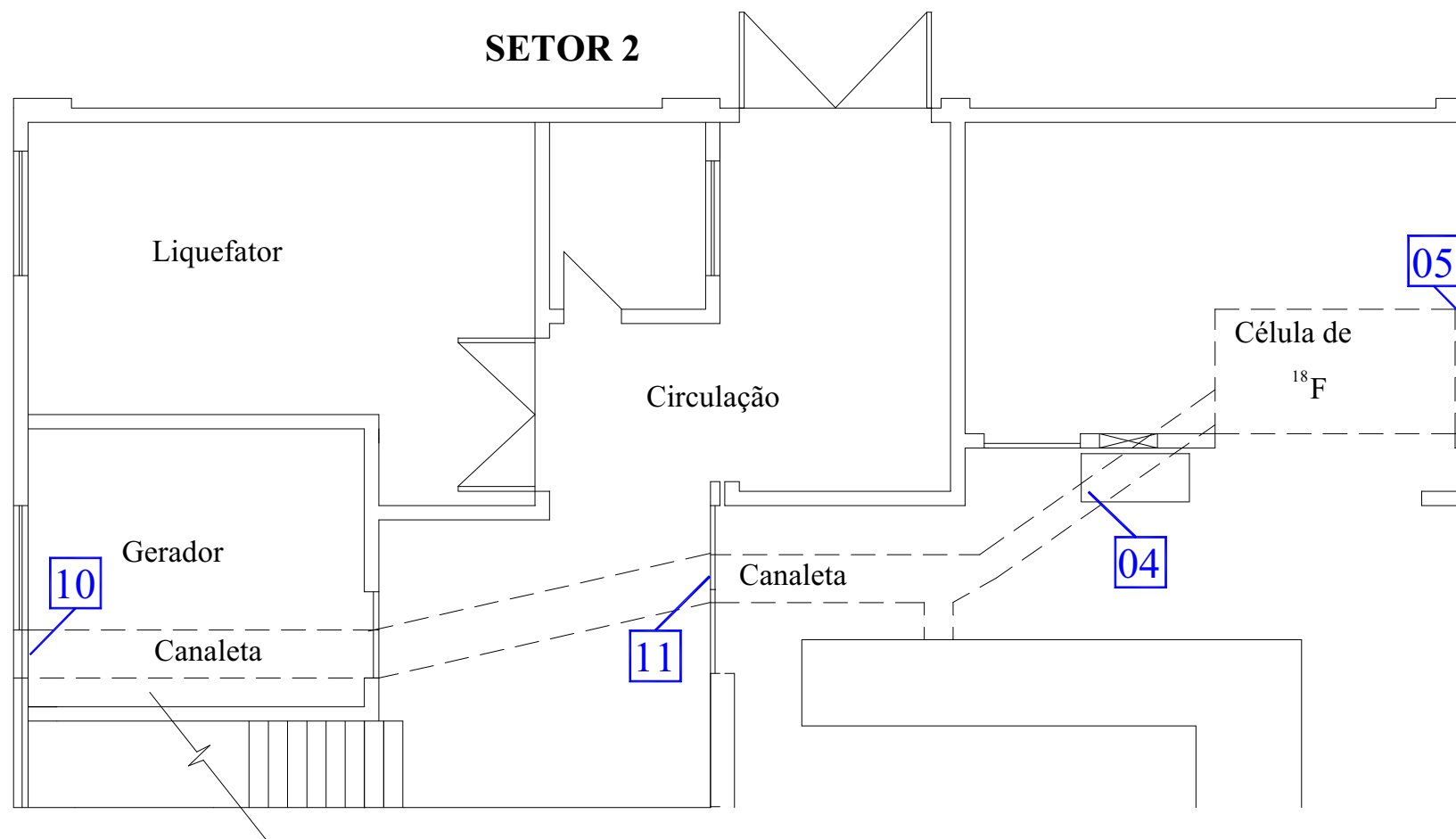


FIGURA 4.4.b - Pontos de amostragem com TLD no setor 2: (04), no operador da célula de ^{18}F ; (05), próximo à célula de expedição do ^{18}F ; (10), na sala do gerador do ciclotron CV-28; (11), no corredor de acesso ao 2º piso.

SETOR 3

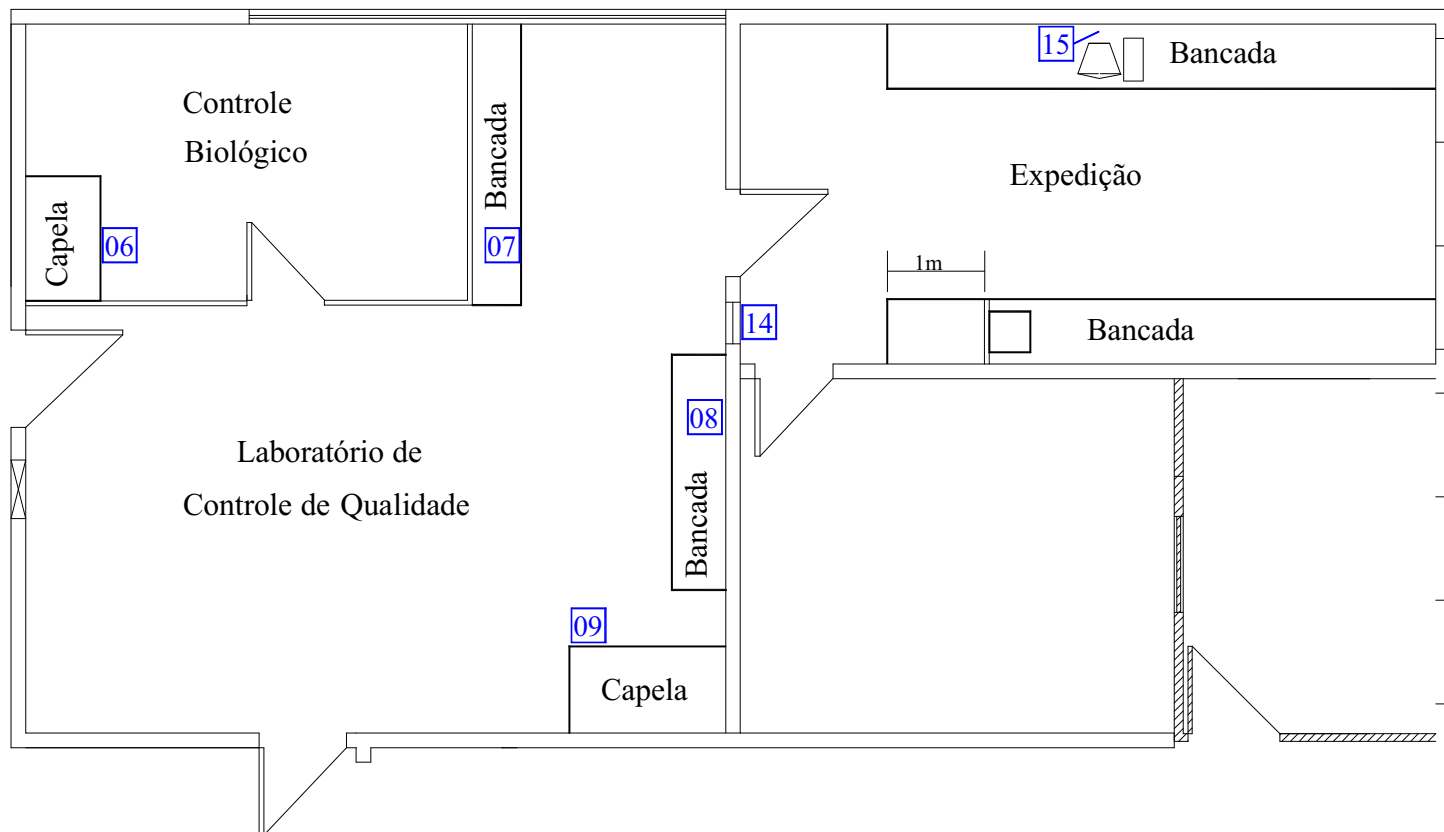


FIGURA 4.4.c - Pontos de amostragem com TLD no setor 3: (06), na capela do fluxo laminar; (07), bancada do cromatógrafo; (08), na bancada do HPLC; (09), na capela da Química morna; (14), na janela da expedição; (15), na bancada da expedição. Os pontos 12 e 13 não aparecem nessa figura, pois estão localizados no 2^o piso do prédio da DIRA. O ponto 12 está localizado na chaminé da célula de ^{18}F e o ponto 13 encontra-se na oficina mecânica.

4.5.1.4 – Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN

Com o passar dos anos, a necessidade de aumentar a capacidade de armazenamento do Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN fez com que a área, inicialmente construída com 30 m², passasse a ser de 75 m², em 1990 e com 100 m², após a última obra, concluída em 1995. Atualmente, o Depósito de Rejeitos acondiciona 162 tambores (dados de maio/2004) com capacidade de 200 litros, onde estão armazenados materiais diversos, dos quais podem ser citados:

- Pó de Urânio e Tório;
- Rejeito compactável (luvas, plásticos, papéis, e outros);
- Rejeito não compactável (hastes metálicas, vidros, chumbo, madeira e outros);
- Excreta contaminada por ¹³⁷Cs (cimentada);
- Pára-raios radioativos de Ra-226 e Am-241;
- Detectores de fumaça de Am-241;
- Solo e argila contaminados;
- Lixo hospitalar radioativo (carbono-14);
- Materiais não compactáveis contaminados com ¹³⁷Cs.

Com a finalidade de minimizar os níveis externos de exposição do Depósito de Rejeitos Radioativos/IEN, os tambores foram posicionados dentro do galpão, de forma que os que apresentam um nível de exposição mais alto ficassem depositados na região central do galpão, enquanto os demais, com nível de exposição mais baixo, ao redor deles.

Com base nas informações contidas nos registros do inventário do Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN (DRR/IEN), pode-se verificar a quantidade de material radioativo recebida para armazenamento, anualmente, desde o ano de 2000 até maio de 2004, conforme mostra a tabela 4.7 .

TABELA 4.7 – Quantidade de material radioativo armazenado anualmente no DRR/IEN.

Material	Quantidade armazenada por ano				
	2000	2001	2002	2003	2004
Pára-raios	128	74	40	43	23
Detectores de fumaça	2903	169	1767	1065	335
Fontes sólidas (α, β, γ)	52	16	30	81	---
Fontes de nêutrons	1	1	---	---	---

No momento da entrega, a grande maioria dos materiais não vem acompanhada de documentos que especifiquem suas atividades iniciais, nem tampouco a data de quando foram fabricados, impossibilitando, dessa forma, uma estimativa do valor atual da atividade total contida no Depósito de Rejeitos. No entanto, com base nas informações de alguns registros de recebimentos de material radioativo, ocorridos entre 2001 e 2002, pode-se ter uma noção dessa atividade, conforme mostra a tabela 4.8.

TABELA 4.8 – Fontes sólidas recebidas entre 2001 e 2002 e suas respectivas atividades nominais.

Ano	Fontes sólidas recebidas		
	Radionuclídeo	Quantidade	Atividade total (Ci)*
2001	Cs-137	13	0,46
	Sr-90	16	0,09
2002	Cs-137	9	0,78
	Sr-90	16	0,09
	Co-60	4	160

*Valor da atividade total corrigido para junho/2004

Dentre os radionuclídeos armazenados no Depósito de Rejeitos podem ser citados:

^{137}Cs ; ^{226}Ra ; ^{90}Sr ; ^{60}Co ; ^{232}Th ; ^{85}Kr ; ^{241}Am ; ^{235}U , ^{63}Ni e ^{14}C .

No Laboratório de Rejeitos Radioativos, encontra-se estocado um volume da ordem de 100 litros de solução de Am-241 e U-238, onde ainda estão armazenados aproximadamente 1000 detectores de fumaça aguardando a operação de desmonte.

4.5.1.5. - Monitoramento no local do Depósito de Rejeitos e em suas adjacências.

Esse monitoramento realizou-se, principalmente, com o objetivo de se avaliar os níveis de dose ocupacional a que os trabalhadores estariam habitualmente expostos, durante a realização de suas atividades no Depósito de Rejeitos e nos setores próximos, onde também é bastante comum a circulação e permanência de outros trabalhadores do IEN não envolvidos com as atividades no Depósito de Rejeitos. Ele ocorreu em três períodos subsequentes de dois meses. Em cada período, foram utilizados trinta detectores de LiF; Mg,Cu,P, sendo cada dosímetro formado por três detectores preparados conforme descrito no item 4.1.4.

Na figura 4.5, os pontos 18, 19, 26 e 27, em especial, foram escolhidos para se avaliar um possível acréscimo no valor da taxa de dose local, devido à proximidade deles com o Depósito de Rejeitos. Da mesma forma, os pontos de amostragem 20, 21 e 23 foram previstos neste monitoramento, por fazerem parte do levantamento radiométrico trimestral com TLD no território ocupado pelas instalações do IEN, que se realizou desde o ano de 2000, utilizando procedimentos diferentes dos aplicados neste trabalho. A tabela 4.8 mostra os pontos de amostragem com os dosímetros de LiF:Mg,Cu,P.

TABELA 4.9 - Locais referentes ao monitoramento realizado na DIRJ e setores adjacentes.

Ponto	Local de amostragem
16	Sala de Calibração
17	Operador da mesa de calibração
18	Cerca em frente ao Depósito de Rejeitos
19	Tanque de Rejeitos
20	A 1 metro do Portão do Depósito de Rejeitos
21	Cerca em frente ao Laboratório de Rejeitos
22	Interface entre o Laboratório e o Depósito de Rejeitos
23	Centro do Laboratório de Rejeitos
24	Sala de pessoal
25	Laboratório de Radônio

O monitoramento com TLD no Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN, assim como, em suas áreas adjacentes, realizou-se nos pontos assinalados na figura 4.

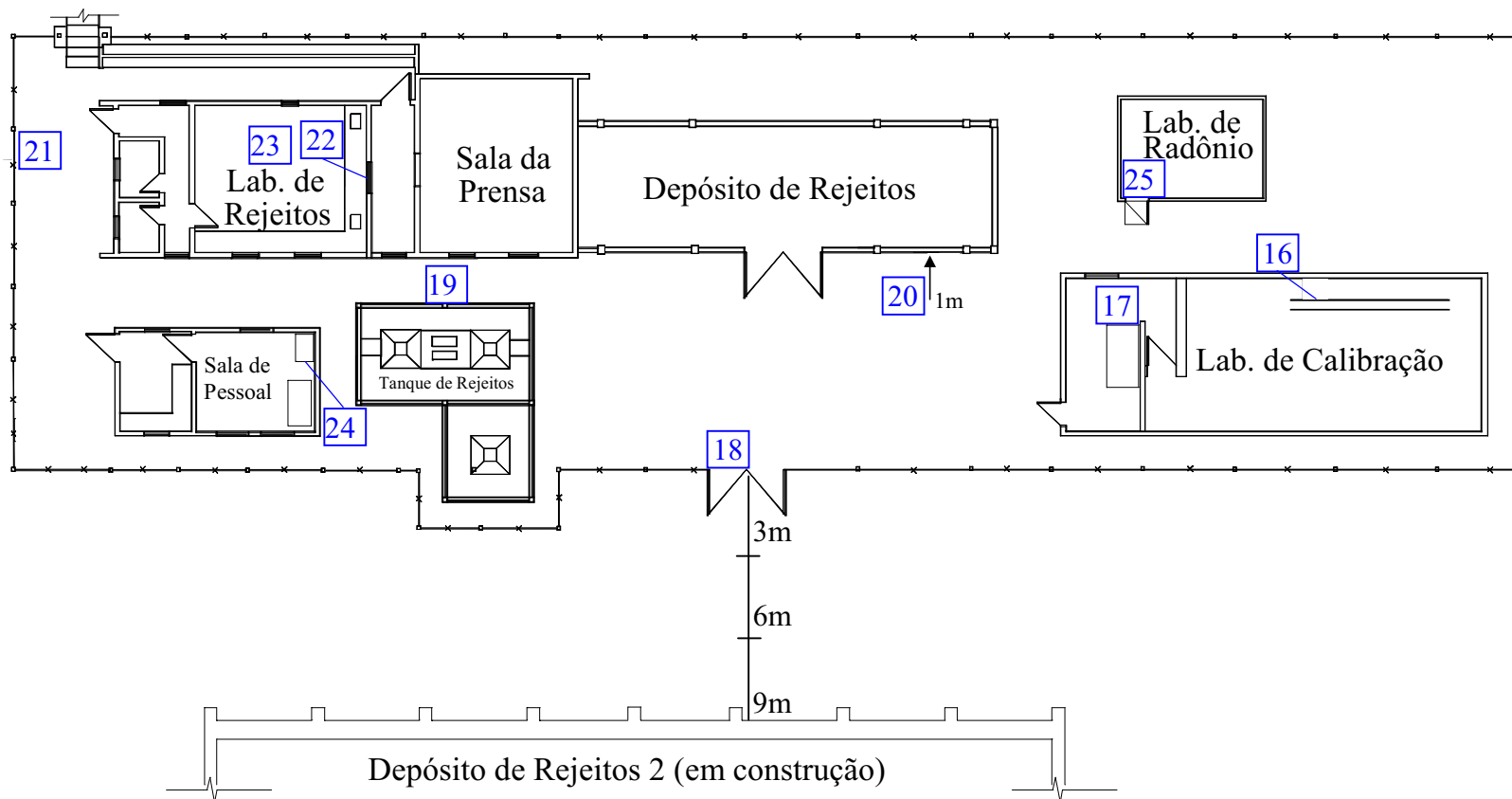


FIGURA 4.5 – Localização dos dosímetros TL no Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN e suas adjacências, de acordo com a tabela 4.9.

4.5.1.5.1. - Período de exposição

Os dosímetros instalados no Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN e suas adjacências ficaram expostos durante três períodos de dois meses. O primeiro período foi compreendido entre março e maio de 2004; o segundo ocorreu entre maio e julho de 2004; e o terceiro e último período de exposição realizou-se entre julho e setembro de 2004. No primeiro período, os dosímetros foram expostos por 63 dias; no segundo, perfizeram um total de 62 dias de exposição; e, no terceiro, ficaram expostos durante 58 dias.

4.5.1.6 – Monitoramento Ambiental

Nesse monitoramento, seis pontos de amostragem ambiental dentre os dezessete monitorados por PERES S.S. [PERES, 1999], tornam a ser avaliados, com o objetivo de se verificar possíveis alterações ocorridas, após dez anos, nos níveis de kerma ambiental, principalmente em decorrência da presença do Depósito de Rejeitos Radioativos e do Ciclotron RDS-111. Foram utilizados oito dosímetros, posicionados a 1 metro do solo em estações ambientais de TLD próximas às instalações da Divisão de Radiofármacos (DIRA) e do Depósito de Rejeitos Radioativos, em locais identificados na tabela 4.9. A localização dessas estações ambientais foi, em sua maioria, estabelecida por PERES S.S. [PERES, 1999] e posteriormente, inserida no Programa de Monitoramento Ambiental (PMA) do IEN, estando representada na figura 4.6.

Apenas os pontos de amostragem 27 (Guarda do IEN) e 33 (Próximo ao restaurante do IEN) não fazem parte do PMA do IEN, mas foram inseridos no presente monitoramento, por estarem localizados em pontos próximos às duas instalações radioativas em estudo, o que os leva a contribuir mais significativamente, para caracterizar a influência do ciclotron RDS-111 e do Depósito de Rejeitos, no valor da dose ambiental do IEN.

TABELA 4.10 - Locais de amostragem ambiental no IEN.

Ponto	Local de amostragem
26	Mastro da bandeira
27	Guarda do IEN
28	Próximo ao tanque de efluentes do ciclotron
29	Muro da Química
30	Em frente ao galpão do sódio
31	Próximo ao tanque da brigada de incêndio
32	Em frente ao prédio da dosimetria
33	Próximo ao restaurante do IEN



Figura 4.6 – Estação ambiental de TLD estabelecida pelo Programa de Monitoramento Ambiental (PMA)/IEN.

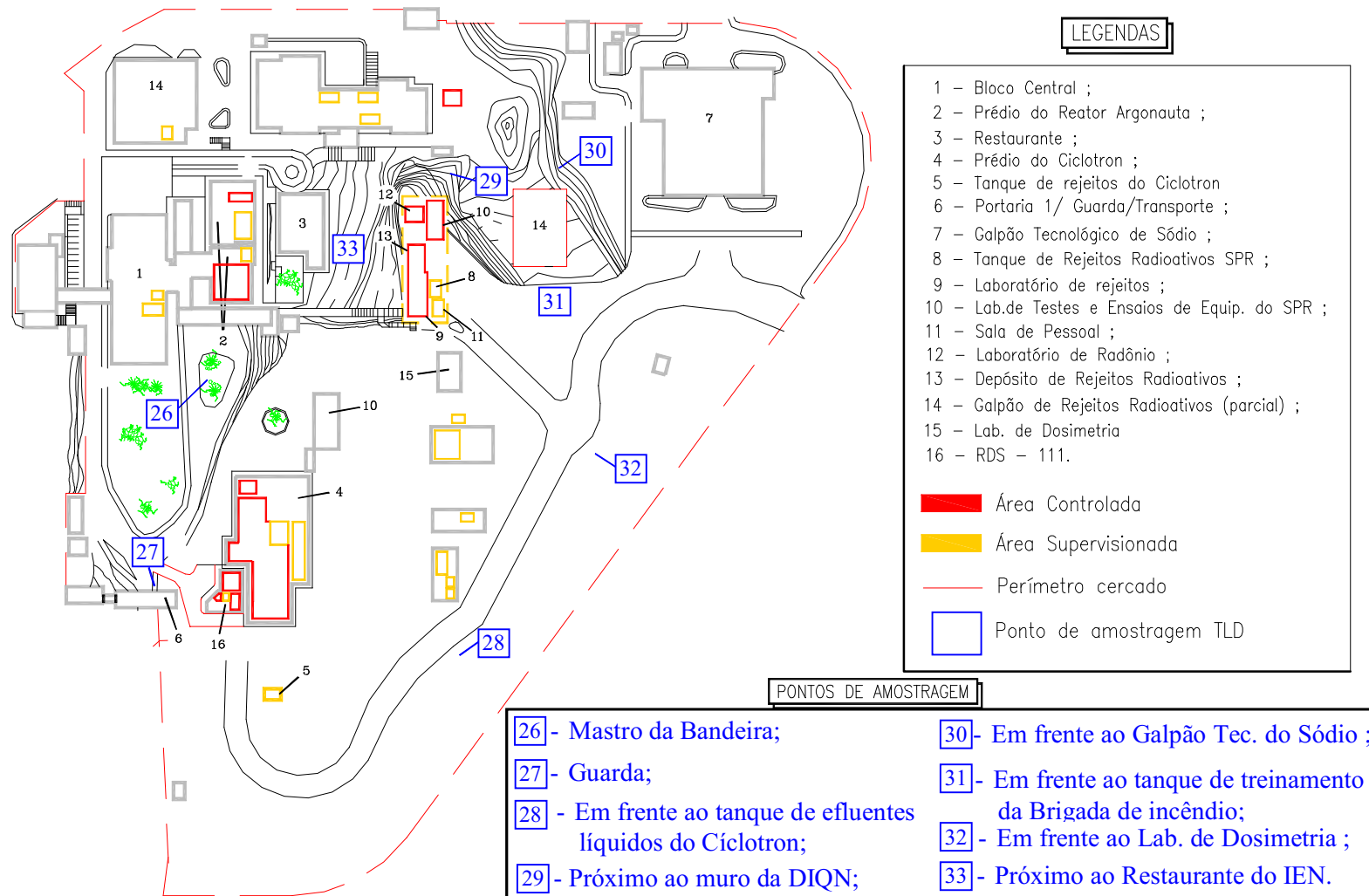


FIGURA 4.7 - Disposição dos dosímetros ambientais nas proximidades das instalações da Divisão de Radiofármacos e Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN.

4.5.1.6.1 – Período de Exposição

Em dosimetria ambiental, é comum a adoção de períodos de exposição mais longos, visando obter um sinal TL mensurável, devido à baixa intensidade do campo de radiação ambiental, associada a pouca sensibilidade dos detectores termoluminescente **[ALVES et al, 2001]**.

Em função disso, os dosímetros instalados nas estações ambientais próximas às instalações da Divisão de Radiofármacos foram expostos durante dois períodos de três meses. O primeiro período foi compreendido entre novembro de 2003 e fevereiro de 2004 e o segundo, entre fevereiro e maio de 2004. No primeiro período, os detectores ficaram expostos durante 89 dias e, no segundo período, totalizaram-se 92 dias de exposição.

Os cinco dosímetros instalados nas proximidades do Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN, também foram expostos durante dois períodos de três meses, que ocorreram de março a junho de 2004 e de junho a setembro de 2004, resultando, respectivamente, num total de 92 dias e 90 dias de exposição dos detectores.

4.5.1.7– Monitoramento com Geiger-Müller e cintilômetro

É uma prática comum nos levantamentos de exposições ambientais e ocupacionais com TLD realizar-se medidas das taxas de kerma locais com o uso de outro tipo de instrumentação que permita compará-las. Com essa finalidade, foram utilizados um detector Geiger-Müller, para a realização das medidas locais, e um cintilômetro, para as medidas ambientais. Os resultados obtidos foram comparados com as taxas de kerma médias encontradas com os TLD's. Para tanto, os locais monitorados com esses dois sistemas foram coincidentes com os utilizados nos monitoramentos realizados com os detectores termoluminescentes de LiF: Cu, Mg, P.

Cada ponto de amostragem ambiental foi monitorado com frequência semanal, durante um período de 10 semanas consecutivas, compreendido entre maio e agosto de 2004, considerando-se quatro situações distintas;

- ✓ apenas com o ciclotron RDS-111 operando;
- ✓ apenas com o ciclotron CV-28 operando;
- ✓ apenas com o reator Argonauta operando;
- ✓ sem a ocorrência de operações das três instalações.

Essas medidas visaram avaliar a influência nos níveis de dose ambiental, decorrente da operação dessas instalações, tendo em vista que os dosímetros TL haviam sido expostos ao longo de suas amostragens em todas as situações elucidadas. Os monitoramentos locais utilizando o Monitor Inteligente de Radiação (MIR) realizaram-se durante as produções de ^{18}F com uma frequência que variou de 2 a 3 vezes por semana, por um período compreendido entre junho e setembro de 2004.

4.5.1.7.1 – Monitor Inteligente de Radiação (MIR)

No presente trabalho, foi utilizado o equipamento desenvolvido no IEN, denominado Monitor Inteligente de Radiação (MIR), modelo 7026, portátil, cujas dimensões são (180 x 57 x 110) mm, baseado no microcontrolador INTEL 80C32. Este equipamento possui internamente um detector Geiger-Müller para se efetuar medidas de taxa de exposição de radiação gama e raios x, entre o nível correspondente até a taxa de exposição de 5R/h. Quando acoplado a uma sonda externa, funciona como medidor de contagem, medidor de taxa de dose, integrador de dose e contador/temporizador. O MIR possui as seguintes características [MS-MIR, 1995]:

- Detector: Geiger-Müller LND 713 com filtro de compensação de energia;
- Tensão de operação do detector de aproximadamente 510V;
- Tempo morto de 45 μ s;

- Faixa de operação desde o nível de radiação de fundo até 5R/h;
- Erro intrínseco da leitura de $\pm 20\%$, em toda faixa de operação do equipamento;
- Resposta energética normalizada para o Cs-137;
- Temperatura de funcionamento entre 0°C a 50°C .

4.5.1.7.2 – Cintilômetro SPP-2 NF

Este tipo de detector foi utilizado na realização das medidas ambientais. Trata-se de um equipamento portátil com dimensões de (32 x 13 x 21) cm, destinado a detecção de raios gama, que compreende essencialmente de um cintilador de Na I (Tl), uma fotomultiplicadora e a eletrônica associada. Apresenta seis opções de escala para medidas, tendo a última escala possibilidade de verificar até 15.000 contagens por segundo. Em condições normais de medida, ou seja, a temperatura de $20^{\circ}\text{C} \pm 10^{\circ}\text{C}$, possui uma precisão de $\pm 10\%$, para raios gama de energia superior a 50KeV.

A escala utilizada nas medidas ambientais deste trabalho (0-500cps), apresenta uma flutuação de 7% em 1/3 (aproximadamente 5%) da escala, com uma constante de tempo de integração de 0,6 segundos [MT-SAPHYMO- SRAT, 1969].

4.5.1.8 – Espectrometria de radiação γ com HPGe no salão do ciclotron RDS-111.

Segundo a literatura, o detector de LiF; Mg,Cu,P apresenta uma resposta relativa em torno de 1 para as energias do ^{137}Cs e do ^{60}Co , e uma resposta máxima da ordem de 1,4 para energias inferiores a 150 keV [MC KEEVER et al, 1995].

Com o intuito de se avaliar experimentalmente as energias do campo de radiação γ , a que os dosímetros referentes aos pontos 01 e 02 ficaram expostos durante os períodos de monitoramento, foram realizadas medidas no salão do ciclotron RDS-111 antes, durante e após a obtenção do ^{18}F , utilizando-se um detector portátil hiper puro de germânio (HPGe)

fabricado pela Camberra, modelo GEM 15190-P, do tipo POP TOP, nº de série 35-TP11141B.

O sistema de aquisição de dados foi composto por uma placa multicanal fabricada pela CAMBERRA, com o programa utilitário GENIE 2000. A figura 4.7 mostra o diagrama em bloco do sistema de espectrometria para radiação γ utilizado.

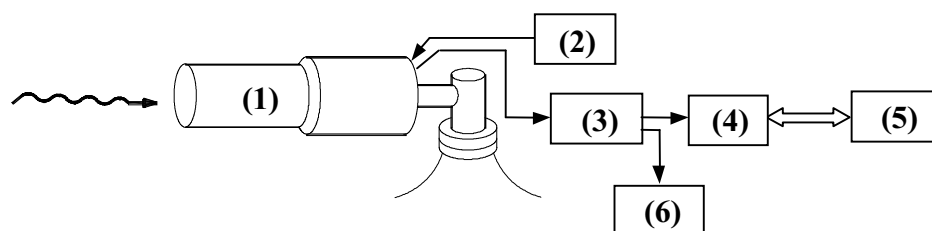


Figura 4.8 – Sistema de Espectrometria para radiação γ

- (1) Detector HPGe Modelo GEM 15190-P do tipo POP TOP Camberra.
- (2) Fonte de Alta Tensão Modelo 3106D Camberra
- (3) Amplificador Modelo 2022 Camberra
- (4) Placa de Aquisição dos Dados, com programa Genie 2000(Programa Proprietário) Camberra
- (5) Computador pessoal
- (6) Osciloscópio Modelo TDS 220 Tektronix

Antes da realização das medidas, foi efetuada a calibração do detector, utilizando fontes padrão de ^{192}Eu e ^{60}Co fornecidas pela Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA). A primeira medida com este sistema objetivou avaliar as energias dos raios γ provenientes da radiação de fundo da sala do ciclotron RDS-111, tendo em vista que, nos períodos intermitentes às operações, os dosímetros localizados nos pontos 01 e 02 ficaram expostos às energias desse campo de radiação.

As medidas realizadas durante a produção do ^{18}F ocorreram em condições rotineiras de operação, quando o RDS-111 operava a uma corrente de 30 μA , num tempo de operação previsto de 120 minutos. Com a finalidade de se obter um espectro de energias mais completo, foram realizadas medidas utilizando-se ganhos de amplificação do sistema de 10 V; 30 V e 100V, de modo a detectar e medir raios γ com energia na faixa de 100 keV a 20.000 keV.

4.5.1.8.1 – Análise dos espectros de radiação γ

Para análise dos espectros de radiação γ obtidos, foi utilizado o programa ANGES, desenvolvido sob o patrocínio da Agência Internacional de Energia Atômica [ARAÚJO, 2003], porém como este programa não reconhece o formato dos espectros obtidos pelo programa de aquisição (GENIE 2000), cuja extensão é “CNF”, foi utilizado um programa denominado CNF2SPE, para criar arquivos de contagem dos canais com extensão “SPE” [BELLIDO, 2002].

Os dados referentes às energias e suas respectivas taxas de contagem, obtidos após a análise dos espectros, foram transportados para uma planilha de cálculos. Na planilha os dados foram processados para obtenção final da energia média representativa para cada um dos campos medidos.

4.5.1.9 – Cálculo das incertezas associadas

As incertezas associadas aos resultados dos monitoramentos realizados com TLD foram baseadas na combinação das incertezas padrão do tipo A e B [INMETRO, 2003], mostradas na tabela 4.11, multiplicada pelo fator de abrangência $k=2$ fornecendo um nível de confiança de aproximadamente 95 %, em conformidade com a recomendação da International Commission on Radiological Protection [IEC, 1991].

Nesse trabalho, os parâmetros utilizados no cálculo da combinação quadrática das incertezas, foram os seguintes:

- Reprodutibilidade – Em especial, para esse parâmetro, a incerteza foi obtida diretamente através da curva apresentada na figura 5.3, que mostra a relação reprodutibilidade versus dose para o detector de LiF:Mg,Cu,P, considerando-se para tal, o valor da dose total integrada durante o período de exposição do detector.
- Fator de sensibilidade - Para avaliação desse componente considerou-se a reprodutibilidade de 2,5%, correspondente à dose de 10 mGy utilizada na irradiação dos detectores, conforme está descrito no item 4.2.1, referente à leitura média corrigida de cada detector, combinada com o mesmo valor percentual, referente à leitura média total.
- Fator de calibração – Quanto a esse parâmetro, foram dispensadas as incertezas inerentes ao processo de irradiação, tendo em vista, que esse realizou-se em um laboratório de padrão secundário, o LNMRI/IRD/CNEN, cujas incertezas devam ser pouco significativas, quando comparadas as demais. Desta forma, no cálculo para determinação da incerteza foram considerados somente: a reprodutibilidade de 2,5%, conforme o item anterior, e o fator de sensibilidade.
- Desvanecimento – Esse componente foi obtido diretamente através das curvas apresentadas, respectivamente, nas figuras 5.4 e 5.5, considerando-se para tal, o tempo no qual os dosímetros ficaram expostos.

Para as medições realizadas com o MIR foi utilizada a incerteza de 20% (incerteza do tipo B) [MS-MIR, 1995]. Analogamente, para as realizadas com o cintilômetro SPP2-NF foi utilizada uma incerteza combinada de 21,2 % [MT-SAPHYMO- SRAT, 1969].

TABELA 4.11 – Componentes da incerteza padrão combinada dos resultados dos monitoramentos realizados com TLD no IEN/CNEN.

Fonte de incerteza	Tipo	Incerteza Padrão (%)
Reprodutibilidade	A	(*)
Fator de sensibilidade	B	3,5
Fator de calibração	A	4,3
Desvanecimento a 20° C	B	(**)
Desvanecimento a 50° C	B	(**)
MIR	B	20
SPP2NF	B	21,2

(*) – Esse valor foi obtido na curva “reprodutibilidade versus dose”, da figura 5.3, a partir do valor da dose integrada durante o período de exposição do dosímetro.

(**) – Esse valor foi obtido nas curvas de desvanecimento, mostradas nas figuras 5.4 e 5.5, utilizando-se para tal, o período no qual o dosímetro ficou exposto.

CAPÍTULO 5

RESULTADOS E DISCUSSÕES

Nesse capítulo, são apresentados os resultados experimentais obtidos após os ensaios de caracterização do lote de detectores de LiF:Mg,Cu,P utilizados na realização dos monitoramentos locais e ambientais propostos para este trabalho, assim como os resultados desses monitoramentos, em comparação com os realizados com os detectores do tipo Geiger-Müller e cintilômetro, incluindo as respectivas análises e discussões.

5.1 - Seleção do lote de detectores de LiF:Mg,Cu,P

Com o intuito de se obter um grupo de detectores TL com reprodutibilidade melhor que 5 %, foram descartados do lote nove detectores, cujo valor médio de leitura referentes as seis séries de irradiações mencionadas no item 4.2.4, apresentava um coeficiente de variação, CV (%) superior a 5%; restando no lote 86 detectores para serem utilizados nos monitoramentos locais e ambientais.

Devido ao número restrito de detectores disponíveis para a realização deste trabalho, o grupo de detectores de controle foi formado apenas por 5 unidades, cujos coeficientes de variação situaram-se entre 1,1 % e 1,8 %.

A tabela 5.1 apresenta os valores referentes às leituras médias corrigidas, seus respectivos desvios padrões, os fatores de sensibilidade (FS) e os coeficientes de variação (CV%) de cada detector, encontrados a partir das seis séries de irradiações descritas no item 4.3.1.

As incertezas relatadas neste capítulo estão baseadas na incerteza padrão multiplicada pelo fator de abrangência $k=2$, fornecendo um nível de confiança de aproximadamente 95 %.

O valor médio das leituras médias corrigidas de todos os detectores foi igual a $1446,34 \pm 72,32$ nC, já tendo sido subtraído, da leitura média corrigida de cada detector, o valor médio da leitura de dose zero, igual a $5,9 \pm 1,0$ nC.

Para o cálculo da incerteza da leitura média corrigida de cada detector, foi considerada a reprodutibilidade de 2,5%, para a dose de 10 mGy utilizada na irradiação,

conforme está descrito no item 4.2.1. Considerando-se esse fato, no caso do fator de sensibilidade, o valor calculado da incerteza foi da ordem de 3,5 %.

Tabela 5.1 – Propriedades do lote de detectores TL de LiF: Mg,Cu,P, inicialmente selecionado, para ser utilizado no presente trabalho.

Detector TL	Leitura Média Corrigida (nC)	Desvio Padrão (nC)	CV (%)	Fator de Sensibilidade (FS)
01	1540,67	42,21	2,73	0,94
02	1442,71	34,57	2,39	1,00
03	1044,10	99,70	9,50	1,38
04	1527,69	38,86	2,53	0,95
05	1488,77	61,02	4,08	0,97
06	1654,46	33,06	1,99	0,87
07	1470,09	56,99	3,86	0,98
08	1629,47	49,97	3,06	0,89
09	1286,77	45,75	3,54	1,12
10	1084,60	75,88	6,96	1,33
11	1459,44	66,45	4,53	0,99
12	1697,60	33,05	1,94	0,85
13	1671,63	60,49	3,61	0,86
14	1566,03	66,71	4,24	0,92
15	1114,50	130,45	11,64	1,30
16	1567,44	33,95	2,16	0,92
17	1564,27	58,55	3,73	0,92
18	1551,83	59,32	3,81	0,93
19	1515,88	58,57	3,85	0,95
20	1419,29	22,97	1,61	1,02
21	1455,65	71,77	4,91	0,99
22	1413,89	85,45	6,02	1,02
23	1578,89	57,82	3,65	0,92
24	1606,33	39,09	2,42	0,90
25	1473,56	49,33	3,33	0,98

Detector TL	Leitura Média Corrigida (nC)	Desvio Padrão (nC)	CV (%)	Fator de Sensibilidade (FS)
26	1502,61	65,11	4,32	0,96
27	1569,19	52,16	3,31	0,92
28	1387,12	64,74	4,65	1,04
29	1236,19	57,95	4,67	1,17
30	1411,40	21,83	1,54	1,03
31	1063,47	88,24	8,25	1,36
32	1249,26	66,83	5,32	1,16
33	1420,17	39,55	2,77	1,02
34	1453,46	69,05	4,73	0,99
35	1237,05	44,71	3,60	1,17
36	1360,90	75,12	5,50	1,06
37	1373,53	41,91	3,04	1,05
38	1418,86	24,30	1,71	1,02
39	1517,04	50,11	3,29	0,95
40	1549,14	53,55	3,44	0,93
41	1494,16	59,90	3,99	0,97
42	1524,90	71,01	4,64	0,95
43	1499,43	31,94	2,12	0,96
44	1509,47	21,60	1,43	0,96
45	1416,35	47,74	3,36	1,02
46	1439,42	27,11	1,88	1,01
47	1574,48	64,17	4,06	0,92
48	1409,91	29,48	2,08	1,03
49	1516,10	70,80	4,65	0,95
50	1236,69	40,25	3,24	1,17

Detector TL	Leitura Média Corrigida (nC)	Desvio Padrão (nC)	CV (%)	Fator de Sensibilidade (FS)
51	1522,70	73,15	4,79	0,95
52	1366,85	20,73	1,51	1,06
53	1393,08	30,85	2,20	1,04
54	1575,14	58,03	3,67	0,92
55	1424,79	63,33	4,43	1,02
56	1419,43	54,65	3,83	1,02
57	1389,62	64,98	4,66	1,04
58	1476,32	33,70	2,27	0,98
59	1495,91	41,01	2,73	0,97
60	1477,34	21,11	1,42	0,98
61	1501,78	32,56	2,16	0,96
62	1455,41	20,55	1,41	0,99
63	1422,50	36,44	2,55	1,02
64	1455,51	18,19	1,24	0,99
65	1509,25	35,43	2,34	0,96
66	1474,07	39,68	2,68	0,98
67	1516,47	19,32	1,27	0,95
68	1460,38	23,71	1,62	0,99
69	1371,08	17,55	1,27	1,05
70	1468,60	16,18	1,10	0,98
71	1524,02	20,95	1,37	0,95
72	1543,43	19,99	1,29	0,94
73	1593,68	20,13	1,26	0,91
74	1468,24	26,18	1,78	0,98
75	1393,73	21,32	1,52	1,04

Detector TL	Leitura Média Corrigida (nC)	Desvio Padrão (nC)	CV (%)	Fator de Sensibilidade (FS)
76	1400,29	34,62	2,46	1,03
77	1262,46	91,27	7,19	1,15
78	1470,55	101,37	6,86	0,98
79	1465,80	59,14	4,01	0,98
80	1280,32	18,37	1,42	1,13
81	1482,38	49,31	3,31	0,97
82	1535,32	62,01	4,02	0,94
83	1476,37	21,78	1,46	0,98
84	1281,33	27,98	2,17	1,13
85	1472,63	30,71	2,07	0,98
86	1383,95	33,24	2,39	1,05
87	1477,96	34,72	2,34	0,98
88	1499,29	17,97	1,19	0,96
89	1476,95	36,77	2,47	0,98
90	1427,24	31,88	2,22	1,01
91	1444,89	20,23	1,39	1,00
92	1349,92	25,47	1,87	1,07
93	1460,53	30,60	2,08	0,99
94	1461,41	25,82	1,75	0,99
95	1403,92	28,02	1,98	1,03
96	1411,34	28,14	1,98	1,03
97	1487,60	27,26	1,82	0,97
98	1398,62	37,61	2,67	1,03
99	1448,30	22,07	1,51	0,99
100	1479,40	26,31	1,77	0,97

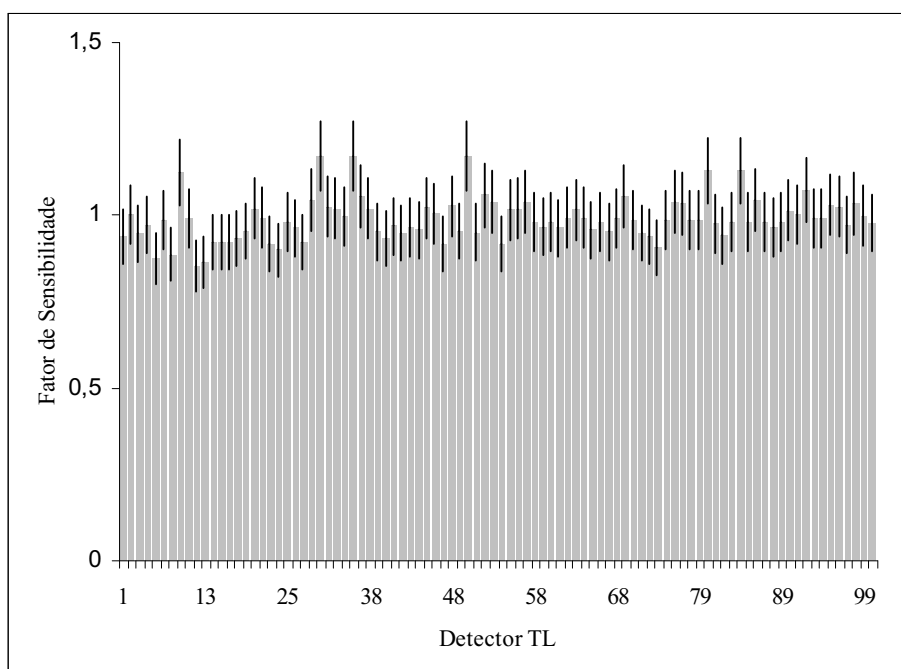


FIGURA 5.1 – Distribuição da sensibilidade dos detectores TL utilizados no trabalho.

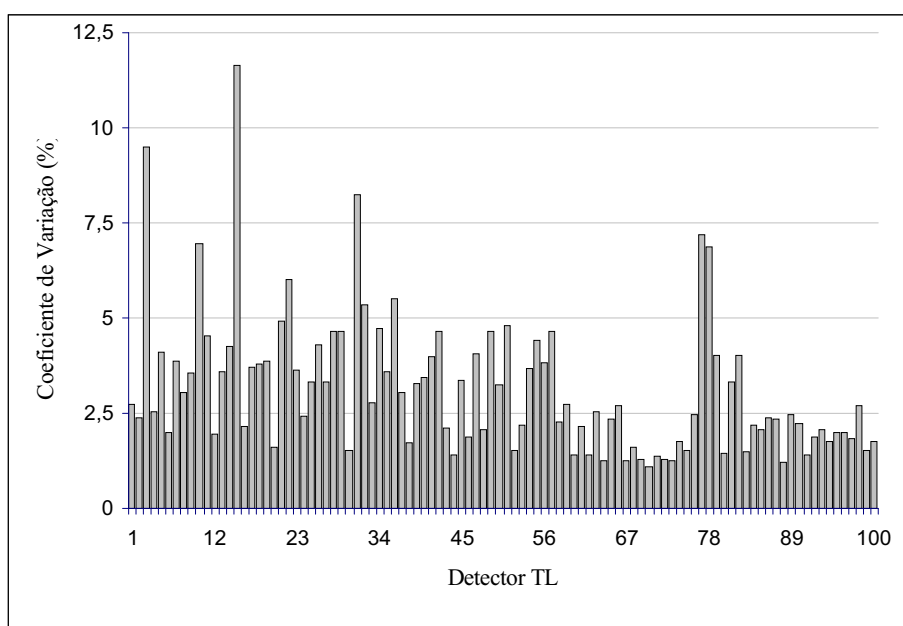


FIGURA 5.2 – Distribuição da reprodutibilidade dos detectores TL utilizados no trabalho. Os detectores TL que apresentaram reprodutibilidade pior que 5 % não foram utilizados nas avaliações de dose.

O gráfico da figura 5.1 representa a distribuição das respostas dos detectores de LiF:Mg,Cu,P em relação à sua sensibilidade. O valor médio encontrado para o fator de

sensibilidade dos detectores foi de $0,99 \pm 0,13$, caracterizando a boa homogeneidade do lote selecionado.

A figura 5.2 mostra os resultados obtidos para a reprodutibilidade do lote de cem detectores inicialmente selecionados, conforme o item 4.2.3, onde 91 % desses apresentam um coeficiente de variação da resposta melhor que 5 %.

5.2 - Resultados da caracterização do lote de detectores

5.2.1 – Reprodutibilidade versus Dose e leitura TL mínima detectável.

Os valores referentes à reprodutibilidade dos detectores TL, em função das doses propostas, foram calculados conforme descrito no item 4.3.1.

Neste ensaio, o coeficiente de variação CV (%) da média das respostas dos detectores, para um determinado valor de dose, foi utilizado como o valor da reprodutibilidade média dos mesmos, para aquela dose.

O gráfico da figura 5.3 mostra a variação da reprodutibilidade dos detectores TL, em função do valor da dose de irradiação, assim como, a curva de ajuste teórico, obtida com base na média dos valores experimentais e na equação 4.4 [PIESCH, 1981].

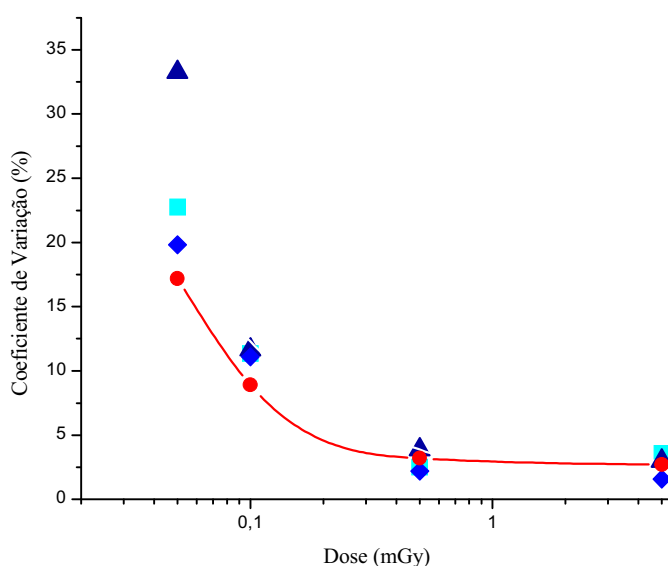


FIGURA 5.3 - Reprodutibilidade dos detectores selecionados

Pode-se observar que, para valores de dose inferiores a 0,2 mGy, a reprodutibilidade piora consideravelmente, como já era esperado, visto que a contribuição do ruído eletrônico da instrumentação utilizada na avaliação dos dosímetros TL, bem como de suas respostas não associadas à irradiação, tornam-se importantes, frente ao fraco sinal TL relacionado à radiação ionizante a ser medida.

A tabela 5.2 apresenta o resultado da dose mínima detectável, determinado através da multiplicação do valor referente a três desvios-padrão da leitura de dose zero, conforme é descrito no item 4.3.2, com o fator de calibração (FC), cujo valor determinado foi de $6,84 \pm 0,58 \mu\text{Gy/nC}$.

TABELA 5.2 – Dose mínima detectável

Detector TL	Leitura (nC)	Leitura Média (Residual)(nC)	Desvio Padrão (1σ) (nC)	Leitura Mínima Detectável (3σ) (nC)	Dose Mínima Detectável (μGy)
12	5,66	5,91	0,53	1,59	$10,88 \pm 0,94$
06	5,74				
75	7,80				
30	4,59				
97	5,72				

5.2.2 – Desvanecimento

Os resultados obtidos no ensaio para avaliação do desvanecimento da resposta latente do detector de LiF:Mg,Cu,P, conforme descrito no item 4.3.3, são mostrados a seguir.

As figuras 5.4 e 5.5 apresentam as respostas TL corrigidas e normalizadas para 1 dia de exposição à temperatura de 20 °C e 50 °C, respectivamente, considerando-se para isso os valores das leituras corrigidas dos detectores, assim como os fatores de sensibilidade individuais de cada detector, ambos, calculados de acordo com o descrito no item 4.2.4.

Os resultados mostram uma tendência indicativa de desvanecimento, tanto para a temperatura de 20° C, como para a de 50° C. Contudo, considerando-se as incertezas associadas às medidas, fica difícil estabelecer um valor para o desvanecimento, caso ele realmente se faça presente, visto que esse valor está dentro da variação das razões entre as respostas dos dosímetros.

Na soma quadrática para obtenção da incerteza associada aos resultados, foram consideradas as incertezas das respostas dos detectores para a dose de 20 mGy, igual a 2,5% e a incerteza no fator de sensibilidade, de 3,5 %. Para o desvanecimento a 50° C, foi considerada, ainda, a incerteza da estufa utilizada para o aquecimento dos detectores durante este ensaio, igual a 1,7 % [MT-QUIMIS, 2002].

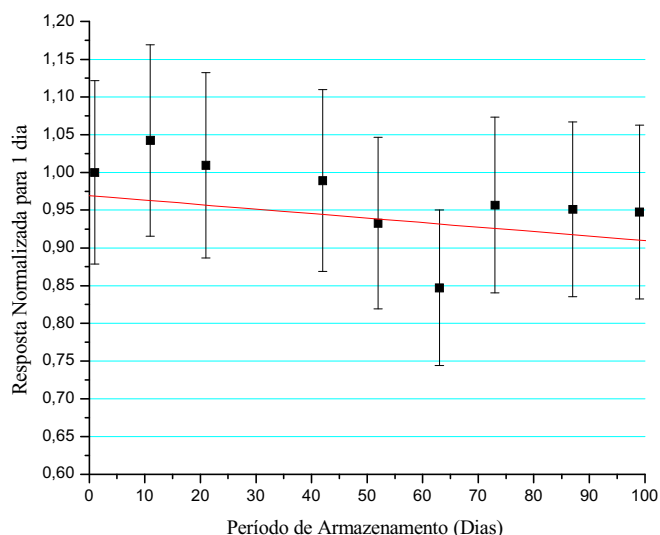


FIGURA 5.4 - Desvanecimento do LiF:Mg,Cu,P à 20°C. Em vermelho é mostrado o ajuste linear dos pontos experimentais.

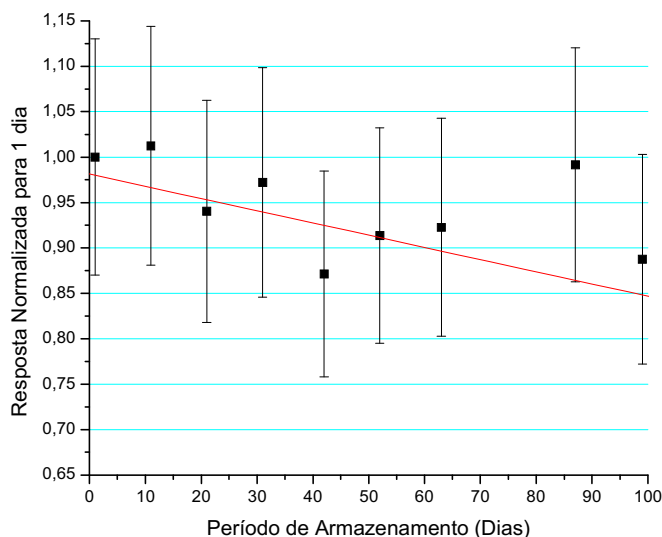


FIGURA 5.5 - Desvanecimento do LiF:Mg,Cu,P a 50 °C. Em vermelho é mostrado o ajuste linear dos pontos experimentais.

5.2.3 – Dependência Energética

Os resultados obtidos no teste de dependência energética, descrito no item 4.3.4, são apresentados a seguir.

A tabela 5.3 mostra as energias efetivas dos feixes de irradiação utilizados, conforme item 4.2.2, e a resposta do dosímetro normalizada para a energia da radiação γ do ^{137}Cs . A dependência energética do detector de LiF:Mg, Cu,P é mostrada na figura 5.6. Para o cálculo da incerteza, foi considerada a reprodutibilidade do detector para a dose utilizada de 10 mGy, assim como a referente ao fator de sensibilidade.

TABELA 5.3 – Dependência energética do detector de LiF:Mg, Cu,P

Energia Efetiva (keV)	Resposta em nC normalizada para o ^{137}Cs
48	$0,91 \pm 0,1$
65	$0,97 \pm 0,1$
83	$1,10 \pm 0,1$
118	$1,23 \pm 0,1$
163	$1,13 \pm 0,1$
205	$1,14 \pm 0,1$

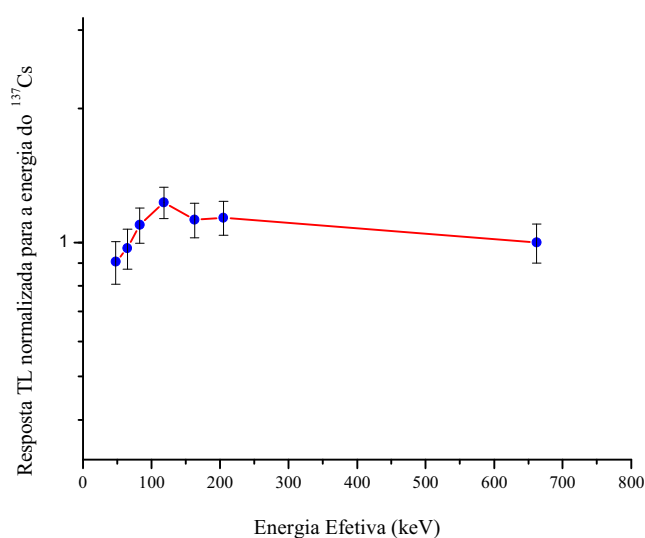


FIGURA 5.6 – Dependência energética do detector de LiF:Mg, Cu, P

5.3 – Resultados da calibração dos dosímetros TL em fonte de ^{137}Cs

Conforme o procedimento descrito no item 4.4, foi calculado um fator de calibração (FC) médio, para os detectores TL utilizados.

A tabela 5.4 apresenta o valor da leitura média dos detectores e seu respectivo desvio padrão, considerando-se os valores das leituras corrigidas dos detectores, de acordo com item 4.1.5.1, bem como os fatores de sensibilidade individuais de cada detector, calculados conforme descrito no item 4.2.4.

A leitura média corrigida encontrada foi de $1462,52 \pm 72,44$ nC para o valor de 10 mGy, que resultou em um valor médio de fator de calibração, FC, de $6,84 \pm 0,58$ $\mu\text{Gy/nC}$.

Para o cálculo da incerteza combinada, foi considerada a reprodutibilidade do detector para a dose utilizada de 10 mGy, assim como a referente ao fator de sensibilidade.

TABELA 5.4 – Calibração dos Detectores de LiF:Mg,Cu,P em ^{137}Cs .

Detector TL	Leitura (nC)	LC (nC)	LC-LR (nC)	LC * FS (nC)	LMC (nC)	DP (nC)(2σ)	CV (%)	Fator de Calibração ($\mu\text{Gy/nC}$)
60	1563,9	1597,1	1557,9	1519,19	1462,52	72,44	4,96	$6,84 \pm 0,58$
71	1513,4	1545,6	1507,5	1425,23				
86	1399,5	1429,3	1393,6	1450,23				
91	1467,0	1498,2	1461,1	1456,58				
30	1441,6	1472,3	1435,7	1465,17				
93	1487,7	1519,3	1481,8	1461,52				
63	1442,6	1473,3	1436,7	1454,66				
73	1632,7	1667,5	1626,8	1471,01				
66	1451,2	1482,1	1445,3	1412,57				
89	1471,9	1503,2	1466,0	1429,98				
58	1497,2	1529,0	1491,3	1455,25				
01	1644,8	1679,8	1638,9	1532,73				
27	1662,9	1698,2	1656,9	1521,61				
46	1461,4	1492,5	1455,5	1456,60				
98	1390,1	1419,6	1384,1	1425,43				

LC - Leitura Corrigida

LMC - Leitura Média Corrigida

FS - Fator de Sensibilidade

DP – Desvio Padrão

LR - Leitura de Dose Zero

5.4 - Espectrometria γ com o detector HPGe, no Salão do Ciclotron RDS-111.

A energia média ponderada, calculada a partir dos espectros γ obtidos durante a produção do ^{18}F , já tendo sido subtraída a radiação de fundo, foi de $1.588 \pm (3,4 \%)$ keV. A Figura 5.7 mostra o espectro obtido com um ganho

intermediário de amplificação do sistema (30 V), onde observa-se, que durante a operação do ciclotron o fotopico de maior predominância foi o de aniquilação (511 keV).

Considerando-se os espectros obtidos no salão do RDS-111, durante o período em que o ciclotron não estava operando, a energia média ponderada encontrada foi de $842 (\pm 6,2 \%)$ keV, sendo os raios γ mais intensos, os de 239 keV e 1461 keV, que correspondem, respectivamente, ao Pb-212 e K-40.

Na Figura 5.8 são apresentados os espectros obtidos com o menor ganho de amplificação do sistema (10 V), na qual observa-se uma contribuição acentuada de uma série de raios γ com energias superiores a 6 MeV, durante a irradiação do alvo com 8prótons de 11 MeV. Esses raios γ , também denominados "prompt" são provenientes das reações nucleares (p,n) e (n, γ) e de seus conseqüentes efeitos, tais como: espalhamento inelástico de prótons e nêutrons, espalhamento elástico (Raleigh) e retroespalhamento dos fótons. Por conseguinte, suas energias elevadas conduzem a uma alta produção de elétron-pósitrons (produção de pares), que associada aos pósitrons resultantes do decaimento do ^{18}F produzido, contribuem com uma taxa significativa de raios γ com energia de 511 keV. Observa-se ainda, nesse espectro, "picos de escape" como os de 8.790 keV e 8.280 keV, que correspondem, respectivamente, ao escape simples e duplo do raio γ de 9.300 keV de energia.

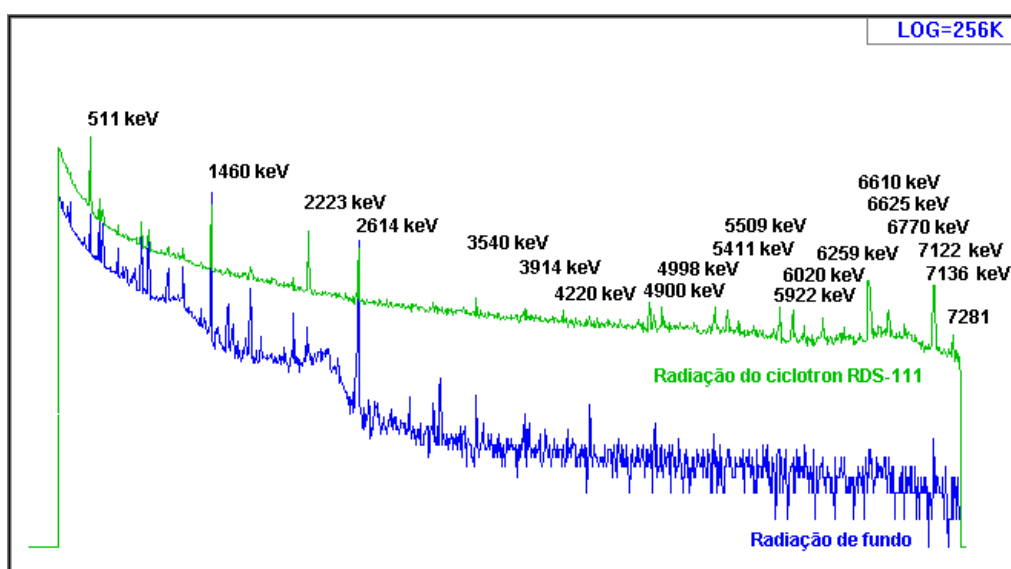


FIGURA 5.7 – Espectros gama obtidos com o detector HPGe, com um ganho de amplificação de 30 V, durante medidas realizadas no salão do RDS-111.

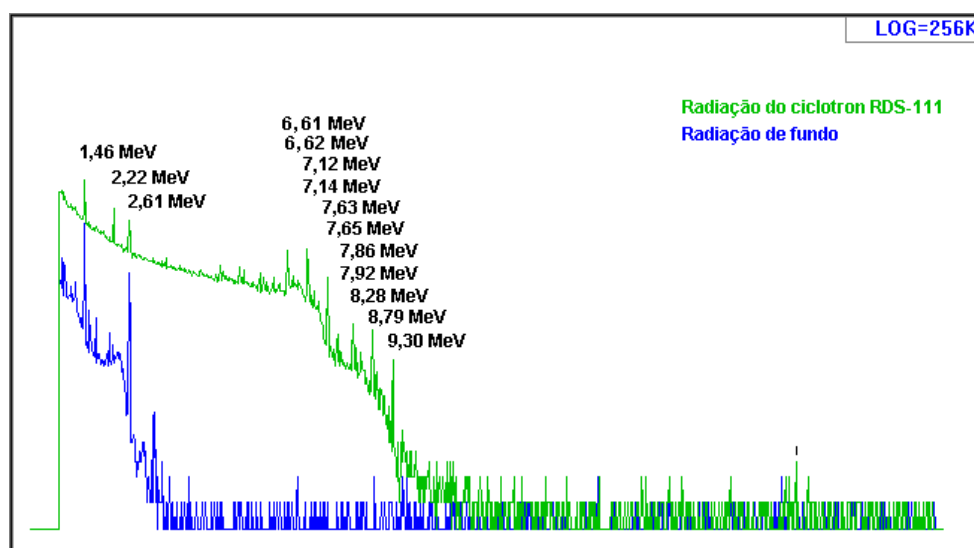


FIGURA 5.8 – Espectros gama obtidos com o detector HPGe, com um ganho de amplificação de 10 V, durante medidas realizadas no salão do RDS-111.

5.5 – Monitoramento radiométrico nas instalações do ciclotron RDS-111

A tabela 5.5 mostra os resultados obtidos durante o monitoramento radiométrico do ciclotron RDS-111 com os dosímetros TL e com o detector MIR 7026, conforme descrito nos itens 4.5.1.2 e 4.5.1.7, respectivamente, onde, os valores encontrados por ambos são apresentados em equivalente de dose ambiente $H^*(10)$. Para a conversão dos valores obtidos em kerma com o TLD, foi utilizado o fator de 1,15 [ISO, 1997] para a energia média ponderada de 1.588 keV, aplicado para os pontos 1 e 2 e o fator de 1,19 [ISO, 1997] para a energia média ponderada de 842 keV, aplicado para o ponto 3. A escolha dessas energias, resultou da espectrometria γ realizada nas instalações do ciclotron RDS-111, descrita no item 5.4. Para que fosse possível comparar os valores medidos com os diferentes detectores, os obtidos com o MIR foram convertidos para kerma utilizando-se o fator de 0,876 [TAUHATA et al, 1999] e, posteriormente, convertidos para $H^*(10)$, aplicando-se os mesmos fatores de conversão mencionados acima. Adicionalmente, esses resultados estão apresentados na tabela 5.6 em dose equivalente.

No cálculo de propagação de erros para determinação da incerteza combinada desses resultados foram considerados os seguintes parâmetros: a incerteza na dose; a relativa ao desvanecimento à 20 °C; aquela devido ao fator de calibração, e a referente ao fator de sensibilidade, de acordo com o item 4.5.1.10. Não foram feitas as correções

para o desvanecimento, já que não fica simples estabelecer um valor de correção, dada as incertezas nas curvas de desvanecimento e a dificuldade de se estimar a temperatura média a que ficaram expostos os dosímetros durante as medidas. Para as medidas realizadas com o MIR, foi utilizada uma incerteza padrão do tipo B de 20% [MS MIR, 1995].

As figuras 5.9 e 5.10 mostram a determinação do equivalente de dose ambiente $H^*(10)$ calculada, a partir dos valores obtidos com o MIR 7026 e com o TLD, respectivamente, durante os três períodos de monitoramento nos pontos 1, 2 e 3.

TABELA 5.5 – Monitoramento radiométrico em equivalente de dose ambiente $H^*(10)$, nas instalações do ciclotron RDS-111.

Período de Amostragem	Ponto	TLD		MIR		$T^{(*)}$
		($\mu\text{Sv/h}$)	(mSv/a)	($\mu\text{Sv/h}$)	(mSv/a)	
(1 ^o) 14/11/2003 à 15/12/2003	1	$6,65 \pm 1,78$	$2,49 \pm 0,66$	$4,17 \pm 0,83$	$1,56 \pm 0,31$	nulo
	2	$15,18 \pm 4,07$	$5,69 \pm 1,52$	$5,06 \pm 1,01$	$1,90 \pm 0,38$	nulo
	3	BG	BG	BG	BG	1,5
(2 ^o) 08/01/2004 à 07/04/2004	1	$18,56 \pm 5,34$	$6,96 \pm 2,00$	$5,07 \pm 1,01$	$1,90 \pm 0,38$	nulo
	2	$29,91 \pm 7,34$	$11,22 \pm 3,23$	$7,12 \pm 1,42$	$2,67 \pm 0,53$	nulo
	3	$70,47 \pm 20,29$	$26,43 \pm 7,61$	BG	BG	1,5
(3 ^o) 08/04/2004 à 14/07/2004	1	$8,18 \pm 2,38$	$3,07 \pm 0,90$	$5,26 \pm 1,05$	$1,97 \pm 0,39$	nulo
	2	$27,14 \pm 7,92$	$10,18 \pm 2,97$	$7,10 \pm 1,42$	$2,66 \pm 0,53$	nulo
	3	$0,88 \pm 0,26$	$0,33 \pm 0,09$	BG	BG	1,5

Valor médio de BG: $0,48 \pm 0,10 \mu\text{Sv/h}$ (MIR 7026)

(*) Tempo de Ocupação (h/dia).

Limite anual de dose para trabalhador [CNEN-NE-3.01] – 50mSv/ano.

Limite anual de dose para público [CNEN-NE-3.01] – 1mSv/ano.

Pontos monitorados:

- (1) RDS (entrada);
- (2) RDS (canaleta);
- (3) Operador do RDS.

TABELA 5.6 – Monitoramento radiométrico em dose equivalente, nas instalações do ciclotron RDS-111.

Período de Amostragem	Ponto	TLD		MIR		T ^(*)
		($\mu\text{Sv/h}$)	(mSv/a)	($\mu\text{Sv/h}$)	(mSv/a)	
(1 ^o) 14/11/2003 à 15/12/2003	1	6,60 $\pm$ 1,76	2,48 $\pm$ 0,66	4,14 $\pm$ 0,83	1,55 $\pm$ 0,31	nulo
	2	15,07 $\pm$ 4,04	5,65 $\pm$ 1,51	5,02 $\pm$ 1,00	1,88 $\pm$ 0,38	nulo
	3	BG	BG	BG	BG	1,5
(2 ^o) 08/01/2004 à 07/04/2004	1	18,42 $\pm$ 5,30	6,91 $\pm$ 1,99	5,03 $\pm$ 1,01	1,89 $\pm$ 0,38	nulo
	2	29,69 $\pm$ 8,55	11,13 $\pm$ 3,21	7,07 $\pm$ 1,41	2,65 $\pm$ 0,53	nulo
	3	67,83 $\pm$ 19,53	25,44 $\pm$ 7,33	BG	BG	1,5
(3 ^o) 08/04/2004 à 14/07/2004	1	8,12 $\pm$ 2,37	3,05 $\pm$ 0,89	5,22 $\pm$ 1,04	1,96 $\pm$ 0,39	nulo
	2	26,95 $\pm$ 7,87	10,11 $\pm$ 2,95	7,05 $\pm$ 1,41	2,64 $\pm$ 0,53	nulo
	3	0,84 $\pm$ 0,24	0,32 $\pm$ 0,09	BG	BG	1,5

Valor médio de BG: 0,40 $\pm$ 0,08 $\mu\text{Sv/h}$ (MIR-7026)

(*) Tempo de Ocupação (h/dia).

Limite anual de dose para trabalhador [CNEN-NE-3.01] – 50mSv/ano.

Limite anual de dose para público [CNEN-NE-3.01] – 1mSv/ano.

Pontos monitorados:

- (1) RDS (entrada);
- (2) RDS (canaleta);
- (3) Operador do RDS.

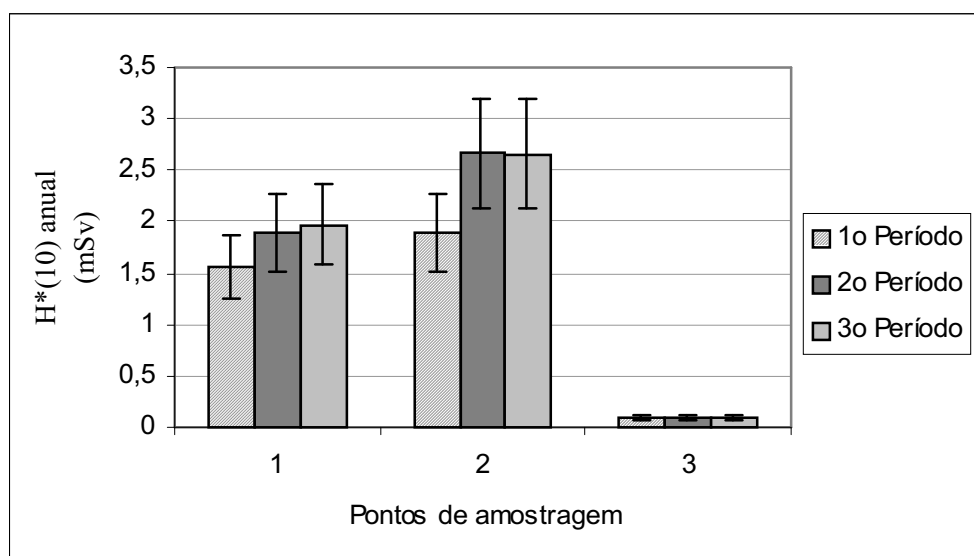


FIGURA 5.9 - Equivalente de dose ambiente anual no RDS-111 calculada a partir dos resultados obtidos com o MIR 7026. Ponto 1- Entrada do RDS-111; Ponto 2-próximo a canaleta; Ponto 3-Operador do RDS-111.

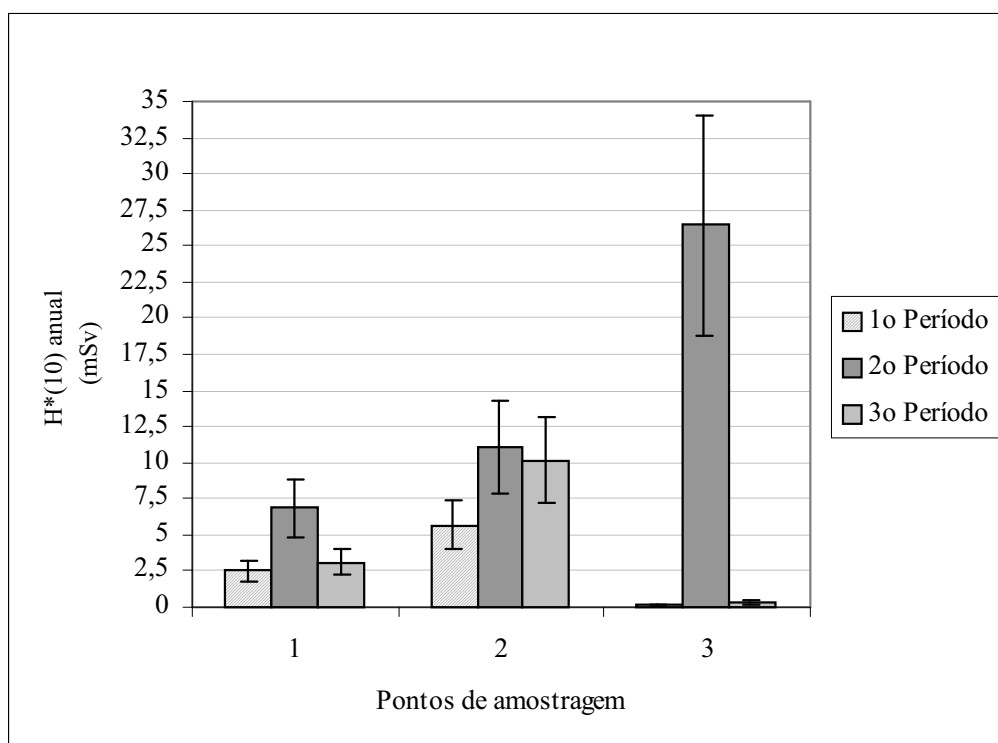


FIGURA 5.10 – Equivalente de dose ambiente anual no RDS-111 calculada a partir dos resultados obtidos com o TLD-100H (LiF: Mg,Cu,P). Ponto 1-Entrada do RDS-111; Ponto 2-próximo a canaleta; Ponto 3-Operador do RDS-111.

Todos os comentários a seguir estão baseados nos valores obtidos em equivalente de dose ambiente $H^*(10)$ com detectores MIR 7026 e TLD-100H. Para o cálculo da determinação da taxa anual de dose nos pontos monitorados, considerou-se um tempo médio de 1,5 horas de operação diária. No primeiro período de amostragem desses pontos, o RDS-111 operou durante 20,07 horas, realizando 18 operações com um tempo de duração médio aproximado de 1,13 horas/ operação. Nessas operações, foi utilizada uma corrente média de operação de $23,2 \pm 8,4 \mu\text{A}$ e em 83% das operações realizadas, o alvo foi posicionado na saída 1 (fig.4.4.a). O valor da atividade total de ^{18}F transferido pela canaleta para a célula de processamento químico foi de 297 GBq. Nesse período de amostragem, o resultado obtido no ponto 1 com TLD ($6,65 \pm 1,78 \mu\text{Sv/h}$) foi superior ao valor médio medido com o MIR 7026 ($4,17 \pm 0,83 \mu\text{Sv/h}$), durante a operação do RDS-111, principalmente, devido à contribuição da transferência do ^{18}F , momento no qual a radiação de fundo local sofre um acréscimo. Esse fato pode ser melhor observado na análise do ponto 2, localizado a 1 m acima da canaleta de transferência, onde o valor de taxa de dose medido com o TLD ($15,18 \pm 4,07 \mu\text{Sv/h}$) é cerca de 300% do valor

médio verificado nesse mesmo ponto com o MIR 7026 ($5,06 \pm 1,01 \mu\text{Sv/h}$), durante a operação do RDS-111. É preciso lembrar que as medidas com o MIR 7026 são instantâneas e não refletem a dose média no ponto de medida, no caso de haver variação na taxa de dose local.

Embora os pontos 1 e 2 estejam localizados em um setor cujo tempo de ocupação (T) atualmente seja nulo, os valores de taxa de dose medidos com TLD e com o MIR 7026, durante esse período de amostragem, mostram que o limite anual para trabalhador ocupacionalmente exposto de 50 mSv [CNEN-NE-3.01], não seria ultrapassado.

Os valores de taxa de equivalente de dose ambiente encontrados com TLD e com o MIR 7026 para o ponto 3 foram similares ao valor de radiação de fundo local ($0,48 \pm 0,13 \mu\text{Sv/h}$).

No segundo período de monitoramento, o RDS-111 operou durante 25,05 horas, realizando 28 operações com um tempo de duração médio de 1,35 horas/ operação. Nessas operações, foi utilizada uma corrente média de operação de $29,9 \pm 3,2 \mu\text{A}$ e, em 86% das operações realizadas, o alvo foi posicionado na saída 1. O valor da atividade total de ^{18}F transferido pela canaleta para a célula de processamento químico nesse período foi de 709 GBq. Nesse período, o RDS-111 passou por manutenção e as operações ficaram suspensas por um tempo aproximado de 40 dias. Em decorrência desse fato, o valor da taxa de dose encontrado com o TLD nesse período, em especial, no ponto 1 ($18,56 \pm 5,34 \mu\text{Sv/h}$), foi cerca de três vezes superior ao medido no período anterior. Este incremento deve-se à proximidade desse ponto com a pia, onde alguns componentes do ciclotron foram lavados durante a manutenção.

A taxa de equivalente de dose ambiente com TLD encontrada no ponto 2 ($29,91 \pm 7,34 \mu\text{Sv/h}$) apresentou um valor mais elevado do que a do período anterior, em decorrência de alguns fatores, tais como: maior número de operações ocorridas; utilização de uma corrente de operação mais elevada e; ainda, pelo valor mais significativo da atividade de ^{18}F transportado pela canaleta até o módulo de processamento químico.

No ponto 3, o valor da taxa de dose medida com o TLD ($70,47 \pm 20,29 \mu\text{Sv/h}$) foi superior ao esperado, como consequência do fato de terem sido guardadas quatro janelas irradiadas de Al e Havar* pertencentes ao RDS-111, dentro de uma gaveta localizada a 2,5 m de distância. Na ocasião (18/03/04), o levantamento radiométrico local feito com o MIR 7026 pela equipe de proteção radiológica do IEN, verificou uma

taxa de equivalente de dose de 60 $\mu\text{Sv/h}$ próximo a gaveta e um conseqüente aumento da radiação de fundo local, que passou de 0,2 $\mu\text{Sv/h}$ para 8 $\mu\text{Sv/h}$. Nesse mesmo dia, as janelas foram transferidas para outro local mais adequado, blindado e sinalizado.

De acordo com a tabela 5.5, as taxas de equivalente de dose ambiente anuais medidas com TLD nesse período, nos três pontos analisados superaram os valores obtidos nos outros períodos; contudo, sabe-se que esses valores resultaram de situações atípicas e que, por isso não devem servir como referência na avaliação da dosimetria realizada no setor.

No terceiro período de amostragem, o RDS-111 operou durante 70,83 horas, realizando 51 operações, com um tempo de duração médio aproximado de 1,39 horas/operação. Nessas operações, foi utilizada uma corrente média de operação de $29,2 \pm 4,7 \mu\text{A}$ e, em 63% das operações realizadas, o alvo foi posicionado na saída 1 (fig.4.4.a). O valor da atividade total de ^{18}F transferido pela canaleta para a célula de processamento químico nesse período foi de 1.540 GBq. O resultado obtido com TLD ($8,18 \pm 2,38 \mu\text{Sv/h}$) e com MIR 7026 ($5,26 \pm 1,05 \mu\text{Sv/h}$) no ponto 1 foi superior ao encontrado no primeiro período de amostragem, devido ao maior número de operações ocorridas e ao uso de uma corrente de operação mais elevada durante o feixe. Sabe-se, também, que o valor obtido com TLD foi superestimado devido à contribuição no momento da transferência do ^{18}F , conforme descrito anteriormente.

A taxa de dose média medida com o TLD no ponto 2 ($27,14 \pm 7,92$) foi superior ao valor encontrado no primeiro período de amostragem, devido ao valor expressivo da atividade total transportada pela canaleta nesse período em relação ao primeiro. Durante o terceiro período de amostragem contudo, observou-se que, embora a atividade total transportada pela canaleta tenha sido superior ao dobro da atividade total transportada no segundo período, ainda assim, o valor de taxa de dose medida com TLD no segundo período de amostragem foi superior ao encontrado no terceiro período. Esse fato, certamente ocorreu devido ao período de manutenção do RDS-111, quando a blindagem móvel que o envolve precisou ser removida, ocasionando a exposição de seus componentes e conseqüentemente, gerando um acréscimo na taxa de dose local.

*Havar —High Strength Non-Magnetic Alloy (Co45.5/Cr20/Ni13/Fe/W/Mo/Mn).

Conforme os dados da tabela 5.5, o valor de taxa de equivalente de dose ambiente medida com o TLD no ponto 3 ($0,88 \pm 0,26 \mu\text{Sv/h}$), foi superior ao valor da radiação de fundo local ($0,48 \pm 0,13 \mu\text{Sv/h}$), porém, considerando-se o valor correspondente a dose anual ($0,33 \pm 0,09 \text{ mSv}$), observa-se, que esse manteve-se consideravelmente abaixo do limite estabelecido em norma **[CNEN-NE-3.01]** para trabalhador ocupacionalmente exposto (50 mSv/ano).

5.6 - Monitoramento radiométrico durante o processamento químico e expedição.

Na tabela 5.7, são apresentados os resultados da dose integrada nos períodos citados, obtidos durante o processamento químico e expedição do FDG, através do monitoramento com os dosímetros TL, conforme descrito no item 4.5.1.3. Nessa constam ainda, os valores da dose integrada anual obtidos a partir da dose integrada encontrada em cada período

Os valores obtidos são apresentados em equivalente de dose ambiente $H^*(10)$ utilizando-se o fator de 1,31 **[ISO, 1997]** para a energia média ponderada de 380 keV calculada com base na energia γ de 159 keV do ^{123}I e na energia γ de 511 keV resultante do decaimento radioativo do ^{18}F . Apenas para os pontos 4, 5, 10, 11, 12 e 13 foi utilizado o fator de 1,23 **[ISO, 1997]**, indicado para a energia de 511 keV característica do decaimento radioativo do ^{18}F , tendo em vista que nestes pontos ocorre apenas a contribuição desse radionuclídeo.

TABELA 5.7 – Monitoramento radiométrico com TLD em equivalente de dose ambiente H*(10) realizado em pontos próximos a obtenção e expedição do FDG.

Ponto Monitorado	Dose Integrada(mSv).			
	Período de Amostragem			
	1 ^o (14/11/03 à 15/12/03)	Anual	2 ^o (08/01/04 à 15/03/04)	Anual
4 - Operador.da Célula de ¹⁸ F ⁽¹⁾	BG	BG	BG	BG
5 - Saída do ¹⁸ F	0,08 ± 0,01	0,61 ± 0,10	0,46 ± 0,09	1,72 ± 0,32
6 - Capela Fluxo Laminar	0,1 ± 0,02	0,84 ± 0,13	BG	BG
7 - Bancada do Cromatógrafo	BG	BG	BG	BG
8 - Bancada do HPLC	BG	BG	BG	BG
9 - Capela da Química. Morna	0,12 ± 0,02	0,95 ± 0,15	0,23 ± 0,04	0,84 ± 0,16
10 – Gerador de Emergência	0,53 ± 0,08	4,28 ± 0,62	---	---
11 - Corredor acesso 2 ^o piso	---	---	BG	BG
12 - Chaminé da Célula de ¹⁸ F	BG	BG	BG	BG
13 - Oficina Mecânica	BG	BG	BG	BG
14 - Porta da Expedição	BG	BG	BG	BG
15 - Computador da Expedição	BG	BG	BG	BG

(1) final da amostragem em 07/04/2004

Limite anual de dose para trabalhador [CNEN-NE-3.01] – 50mSv/ano

Limite anual de dose para público [CNEN-NE-3.01] – 1mSv/ano

Na tabela 5.8 são apresentados os resultados obtidos após o monitoramento com o MIR 7026, conforme mencionado no item 4.5.1.7, assim como a determinação da dose anual a partir desses valores. Os valores obtidos com o MIR 7026 foram convertidos para kerma utilizando-se o fator de 0,876 [TAUHATA et al, 1999] e posteriormente convertidos para H*(10) aplicando-se os fatores de conversão citados acima.

O monitoramento com MIR7026, não ocorreu no mesmo período que o monitoramento com TLD, devido à indisponibilidade do monitor, durante àqueles períodos.

Na figura 5.11 são mostrados os resultados do equivalente de dose anual para os doze pontos monitorados.

No cálculo de propagação de erros para determinação da incerteza das medidas realizadas com ambos os detectores foram considerados os mesmos parâmetros utilizados no item 5.5.

TABELA 5.8 – Monitoramento radiométrico com MIR 7026, em equivalente de dose ambiente H*(10), realizado durante o processamento químico e expedição de FDG

Ponto Monitorado	Período de Amostragem 01/06/04 à 06/08/04		T ^(*) (h/dia)	BG (μ Sv/h)
	(μ Sv/h)	(mSv/a)		
4 - Operador.da Célula de $^{18}\text{F}^{(1)}$	$0,52 \pm 0,10$	$0,08 \pm 0,02$	0,67	$0,52 \pm 0,10$
5 - Saída do ^{18}F	$47,12 \pm 9,42$	$0,59 \pm 0,12$	0,05	$0,42 \pm 0,08$
6 - Capela Fluxo Laminar	$52,44 \pm 10,49$	$0,26 \pm 0,05$	0,02	$0,37 \pm 0,07$
7 - Banc. do Cromatógrafo	$1,65 \pm 0,33$	BG	0,08	$0,39 \pm 0,08$
8 - Bancada do HPLC	$0,59 \pm 0,12$	BG	0,05	$0,38 \pm 0,08$
9 - Capela da Química. Morna	$2,24 \pm 0,45$	BG	0,08	$0,38 \pm 0,08$
10 - Gerador de Emergência	$10,23 \pm 2,05$	BG	0,02	$0,27 \pm 0,05$
11 - Corredor acesso 2 ^o piso	BG	BG	0,17	$0,33 \pm 0,07$
12 - Chaminé da Célula de ^{18}F	---	---	nulo	---
13 - Oficina Mecânica	BG	BG	0,67	$0,27 \pm 0,05$
14 - Porta da Expedição	$1.228,05 \pm 245,61$	$1,23 \pm 0,25$	0,004	$0,27 \pm 0,05$
15 - Computador da Expedição	$4,17 \pm 0,83$	BG	0,06	$0,33 \pm 0,07$

(*) Fator de Ocupação

No primeiro período de amostragem, ocorreram no Laboratório da Química Quente, local da DIRA onde estão instaladas as células para processamento químico dos radiofármacos produzidos no IEN, 4 processamentos de MIBG (meta-iodobenzilguanidina), 9 processamentos de ^{123}I (iodeto de sódio) e 12 processamentos de ^{18}F (flúor). Na célula de ^{18}F foi processada uma atividade total de 297 GBq, que resultaram em uma atividade final de 67,37 GBq de FDG (Fluordesoxiglicose) enviada

para hospitais e clínicas através de 18 expedições. Nesse mesmo período foram realizadas ainda, 12 expedições de MIBG e 47 expedições de ^{123}I .

No segundo período de amostragem, ocorreram no Laboratório da Química Quente, 4 processamentos de MIBG (meta-iodobenzilguanidina), 11 processamentos de ^{123}I (iodeto de sódio) e 5 processamentos de ^{18}F (flúor). Na célula de ^{18}F foi processada uma atividade total de 321,4 GBq, que resultaram em 83,58 GBq de FDG (Fluordesoxiglicose). Nesse período foram realizadas 8 expedições de FDG, 14 expedições de MIBG e 37 expedições de ^{123}I .

Embora esteja localizado em um ponto passível de haver um incremento nos níveis de dose, devido à contribuição do processamento de outros radiofármacos, o ponto 4, operador da célula de ^{18}F , em ambos os períodos de monitoramento com TLD, assim como com o MIR 7026, apresentou uma taxa de equivalente de dose ambiente similar ao valor da radiação de fundo local ($0,52 \pm 0,10$).

O ponto 5, saída do ^{18}F , foi monitorado com TLD com a finalidade de avaliar a taxa de dose recebida pelo trabalhador durante a retirada das doses de FDG da célula ao final do processamento, contudo verificou-se que mesmo a célula sendo blindada, os níveis de dose neste ponto durante o processamento do ^{18}F aumentam e acabam por contribuir significativamente na taxa de dose medida. A dificuldade de se realizar a medida de taxa de dose, nesse ponto, bem como na grande maioria dos pontos monitorados durante o processamento e expedição de FDG, fez com que na tabela 5.7 fossem relatados somente, os valores de dose integrada.

No segundo período, o aumento da atividade processada de ^{18}F em torno de 8% em relação ao primeiro período foi responsável pelo incremento na dose integrada do ponto 5. Para a determinação da dose anual nesse ponto foi utilizado, então, o valor médio da taxa de dose medida com o MIR 7026. Para tanto foi considerado o tempo de ocupação (T) correspondente a esse ponto, cujo valor representa o tempo de exposição diário (3 minutos) que o técnico em média necessita para a retirada de três amostras de FDG da célula ao final do processamento químico, e ainda a frequência com que esse procedimento se realiza, cinco dias por semana. Ao final verificou-se que o equivalente de dose ambiente anual obtido representa cerca de um centésimo do limite anual de dose para trabalhador que é de 50 mSv.

O dosímetro localizado no ponto 06 tinha a função de avaliar a taxa de dose que o trabalhador estaria sendo exposto durante os procedimentos utilizados no teste para controle microbiológico de FDG produzido, que se realiza em duas etapas. Na primeira

etapa o técnico é exposto durante 1 minuto ao manusear na capela 300 μL da atividade total de FDG produzido (nesta etapa utiliza-se uma blindagem na capela para minimizar a dose recebida). Na segunda etapa, tubos contendo alíquotas da quantidade manuseada na capela são colocados durante 1 hora em banho-maria sobre uma bancada, a uma distância de cerca de 3 m do TLD. Durante esta etapa, a radiação de fundo local se eleva de $0,4 \pm 0,08 \mu\text{Sv/h}$ para $1,68 \pm 0,34 \mu\text{Sv/h}$, contudo o local é mantido evacuado até que toda atividade do material já tenha decaído.

Durante os períodos amostrados o TLD instalado nesse ponto também sofreu a contribuição da dose do ^{123}I , quando este foi submetido ao mesmo teste microbiológico, porém em ambos os períodos amostrados a atividade manipulada deste radionuclídeo foi da ordem de 40 GBq.

Com base nessas informações e nos valores das tabelas 5.7 e 5.8, observou-se que a dose integrada medida com TLD no primeiro período de monitoramento pode ser explicada, em parte pelo incremento da radiação de fundo verificado durante a segunda etapa do procedimento. O valor da dose integrada obtido no segundo período de monitoramento pode ser explicado pelo número reduzido deste procedimento durante este período, menor que a metade do número de procedimentos do período anterior.

Neste ponto, da mesma forma que para o ponto 5, na determinação da dose anual foi considerado o valor médio da taxa de dose medida com o MIR 7026 considerando-se o tempo de ocupação (T), calculado com base em 1 minuto diário de exposição do técnico durante a realização deste teste e a ocorrência deste, por 5 dias em uma semana. O equivalente de dose ambiente anual encontrado ($0,26 \pm 0,05$) mSv demonstrou ser inferior ao limite anual de dose para trabalhador (50 mSv).

Nos pontos 07 e 08, a diferença entre os valores medidos com o MIR e os obtidos com o TLD deve-se ao fato de que as medidas feitas com o MIR nestes pontos ocorreram durante os testes de controle de qualidade do FDG, no momento em que simultaneamente e próximo a este local, as doses de FDG estavam sendo preparadas para serem expedidas, neste momento o valor da radiação de fundo local fica alterado, porém minutos após (após a saída do FDG para a expedição), o mesmo valor já não pode mais ser verificado, retornando ao nível original.

No ponto 09, Capela da Química Morna, os valores obtidos de dose integrada com TLD em ambos os períodos não são representativos, devido à manipulação freqüente de ^{123}I , que, certamente, contribuiu significativamente ao longo dos períodos de

monitoramento. Neste caso, o valor obtido com o MIR 7026 expressa de forma mais consistente a taxa de dose do trabalhador durante esta etapa do processo. Baseado no valor médio da taxa de dose medida com o MIR, considerando o tempo de ocupação (T), cujo valor representa o tempo que o técnico necessita (cerca de 5 minutos) ficar neste ponto para a realização do teste microbiológico, cuja frequência média é de 5 dias por semana. Ao final, observou-se que, nessas condições, em um ano, o equivalente de dose ambiente encontrado foi igual ao da radiação de fundo .

O ponto 10 fica 1m acima da canaleta de transferência do ^{18}F , em um local onde não há blindagem sobre a canaleta. Observou-se com o MIR 7026 que, após a transferência do ^{18}F , durante cerca de 5 horas, esse ponto ainda apresentava uma taxa de dose acima do valor da radiação de fundo local, devido ao resíduo de material acumulado na linha de transferência e a alta atividade produzida desse radionuclídeo, de forma compensatória a sua meia-vida curta, de apenas 109 minutos. Nas 5 horas, o valor da taxa de dose decresce gradativamente. Baseado nessas observações, admitiu-se que a melhor forma de se calcular a taxa de dose local, seria considerar-se o valor medido com o TLD, pois ele expressaria o valor de dose integrada durante o período amostrado. Sendo assim, obteve-se um valor médio da taxa de dose de $8,83 \pm 1,27 \mu\text{Sv/h}$, durante as 5 horas que sucedem o momento da transferência do ^{18}F . Durante o período amostrado, a taxa de dose, medida no ponto 10 com o TLD foi calculada considerando-se 5 horas após 12 transferências de ^{18}F realizadas. Sabe-se ainda, que esse ponto fica localizado muito próximo ao gerador de energia que alimenta o sistema de emergência do prédio da DIRA e que, eventualmente, o gerador passa por manutenção, embora não se possa precisar o tempo que o trabalhador estaria exposto no caso de uma manutenção, pois esse dado é função do grau de complexibilidade do tipo de manutenção a ser feita; a partir do histórico desse tipo de evento, supôs-se que o trabalhador ficasse exposto por apenas 5 horas em um ano no local. Dessa forma, o valor da dose anual do trabalhador, nas condições previstas, devido a essa dose seria, na pior das hipóteses, de $44,15 \pm 6,37 \mu\text{Sv/h}$.

O ponto 11 fica localizado 1 m acima da canaleta de transferência do ^{18}F , em um ponto blindado, de passagem de pessoal e o valor de dose integrada verificado com o TLD em ambos os períodos ficou ao nível da radiação de fundo local ($0,33 \pm 0,07 \mu\text{Sv/h}$).

Da mesma forma que no ponto anterior, nos pontos 12 e 13 foram medidas doses ao nível da radiação de fundo local, nos dois períodos e com ambos os detectores.

No ponto 14, devido ao tempo mínimo a que o TLD foi exposto neste ponto (em média 5 segundos na retirada de cada lata de radiofármaco), no cálculo da taxa de dose anual recebida pelo trabalhador na realização desta etapa da expedição do FDG foi utilizado apenas o valor médio medido com o MIR. Considerando uma média de 3 expedições por dia, e uma frequência de 5 dias por semana, o valor da taxa de dose anual do trabalhador medida neste ponto foi aproximadamente 50 vezes menor que o limite de dose anual para trabalhador (50 mSv).

No ponto 15, a diferença entre o valor médio medido com o MIR e o obtido com TLD, deveu-se ao fato de que as medidas feitas com o MIR ocorreram de forma simultânea a da embalagem do FDG, quando o valor da radiação de fundo local ficou alterado. Porém, como esse procedimento dura, em condições normais de rotina, cerca de 3,5 minutos, e ao final dele, esse valor já não pode mais ser verificado, retornando ao valor original. Utilizando o valor médio da taxa de dose medido com o MIR e fazendo uma estimativa da taxa de dose anual que um trabalhador estaria recebendo nesse ponto, durante a execução de 3 expedições diárias, verificou-se que o limite de dose anual para o trabalhador, estaria sendo preservado.

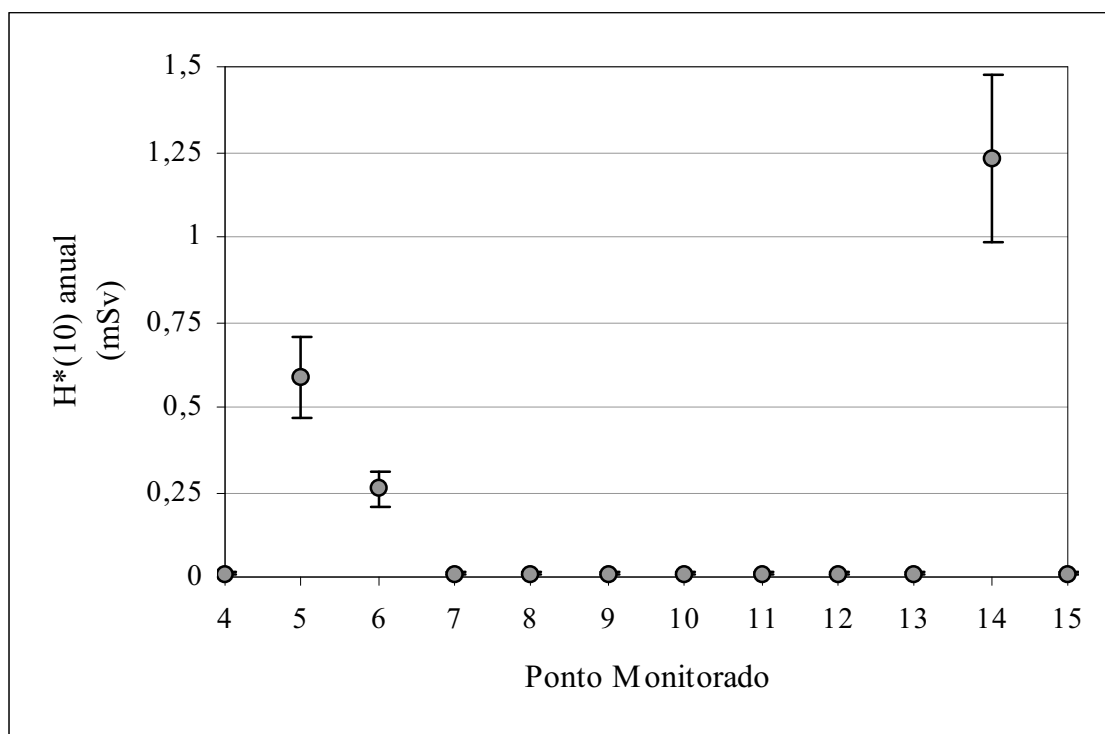


FIGURA 5.11 – Determinação do equivalente de dose ambiente anual durante a obtenção e expedição do FDG, a partir das medidas realizadas com o MIR 7026.

5.7 - Monitoramento radiométrico nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências

Nas tabelas 5.9, 5.10 e 5.11 são apresentados os resultados obtidos durante o monitoramento do Depósito de Rejeitos e adjacências com os dosímetros TL e com o detector MIR 7026, conforme descrito nos itens 4.5.1.5 e 4.5.1.7, respectivamente, assim como, a razão entre eles e a determinação da taxa de dose anual considerando os valores medidos com TLD, conforme mostra a figura 5.12, e incertezas associadas. Em especial, para as medidas realizadas com TLD, no cálculo para determinação da incerteza, foram considerados: a reprodutibilidade da dose, o fator de calibração, o desvanecimento a 20⁰C para os pontos internos das instalações, o desvanecimento a 50 ⁰C para os pontos externos as instalações e o fator de sensibilidade, conforme é descrito no item 4.5.1.10. Para as medidas realizadas com o MIR, foi utilizada uma incerteza padrão do tipo B de 20% [M.S.-MIR 7026, 1995].

O monitoramento com o MIR 7026 só pôde ser realizado, a partir do segundo período de amostragem com TLD, devido à indisponibilidade do monitor em tempo hábil para a realização concomitante das medidas durante o primeiro período de amostragem. Todos os resultados apresentados nesse item estão reportados em dose equivalente (H), devido a dificuldade encontrada para a realização de uma espectrometria γ local, ou obtenção de um valor médio de energia que fosse representativo para definir o fator correto a ser aplicado para conversão dos resultados para equivalente de dose ambiente H*(10). Para que fosse possível comparar os valores medidos com ambos os detectores, os valores obtidos com o TLD foram convertidos para dose equivalente utilizando-se o fator de 0,876, tendo em vista que o MIR 7026 foi calibrado no LNMRI/ IRD em exposição, considerando-se um fator 1 para conversão dessa grandeza em dose equivalente.

TABELA 5.9 - Monitoramento radiométrico nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências, referentes ao primeiro período.

1º Período de Monitoramento - 17/03/04 à 19/05/2004					
Ponto de Amostragem	Taxa de dose		MIR/ TLD	T'	Dose anual (mSv)
	TLD (μ Sv/h)	MIR (μ Sv/h)			
16 - Laboratório de Calibração	BG	---	---	1/8	BG
17 - Bancada do Operador	---	---	---	1/2	---
18 - Cerca do Depósito de Rejeito	$3,74 \pm 1,24$	---	---	1/40	$0,19 \pm 0,06$
19 - Tanque de Rejeitos	$0,62 \pm 0,21$	---	---	1/40	$0,03 \pm 0,01$
20 - A 1m do Dep. de Rejeitos	$9,06 \pm 3,01$	---	---	1/40	$0,45 \pm 0,15$
21 - Cerca do Lab. Rejeitos	BG	---	---	1/40	BG
22 - Bancada do Lab. Rejeitos	$1,71 \pm 0,42$	---	---	1/2	$1,65 \pm 0,42$
23 - Laboratório de Rejeitos	$1,35 \pm 0,34$	---	---	1/2	$1,35 \pm 0,34$
24 - Sala de Pessoal	BG	---	---	1/4	BG
25 - Entrada do Lab. de Radônio	$2,24 \pm 0,56$	---	---	1/40	$0,11 \pm 0,02$

Valor médio de BG: $0,40 \pm 0,08 \mu\text{Sv/h}$ (MIR-7026)

T' – Fator de ocupação

Limite anual de dose para trabalhador [CNEN-NE-3.01] – 50mSv/ano

Limite anual de dose para público [CNEN-NE-3.01] – 1mSv/ano

TABELA 5.10 - Monitoramento radiométrico nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências, referentes ao segundo período.

2º Período de Monitoramento - 20/05/04 à 21/07/2004					
Ponto de Amostragem	Taxa de dose		MIR/ TLD	T'	Dose anual (mSv)
	TLD (μ Sv/h)	MIR (μ Sv/h)			
16 - Laboratório de Calibração	BG	BG	1,00	1/8	BG
17 - Bancada do Operador	---	$0,70 \pm 0,14$	---	1/2	---
18 - Cerca do Depósito de Rejeito	$4,00 \pm 1,33$	$3,81 \pm 0,76$	0,95	1/40	$0,20 \pm 0,07$
19 - Tanque de Rejeitos	$0,64 \pm 0,21$	$0,59 \pm 0,12$	0,92	1/40	$0,03 \pm 0,01$
20 - A 1m do Dep. de Rejeitos	$9,54 \pm 3,17$	$8,90 \pm 1,78$	0,93	1/40	$0,48 \pm 0,16$
21 - Cerca do Lab. Rejeitos	BG	BG	1,00	1/40	BG
22 - Bancada do Lab. Rejeitos	$1,94 \pm 0,48$	$1,66 \pm 0,33$	0,86	1/2	$1,94 \pm 0,48$
23 - Laboratório de Rejeitos	$1,23 \pm 0,30$	$1,23 \pm 0,25$	1,00	1/2	$1,23 \pm 0,30$
24 - Sala de Pessoal	BG	BG	1,00	1/4	BG
25 - Entrada do Lab. de Radônio	$2,03 \pm 0,50$	$2,00 \pm 0,40$	0,99	1/40	$0,10 \pm 0,02$

Valor médio de BG: $0,40 \pm 0,08 \mu\text{Sv/h}$ (MIR-7026)

T' – Fator de ocupação

Limite anual de dose para trabalhador [CNEN-NE-3.01] – 50mSv/ano

Limite anual de dose para público [CNEN-NE-3.01] – 1mSv/ano

TABELA 5.11 - Monitoramento radiométrico nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências, referentes ao terceiro período.

3 ^o Período de Monitoramento - 28/07/04 à 24/09/2004					
Ponto de Amostragem	Taxa de dose		MIR/ TLD	T'	Dose anual (mSv)
	TLD (μ Sv/h)	MIR (μ Sv/h)			
16 - Laboratório de Calibração	$0,59 \pm 0,14$	$0,61 \pm 0,12$	1,03	1/8	$0,15 \pm 0,04$
17 - Bancada do Operador	$0,57 \pm 0,14$	$0,59 \pm 0,12$	1,04	1/2	$0,57 \pm 0,14$
18 - Cerca do Depósito de Rejeito	$4,38 \pm 1,45$	$3,71 \pm 0,74$	0,85	1/40	$0,22 \pm 0,07$
19 - Tanque de Rejeitos	$0,64 \pm 0,21$	$0,59 \pm 0,12$	0,92	1/40	$0,03 \pm 0,01$
20 - A 1m do Dep. de Rejeitos	$10,20 \pm 3,39$	$9,43 \pm 1,89$	0,92	1/40	$0,51 \pm 0,17$
21 - Cerca do Lab. Rejeitos	BG	BG	1	1/40	BG
22 - Bancada do Lab. Rejeitos	$2,01 \pm 0,50$	$1,98 \pm 0,40$	0,99	1/2	$2,01 \pm 0,50$
23 - Laboratório de Rejeitos	$1,42 \pm 0,34$	$1,40 \pm 0,28$	0,99	1/2	$1,42 \pm 0,34$
24 - Sala de Pessoal	BG	BG	1	1/4	BG
25 - Entrada do Lab. de Radônio	$1,97 \pm 0,48$	$2,0 \pm 0,40$	1,02	1/40	$0,10 \pm 0,02$

Valor médio de BG: $0,40 \pm 0,08 \mu\text{Sv/h}$ (MIR-7026)

T' – Fator de ocupação

Limite anual de dose para trabalhador [CNEN-NE-3.01] – 50mSv/ano

Limite anual de dose para público [CNEN-NE-3.01] – 1mSv/ano

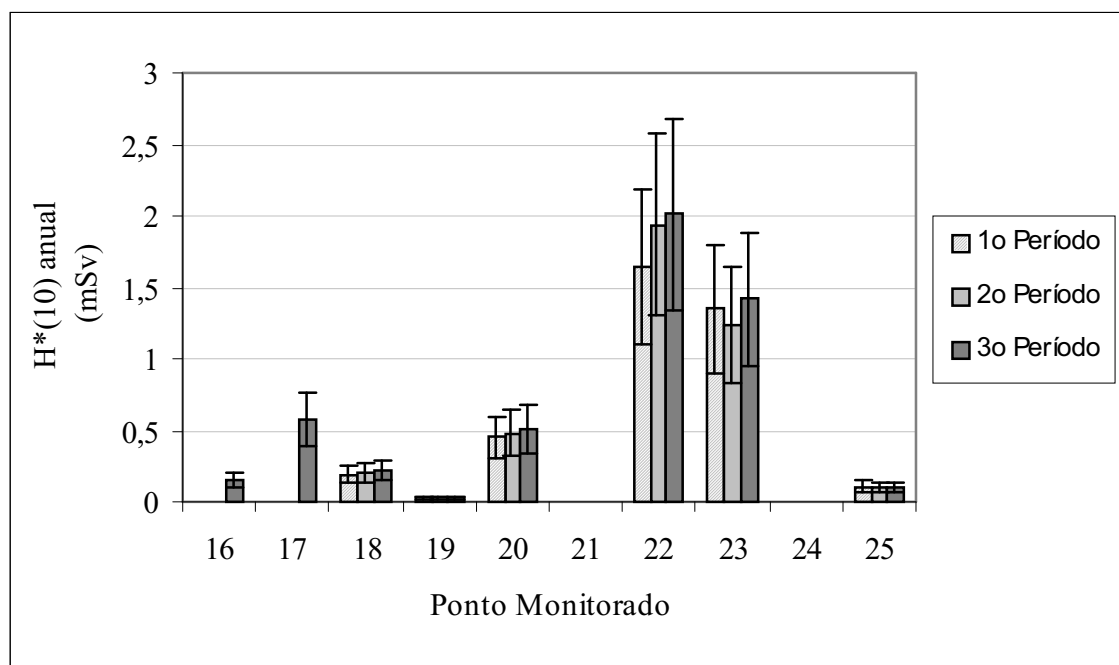


FIGURA 5.12 - Determinação da dose anual de radiação γ com TLD, nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências.

No início do monitoramento com TLD, o ponto 16, Laboratório de Calibração, encontrava-se em obra e, por esse motivo, não haviam fontes radioativas. Esse fato foi fundamental para que se pudesse verificar a contribuição do Depósito de Rejeitos localizado a aproximadamente 5 metros desse laboratório, nos níveis de dose locais.

Conforme mostram as tabelas 5.9 e 5.10, no primeiro e segundo períodos de monitoramento, os valores de taxa de dose medidos com o TLD foram iguais ao valor da radiação de fundo (BG) local.

Em meados do segundo período de monitoramento, retornaram ao laboratório duas fontes de ^{137}Cs , com 10 mCi e 100 mCi, respectivamente; contudo, os valores medidos anteriormente continuaram inalterados.

No terceiro período de monitoramento, conforme mostra a tabela 5.11, o valor da taxa de dose aumentou, devido à chegada de uma fonte de 12 Ci de ^{137}Cs . Cabe ressaltar, que esse laboratório atualmente encontra-se em processo de implantação, e por esse motivo deve passar ainda por alguns re-arranjos internos, que certamente irão alterar os valores medidos. Nesse re-arranjo está previsto o posicionamento da fonte de 12 Ci de ^{137}Cs , que atualmente está localizada sobre o piso, sobre a mesa de calibração e ainda, a substituição de uma blindagem de cerca de 3 cm de chumbo da parte frontal dessa fonte, por atenuadores.

Embora, o valor da taxa de dose no terceiro período tenha sofrido incremento, a determinação da taxa de dose anual nesse ponto, mostrada na tabela 5.11, considerando o fator de ocupação nesse laboratório, demonstrou que o valor representou somente 0,3% do limite de dose anual para um trabalhador (50 mSv).

O ponto 17, bancada do operador da calibração foi monitorado com TLD apenas no terceiro período, devido a ausência de detectores de LiF;Mg,Cu,P disponíveis nos períodos anteriores. No segundo período de monitoramento, considerando-se o valor médio de taxa de dose medido com o MIR verificou-se uma dose de $0,70 \pm 0,14 \mu\text{Sv/h}$. No terceiro período, a estimativa de dose anual nesse ponto, apresentada na tabela 5.11, com base nos valores de taxa de dose medidos com o TLD, demonstrou que esse valor seria de $0,57 \pm 0,14 \mu\text{Sv/h}$. Em ambos os períodos, a taxa de dose medida ficou bem próxima ou foi superior ao limite estabelecido pela CNEN-NE-3.01 para áreas livres ($< 0,5 \mu\text{Sv/h}$) [CNEN-NE-3.01, 1988]; entretanto, por pertencer ao Complexo do Rejeito, local classificado atualmente como área controlada, o limite anual de dose para trabalhador de 50 mSv manteve-se preservado.

O ponto 18, Cerca do Depósito de Rejeitos, conforme mostram as tabelas 5.9, 5.10 e 5.11 apresentou, nos três períodos de monitoramento, valores de taxa de dose, medidos com TLD, superiores aos valores definidos pela CNEN-NE-3.01, para áreas livres ($< 0,5 \mu\text{Sv/h}$); contudo, considerando-se o fator de ocupação atual nesse ponto, pode-se verificar que o limite de dose anual para trabalhadores (50 mSv), durante os três períodos, não foi ultrapassado. Observou-se ainda, um aumento crescente no valor da taxa de dose medida com TLD ao longo dos três períodos, em virtude do armazenamento de novos rejeitos.

Outras medidas foram realizadas com o MIR, a partir da cerca do Depósito de Rejeitos, a 3 m, 6 m, e 9 m (encostado ao novo depósito de rejeitos), respectivamente; tomando-se como referência o ponto 20, os valores de taxa de dose encontrados em cada um desses pontos foram: $2,54 \pm 0,51 \mu\text{Sv/h}$, $1,74 \pm 0,35 \mu\text{Sv/h}$ e $1,00 \pm 0,2 \mu\text{Sv/h}$. Em virtude da falta de espaço físico interno no depósito, os novos rejeitos recebidos foram sendo armazenados bem próximo ao portão de entrada do depósito, que fica a aproximadamente 6 m do ponto 18; devido a isso, foram realizadas novas medidas com o MIR, como feito anteriormente, e os valores de taxa de dose encontrados em cada um desses pontos foram, respectivamente: $2,71 \pm 0,54 \mu\text{Sv/h}$, $1,89 \pm 0,38 \mu\text{Sv/h}$ e $1,31 \pm 0,26 \mu\text{Sv/h}$.

No ponto 19, Tanque de Rejeitos, os valores medidos com ambos os detectores, nos três períodos de monitoramento, foram muito similares. Este ponto está localizado em uma área externa, na passagem entre o Laboratório e o Depósito de Rejeitos, e, por esse motivo, apresenta um fator de ocupação pequeno, o que tornou a estimativa de dose anual no local bem abaixo ($0,03 \pm 0,01$) do limite de dose anual para trabalhador (50 mSv); contudo os valores de taxa de dose obtidos reforçaram a classificação do local como área controlada.

O ponto 20, localizado a 1 m do portão do Depósito de Rejeitos, conforme mostram as tabelas 5.9, 5.10 e 5.11, apresentou os maiores valores de taxa de dose. Esse fato pode ser explicado pela superlotação do Depósito; contudo, o fator de ocupação atual equivale a 1 hora semanal e, por esse motivo, a estimativa de dose anual do trabalhador recebida neste ponto foi cerca de um centésimo do limite primário recomendado pela CNEN-NE-3.01.

O ponto 21, cerca do Laboratório de Rejeitos e o ponto 24, sala de pessoal apresentaram valores de taxa de dose em nível da radiação de fundo.

Os valores medidos com ambos detectores nos pontos 22 e 23, ao longo dos três períodos de monitoramento, são conseqüências diretas da quantidade de rejeito líquido e pára-raios armazenados no interior do Laboratório. No entanto, conforme mostram as tabelas 5.9, 5.10 e 5.11, considerando que o trabalhador está exposto a essa taxa, durante 4 horas diárias, a estimativa de dose anual não superou o limite anual para trabalhador determinado pela CNEN [CNEN-NE-3.01].

O ponto 25, Laboratório de Radônio, não iniciou suas atividades e, atualmente é utilizado como depósito de material não radioativo, pertencentes ao Laboratório de Rejeitos e ao Laboratório de Calibração. Nesse ponto, os valores de taxa de dose encontrados deveram-se à contribuição do Depósito de Rejeitos. De acordo com os dados apresentados nas tabelas 5.9, 5.10 e 5.11, a taxa de dose encontrada nesse ponto, se adequava a uma área classificada como restrita supervisionada; contudo, o baixo fator de ocupação do local resultou em uma estimativa de dose anual que não ultrapassou o limite primário para trabalhador de 50 mSv estabelecido pela CNEN.

5.8. - Monitoramento ambiental

Devido ao número restrito de detectores disponíveis para a realização de todos os procedimentos realizados neste trabalho, as medidas ambientais com TLD foram realizadas em duas etapas. Na primeira etapa, foram monitorados os pontos 26, 27 e 28. Na segunda etapa, foram monitorados os pontos 29, 30, 31, 32 e 33.

As tabelas 5.12, 5.13, 5.14 e 5.15 mostram os valores de taxa de kerma obtidos em ambas as etapas e em seus respectivos períodos de amostragem ambiental, utilizando os detectores de LiF:Mg,Cu,P, conforme descrito no item 4.5.1.6.1, e o cintilômetro SPP2-NF, descrito no item 4.5.1.7, assim como a razão entre eles.

As medidas realizadas com o SPP2-NF, só puderam ser iniciadas no mês de maio de 2004, devido a indisponibilidade do mesmo anteriormente.

No caso, das medidas realizadas com TLD, para a determinação da incerteza foram considerados, de acordo com o item 4.5.1.9: a reprodutibilidade da dose, o fator de calibração, o desvanecimento a 50 °C e o fator de sensibilidade. Para as medidas realizadas com o cintilômetro SPP2-NF foi utilizada uma incerteza padrão combinada do tipo B de 21,2% [M.T.-SPP2-NF, 1969].

Para efeito de comparação com o TLD, as medidas realizadas com o cintilômetro após serem convertidas de taxas de contagens para taxa de exposição

[MT-SAPHYMO-SRAT, 1969] foram convertidas para taxa de kerma utilizando-se o fator de 0,876 [TAUHATA, 1999].

Para os pontos 26, 27 e 28, os valores obtidos com o cintilômetro SPP2-NF, conforme é descrito no item 4.5.1.7 resultaram do cálculo da média ponderada dos valores medidos, considerando-se como fator de ponderação, o número de horas de operação do ciclotron RDS-111, do ciclotron CV-28 e do Reator Argonauta, respectivamente, para cada valor.

O valor da radiação de fundo ambiental, medido com o cintilômetro SPP2-NF, assim como o obtido através do monitoramento com TLD, foram, respectivamente, $0,18 \pm 0,04 \mu\text{Gy/h}$ e $0,19 \pm 0,06 \mu\text{Gy/h}$.

TABELA 5.12 – Monitoramento ambiental no primeiro período da primeira etapa de amostragem.

Ponto de Amostragem	TLD 1 ($\mu\text{Gy/h}$)	SPP2-NF ($\mu\text{Gy/h}$)	SPP2/ TLD1
26 - Mastro da Bandeira	$0,13 \pm 0,04$	$0,17 \pm 0,04$	1,31
27 - Guarda do IEN	$0,19 \pm 0,06$	$0,18 \pm 0,04$	0,95
28 - Próximo Tanque de Efluentes da. DIRA	$0,12 \pm 0,02$	$0,13 \pm 0,03$	1,08

A figura 5.13 mostra os resultados obtidos no primeiro período da primeira etapa medidos com TLD e cintilômetro SPP2-NF. Os valores representados nesta figura indicam estar bem próximos, e na maioria dos casos, abaixo dos valores da radiação de fundo ambiental medidos com TLD. De acordo com os valores mostrados na tabela 5.12 a razão entre as respostas dos detectores apresentou uma variação máxima de 31%.

O ponto 26, dentre os demais, foi o que apresentou uma diferença maior entre as respostas dos detectores utilizados, devido à proximidade desse ponto, com o Reator Argonauta, o que, em especial durante os períodos operacionais, contribuiu de forma significativa para o aumento dessa diferença.

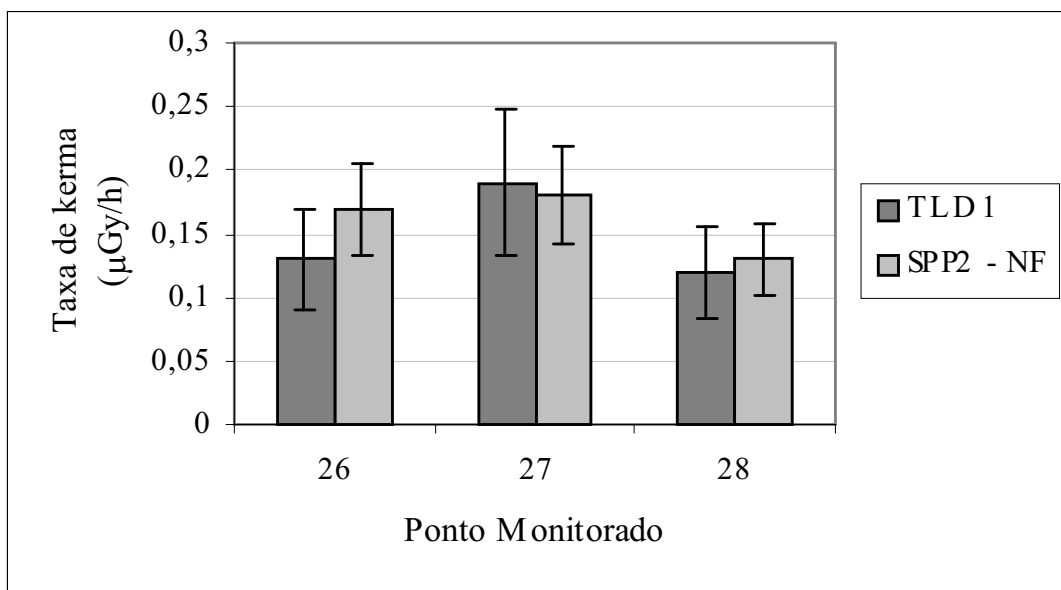


FIGURA 5.13 – Taxa de kerma médio medido com TLD, no primeiro período da primeira etapa de amostragem ambiental.

TABELA 5.13 – Monitoramento ambiental no segundo período da primeira etapa de amostragem.

Ponto de Amostragem	TLD 1 (µGy/h)	SPP2-NF (µGy/h)	SPP2/ TLD 1
26 - Mastro da Bandeira	0,14± 0,04	0,18± 0,04	1,29
27 - Guarda do IEN	0,22 ± 0,07	0,18± 0,04	0,82
28 – Próximo ao Tanque de Efluentes da. DIRA	0,13 ± 0,04	0,13± 0,03	1,00

A figura 5.14 mostra os resultados obtidos no segundo período da primeira etapa medidos com o cintilômetro SPP2-NF e com TLD. Os valores representados indicaram, da mesma forma que os referentes ao primeiro período, estar próximos aos valores devidos à radiação de fundo ambiental medidos. De acordo com os valores mostrados na tabela 5.13, analisando-se a razão entre as respostas do TLD e cintilômetro SPP2-NF, verificou-se a maior variação (29%) para o ponto 26; contudo, é preciso se ter em mente, que as medidas com dosímetros TL refletem valores médios, enquanto que as medidas com o cintilômetro são instantâneas, refletindo esses valores de dose, no momento da medida.

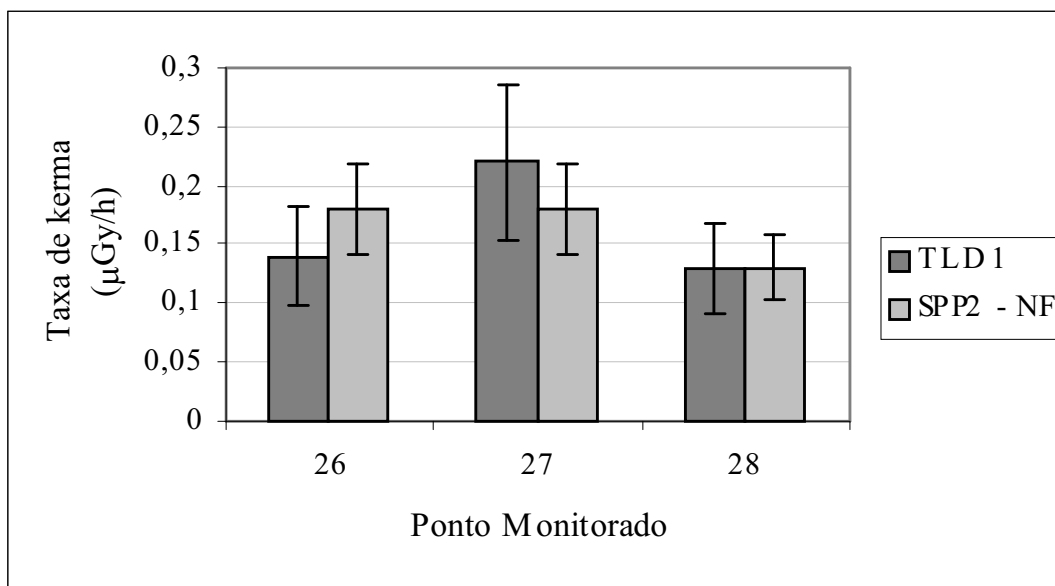


FIGURA 5.14 - Taxa de kerma médio medido com TLD no segundo período da primeira etapa de amostragem ambiental

TABELA 5.14 – Monitoramento ambiental no primeiro período da segunda etapa de amostragem.

Ponto de Amostragem	TLD 1 (µGy/h)	SPP2 -NF (µGy/h)	SPP2/ TLD1
29 - Muro da Química	0,18 ± 0,05	0,20± 0,04	1,11
30 - Em frente ao Galpão. do sódio	0,15 ± 0,05	0,14± 0,03	0,93
31 - Próximo Tanque Brigada de Incêndio	0,12± 0,04	0,14± 0,03	1,17
32 - Em frente a Dosimetria	0,12± 0,04	0,14± 0,03	1,17
33 - Próximo ao Restaurante do IEN	0,42 ± 0,13	0,46± 0,09	1,10

A figura 5.15 mostra os resultados obtidos no primeiro período da segunda etapa de amostragem com o cintilômetro SPP2-NF e com TLD. Com exceção do último ponto representado, ponto 33, os valores representados indicam estar bem próximos, e na maioria dos casos; considerando-se as incertezas das medidas, semelhantes ao valor da radiação de fundo ambiental medido com TLD ($0,19 \pm 0,06$ µGy/h). De acordo com os valores mostrados na tabela 5.14 a razão entre as respostas dos detectores variou entre 7% e 17%.

Devido sua localização, próxima ao Depósito de Rejeitos Radioativos do IEN, o ponto 33 apresentou a maior taxa de dose, superior ao dobro da radiação de fundo ambiental medida. Embora o valor encontrado com TLD neste ponto esteja abaixo do limite definido em norma [CNEN-NE-3.01, 1988] para área livre ($0,5$ µSv/h), causou

estranheza que o maior valor de taxa de dose ambiental fosse medido nas proximidades do Restaurante, local que deveria apresentar valores baixos de taxa de dose.

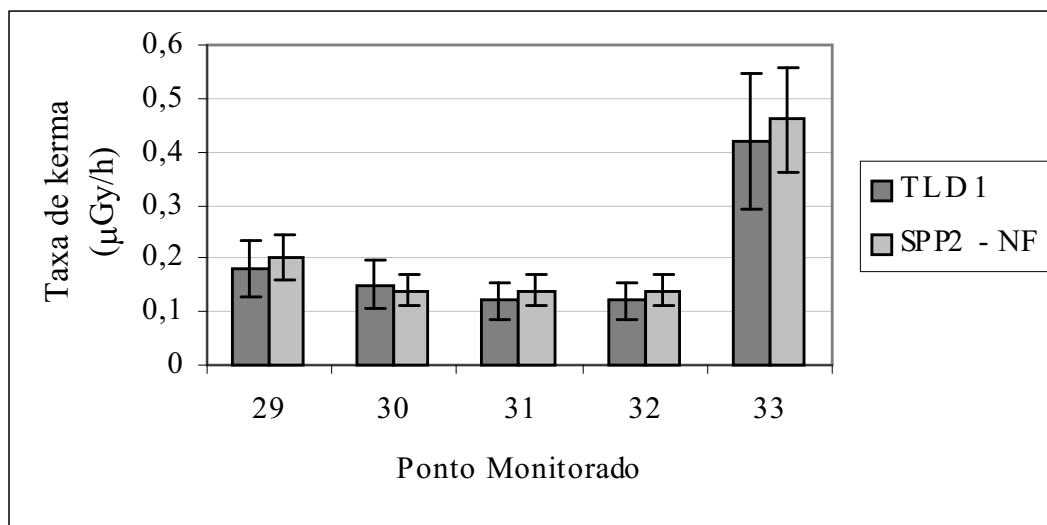


FIGURA 5.15 - Taxa de kerma médio medido com TLD no primeiro período da segunda etapa de amostragem ambiental

TABELA 5.15 – Monitoramento ambiental no segundo período da segunda etapa de amostragem.

Ponto de Amostragem	TLD1 (µGy/h)	SPP2-NF (µGy/h)	SPP2/ TLD1
29 - Muro da Química	0,18 ± 0,05	0,20 ± 0,04	1,11
30 - Em frente ao Galpão. do sódio	0,14 ± 0,04	0,14 ± 0,03	1,00
31 - Próximo Tanque Brigada de Incêndio	0,13 ± 0,04	0,14 ± 0,03	1,08
32 - Em frente a Dosimetria	0,13 ± 0,04	0,14 ± 0,03	1,08
33 - Próximo ao Restaurante do IEN	0,40 ± 0,12	0,46 ± 0,09	1,15

A figura 5.16 mostra os resultados obtidos no segundo período da segunda etapa de amostragem com o cintilômetro SPP2-NF e com TLD. Como no primeiro período de amostragem, com exceção do último ponto representado, ponto 33, os valores representados indicaram estar bem próximos, aos valores da radiação de fundo ambiental medidos com TLD. De acordo com os valores mostrados na tabela 5.15, a razão entre as respostas dos detectores variou entre 8% e 15%, desconsiderando-se as incertezas associadas.

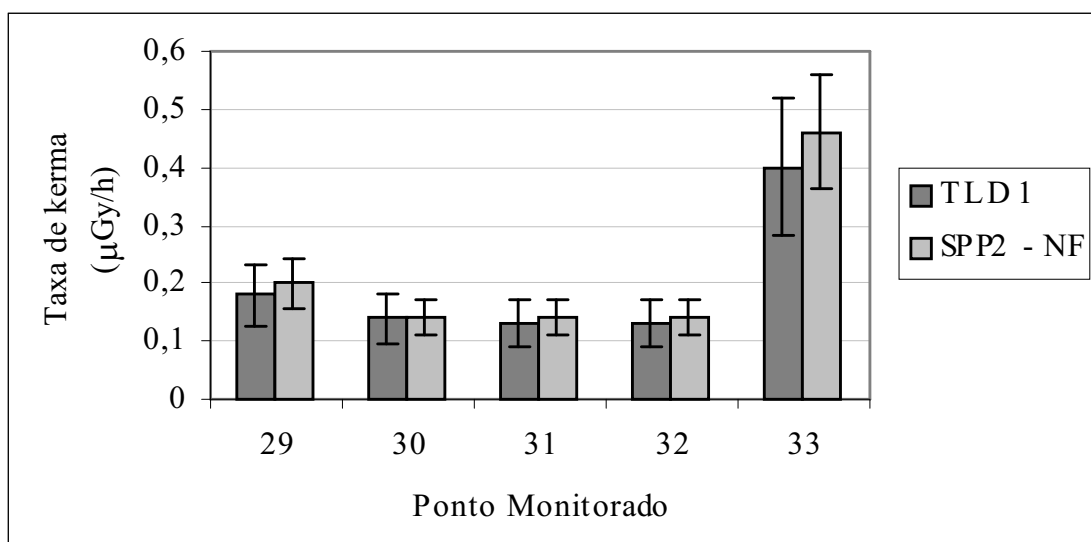


FIGURA 5.16 - Taxa de kerma médio medido com TLD no segundo período da segunda etapa de amostragem ambiental

Na tabela 5.16, são apresentados os valores médios de taxa de kerma encontrados por PERES, S. S. em 1994/1995 [PERES, S.S., 1999], após amostragem ambiental utilizando dosímetros formados por detectores de LiF:Mg,Ti e CaSO₄:Dy, em seis estações ambientais coincidentes com as utilizadas neste trabalho de tese; o valor médio de taxa de kerma obtido neste trabalho utilizando os detectores de LiF:Mg,Cu,P; e a razão entre esses resultados. Para facilitar a compreensão, o dosímetro de LiF:Mg,Cu,P utilizado neste trabalho foi denominado TLD1 e o utilizado por PERES, S.S. foi denominado TLD2.

A figura 5.17 apresenta a comparação entre os valores médios de taxa de kerma medidos em 2003, comparados aos obtidos por PERES,S.S..

TABELA 5.16 – Comparação de medidas realizadas com o TLD1 durante os períodos de amostragem ambiental. e o TLD2 [PERES, S.S., 1999].

Ponto de Amostragem	TLD1 ($\mu\text{Gy/h}$)	TLD2 ($\mu\text{Sv/h}$)	TLD2/TLD1
26 - Mastro da Bandeira	$0,14 \pm 0,04$	$0,14 \pm 0,01$	1,00
28 – Próx. Tanque Efluentes DIRA	$0,13 \pm 0,04$	$0,12 \pm 0,01$	0,92
29 - Muro da Química	$0,18 \pm 0,02$	$0,17 \pm 0,01$	0,94
30 - Em frente ao Galpão. do sódio	$0,15 \pm 0,05$	$0,14 \pm 0,01$	0,93
31 - Próx. Tanque Brig. de Incêndio	$0,14 \pm 0,04$	$0,12 \pm 0,01$	0,86
32 - Em frente a Dosimetria	$0,13 \pm 0,04$	$0,13 \pm 0,01$	1,00

Os resultados encontrados demonstraram excelente conformidade, em todos os pontos amostrados. A razão TLD2/TLD1 variou, no máximo, em 14%; entretanto, observou-se que essa variação foi verificada em apenas um ponto amostrado, pois, nos demais, a variação ficou entre 6 % e 8% podendo ser considerada desprezível, face às incertezas associadas às medidas fornecidas por ambos os dosímetros.

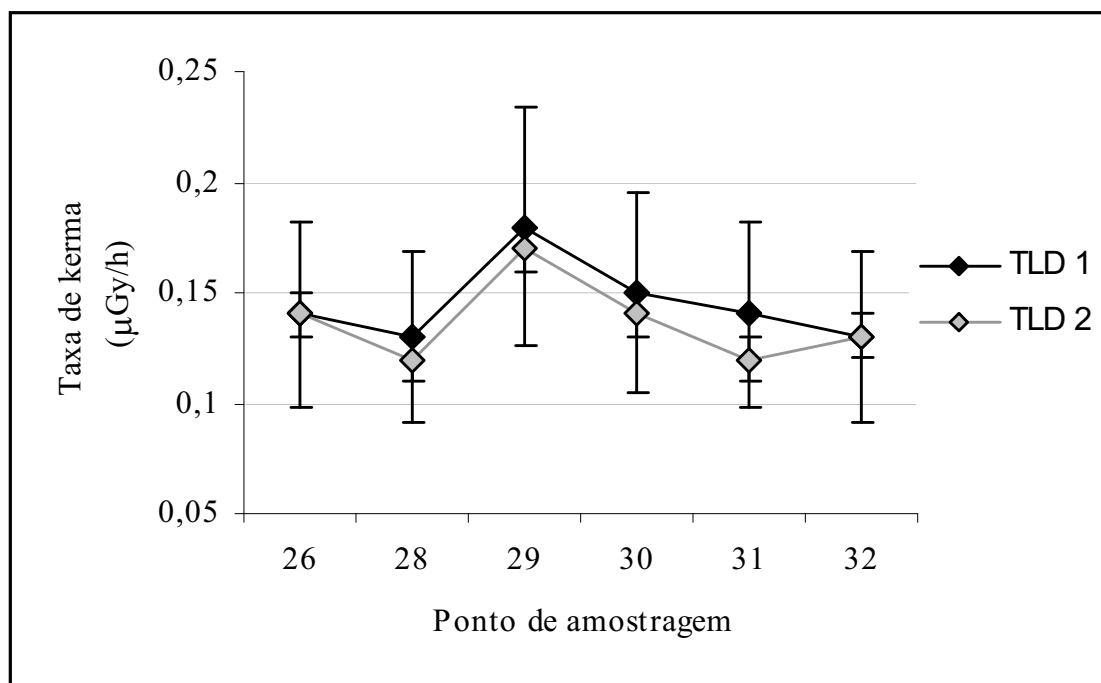


FIGURA 5.17 – Comparação entre os valores médios de taxa de kerma medidos com TLD1 e TLD2.

CAPÍTULO 6

CONCLUSÃO E SUGESTÕES

Ao término da caracterização do lote de detectores de LiF: Mg,Cu,P, concluiu-se que este apresentou uma boa homogeneidade, porém, como esperado, uma reprodutibilidade média baixa, para doses em nível de radiação de fundo, com tendência de melhora, para valores de dose superiores. Com o intuito de minimizar este inconveniente, as medidas em campos de radiação com baixa taxa de dose devem ser realizadas por períodos de exposição longos, de modo a permitir que o dosímetro integre uma dose bem acima da dose mínima detectável.

O valor da dose mínima detectável determinado foi de $10,88 \pm 0,94 \mu\text{Gy}$, e pode ser considerado alto, se comparado ao citado na literatura **[BICRON-NE]**, contudo, cabe ressaltar que na obtenção desse valor foram utilizados 3 δ , que garantem um nível de confiança de aproximadamente 99% no resultado, mas, por conseguinte, contribuem significativamente para essa divergência.

Os resultados obtidos para a estabilidade térmica da resposta do material não concordaram bem com os disponíveis na literatura **[MC KEEVER et al, 1995]**, embora não puderam ser totalmente conclusivos, em decorrência da incerteza considerável, associada a eles, da mesma ordem de grandeza dos valores que se desejava medir. Contudo, notou-se uma tendência nos resultados, apontando para um desvanecimento térmico da ordem de 9%, ao final de um período de armazenamento de 99 dias a 20° C, e de 15%, para um mesmo período de armazenamento a 50° C. Os detectores demonstraram ter uma dependência energética máxima de 23%, na faixa de energia entre 60 keV e a energia da radiação gama do ^{137}Cs . O que é concordante com os resultados citados na literatura existente sobre o material **[MC KEEVER et al, 1995]**.

Com relação aos valores de dose γ medidos com os detectores de LiF:Mg,Cu,P nas instalações do ciclotron RDS-111, pode-se afirmar, que o salão onde ele está localizado deve ser considerado uma área controlada, por apresentar, segundo a norma CNEN-NE-3.01, doses anuais superiores a 1 mSv, e adicionalmente, por serem desenvolvidas nesse local atividades envolvendo doses elevadas incompatíveis com os limites estabelecidos em norma **[CNEN-NE-3.01]** para indivíduos do público. Observou-se, ainda, que, no momento da transferência do ^{18}F , o valor médio de dose medido próximo à canaleta indica um aumento em torno de 270% desse valor, em

relação ao medido com o MIR 7026, durante a operação. Embora este fato tenha sido observado apenas nesse ponto e que não represente uma ameaça ao limite primário estabelecido em norma, sugere-se que, caso haja necessidade de permanência de trabalhadores neste local durante a operação do RDS-111, baseado no princípio ALARA, seja colocada sobre a canaleta uma blindagem de chumbo, de forma a garantir a redução da dose.

As taxas de dose encontradas, no segundo período de amostragem, nas instalações do RDS-111 demonstraram a necessidade de se implantar um procedimento de proteção radiológica durante o período destinado à manutenção, evitando o excesso de exposição dos trabalhadores envolvidos.

A espectrometria γ realizada durante o feixe para produção do ^{18}F revelou que o fotopico de maior predominância foi o de aniquilação (511 keV), resultante do efeito de produção de pares, ocorrido em consequência dos raios γ imediatos provenientes das reações nucleares (p,n) e (n, γ), espalhamento inelástico de prótons e nêutrons, espalhamento elástico (Raleigh), retroespalhamento dos fótons, e adicionalmente, em decorrência dos pósitrons resultantes do decaimento do ^{18}F . As energias médias ponderadas obtidas durante a produção do ^{18}F no período em que o RDS-111 estava desligado, mostram que os detectores utilizados efetuaram medidas dentro da faixa de energia em que suas respostas apresentam uma resposta energética praticamente constante.

Verificou-se através das leituras TL, que mesmo tratando-se de detectores bastante sensíveis [ALVES et al, 2001], o período inicial de 31 dias (primeiro período) de exposição dos dosímetros, durante os procedimentos de obtenção e expedição do FDG, não foi ideal, devido ao tempo curto (de 15 segundos a 40 minutos) de ocorrência dos eventos de interesse.

Durante a obtenção e expedição do FDG, observou-se ainda, que embora esses procedimentos envolvam em algumas etapas níveis elevados (da ordem de $1,23 \pm 0,25$ mGy/h) de taxa de dose, o baixo tempo de ocupação nos pontos monitorados reduz os valores de equivalente de dose ambiente, $H^*(10)$, para níveis inferiores ao limite estabelecido para profissionais ocupacionalmente expostos. Contudo, como este setor está em expansão, este monitoramento deve ser repetido com uma certa frequência, para a garantia da proteção radiológica dos trabalhadores envolvidos.

Nas instalações do Depósito de Rejeitos e adjacências, os valores de taxa de dose γ encontrados com TLD, nos 10 pontos monitorados, levando-se em conta o fator de ocupação atual, indicaram, que a dose anual máxima encontrada representou, apenas 4% do limite estabelecido em norma [CNEN NE-3.01, 1988] para trabalhador.

Cabe ressaltar que o valor de taxa de dose encontrado na parte externa da cerca do Depósito de Rejeitos, assim como a 3m, 6m e 9m de distância dele (Figura 4.5) foram superiores aos estabelecidos em norma [CNEN-NE-3.01, 1988] para área livre, o que sugere que toda essa área seja cercada e classificada como restrita e supervisionada.

Baseado nas medidas ambientais realizadas nos pontos coincidentes com os monitorados por PERES [PERES, 1999] no período de 1994 a 1995, concluiu-se que, atualmente, as instalações do ciclotron RDS-111 e do Depósito de Rejeitos Radioativos do Instituto de Engenharia Nuclear/CNEN não contribuem efetivamente para o aumento da taxa de kerma no ar, contudo verificou-se que a taxa de kerma obtida próximo ao Restaurante do IEN salienta a necessidade da utilização do novo Depósito de Rejeitos (em construção), cuja área mais ampla, possibilitará realizar um gerenciamento melhor dos rejeitos radioativos ali armazenados, contribuindo assim, para a redução da taxa de kerma atual. Outra medida, de grande importância para essa questão é a manutenção desse ponto de amostragem na rotina de monitoramento do IEN, tendo em vista a proximidade desse ponto com o Depósito de Rejeitos Radioativos e a frequência assídua das pessoas neste local.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ATTIX, F. H., 1986, **Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry**, John Wiley & Sons, Inc., New York, USA.

ALVES, J.G., Muñiz, J. M., Gómez Ros, J.M. et al, 2001, “Estudo dos detectores termoluminescentes LiF:Mg, Ti e LiF:Mg,Cu,P para baixas doses de radiação gama, **Radioproteção** (S. João da Talha), v.1. n.8/9, pp.51-69”.

ARAÚJO, G. S., 2003, **Estudo dos Níveis de Emissão do ^{222}Rn de alguns Materiais de Construção Civil e Áreas Públicas**, Tese de M.Sc., Engenharia Nuclear, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

ARCAL, 1999, Manual de Protocolos de Qualidade de Radiofármacos, Viena, Áustria.

BELLIDO, L.F., 2002, “Implantação do sistema de medidas e análise por espectrometria gama na Divisão de Segurança e Radioproteção” RT IEN 48, Rio de Janeiro, Brasil.

BICRON-NE, 1998, Publication No. DOSM-HU Part. No. M-26700).

BICRON, Radiation Measurement Products, 1999, Operator's Manual, model 5500 automatic TLD Reader. Publication no. 5500-0-0-0399-001. Saint Gobain Industrial Ceramics Corporation, OHIO, U.S.A..

BITELLI, R.D., OLIVEIRA, R., 2000, “Proteção Radiológica Ocupacional no Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo”, IN: **INAC 2002; International Nuclear Atlantic Conference 13. Brazilian National Meeting on Reactor Physics and Thermal Hydraulics 6. Brazilian National Meeting Nuclear Applications 2002**, (11-16 Aug 2002), [3080 p.] [4 p.], somente publicado em cd-rom.

BOHM, M., SCHARMANN, A, “Theory”. IN: A. SCHARMANN et M.OBERHOFER, **Applied Thermoluminescence Dosimetry**, Part. I, chapter 2, Italy, Commission of the European Communities by Adam Hilger Ltd, Bristol, 1981.

BRAI, M., PUCCIO, P., BARTOLOTTA, A. et al., 1994, “ Field Application of LiF:Mg,Cu,P (GR-200) and LiF:Mg,Ti (TLD-100) Thermoluminescent Materials in Environmental Dosimetry”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.55, n. 2, pp.107-111.

BUDZANOWSKI, M., BILSKI, P., BOTTER-JENSEN, L. et al., 1996, “Comparison of LiF:Mg,Cu,P (MCP-N, GR-200A) and α - Al₂O₃:C TL Detectors in Short-Term Measurements of Natural Radiation”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.66, nos. 1-4, pp.157-160.

BUSUOLI, G, “General Characteristics of TL Materials”. IN: A. SCHARMANN et M.OBERHOFER, **Applied Thermoluminescence Dosimetry**, Part. I, chapter 5, Italy, Commission of the European Communities by Adam Hilger ltd, Bristol, 1981.

CAI, G., GENG, K. et al, 1995, “ The Environmental Monitoring of the Natural Radiation Background in Antarctica with LiF:Mg,Cu:P TLD and X- γ Radiometry”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.60, no.3, pp. 259-262.

CASMIE, Comitê de Avaliação de Serviços de Monitoração Individual Externa, 1995, “ Desempenho de Sistemas de Monitoração Individual – Critérios e Condições”. Comissão Nacional de Energia Nuclear, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio de Janeiro, Brasil.

CHANDRA, R.,1976, “Radiopharmaceuticals”. IN: Henry Kimpton Publishers, **Introductory Physics of Nuclear Medicine**,chapter 5, Lea & Fegiber Filadélfia, Estados Unidos.

CNEN, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1988, “Diretrizes Básicas de Radioproteção”, CNEN-NE.3.01, Rio de Janeiro, Brasil.

CTI, 1997, “Radioisotope Delivery System RDS-111, **Technical Description**, pp. 18-19, Estados Unidos.

CTI, INCORPORATION, 2000, “ RDS-111-Operating Instructions” , parte number 9300060-00- Revision D.

DA ROSA, L.A.R., 2001, Dosimetria Termoluminescente Aplicada à Física Médica, Instituto de Radioproteção Dosimetria – CNEN, Rio de Janeiro.

DA ROSA, L.A.R., NETTE, H. P., 1988, Thermoluminescence Dosimeters for exposure Assesment in Gamma or X Radiation Fields with Unknown Spectral Distribution, **Applied Radiation and Isotopes**, 39 (3), pp. 191-197.

DE AZEVEDO, A C. P., 2003, Radioproteção em Serviço de Saúde, Escola Nacional de Saúde Pública - CESTEH e Programa de Radioproteção e Dosimetria - Coordenação de Fiscalização Sanitária – Secretaria de Estado de Saúde do Rio de Janeiro,.

DELGADO, A.,1996, “Recent Improvements in LiF:Mg,Ti and LiF:Mg,Cu,P Based Environmental Dosimetry”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.66, nos.1-4, pp. 129-134.

DELGADO, J. U., 2000, **Probabilidades de Emissão X e Gama Determinadas por Espectrometria em Regiões Complexas** Tese de D.Sc., Engenharia Nuclear, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

GERMAN, U., WEINSTEIN, M., BEN-SHACHAR, B. et al., 2001, “A Comparison of Different TLDs for Environmental Measuments”, **In: IRPA Regional Congress on Radiation Protection in Central Europe: Radiation Protection and Health Dubrovnik** (Croatia) 20-25 May.

GRECCO, C.H.S., 2001, **Resposta de Monitores de Radiação para a Grandeza Equivalente de Dose Ambiente, H*(10)**. Tese de M.Sc., Instituto Militar de Engenharia, IME, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

HOROWITZ,Y,1990, “ New Termoluminescent Materials”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.30, no.2, pp. 75-76.

IAEA, International Atomic Energy Agency, 1987, “Wokplace Monitoring”, Safety Series , Safety Guides, No. 84, Viena.

IAEA, International Atomic Energy Agency, 1999, “Assesment of Ocupational Exposure Due to External Sources of Radiation”, Safety Standards Series , Safety Guides, No. RS-G- 1.3, Viena.

IAEA, International Atomic Energy Agency, 2003, “Wokplace Monitoring”, Draft Safety report (a ser publicado), Viena.

IEC, International Eletrotechnical Commission, 1991, “Thermoluminescence Dosymetry Systems for Personal and Environmental Monitoring”, 1^a ed, CEI/IEC 1066, Genebra, Suíça.

ICRP, International Commission on Radiological Protection, 1977, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, , ICRP Publication 26, Pergamon Press, Oxford.

ICRP, International Commission on Radiological Protection, 1991, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Annals of ICRP21, n.1/3, ICRP Publication 60, Pergamon Press, Oxford.

ICRU, International Commission on Radiation Units and Measurements, 1980, Radiation quantities and units, ICRU Report 33, Bethesda, MD.

ICRU, International Commission on Radiation Units and Measurements, 1985, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Source, ICRU Report 39, Bethesda, MD.

ICRU, International Commission on Radiation Units and Measurements, 1993, Radiation Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, ICRU Report 51, Bethesda, MD.

ISO, International Organization for Standardization, 1997, X and Gamma reference Radiation for Calibration Dosemeters and Dose rate and for determining their response as a function of photon energy; calibration of area and personal dosemeters of their response as a function of energy and angle of incidence, ISO 4037 – 3.

INMETRO, 2003, **Guia para Expressão da Incerteza de Medição**, 3^aed., Brasil

KOCZYNSKI, A., BIERNACKA, M., CHEC, A., et al., 2001, “12 Years TLD Measurements of Background Gamma radiation in Poland”, **In: IRPA Regional Congress on Radiation Protection in Central Europe: Radiation Protection and Health Dubrovnik** (Croatia) 20-25 May.

KNOLL, G.F., 1989, **Radiation Detection and Measurement**, 2^aed, NY, John Wiley and Sons.

KROTILIKOVA, D., 2001, “TLD Territorial Radiation monitoring Network in the Czech Republic”, **In: In: IRPA Regional Congress on Radiation Protection in Central Europe: Radiation Protection and Health Dubrovnik** (Croatia) 20-25 May.

LOSANA, M.C., MAGNONI, M., RIGHINO, F., 2001, “Comparison of Different Methods for the Assessment of the Environmental Gamma Dose”, **Radiation Protection Dosimetry**, v. 97, n.4, pp.333-336.

LULIC, S., 2001, “Radioactive Control of Krsko Nuclear Power Plant Environment in the Year 2000”, **In: In: IRPA Regional Congress on Radiation Protection in Central Europe: Radiation Protection and Health Dubrovnik** (Croatia) 20-25 May.

MALETTA., P.G.M., 2003, **Caracterização de um Dosímetro em Termos do ‘Equivalente de Dose Ambiente, $H^*(10)$ ’ Para Monitoração de Campos de Radiação X e Gama**, Tese de M.Sc., Escola de Engenharia, Departamento de Engenharia Nuclear, Curso de Ciências e Técnicas Nucleares da Universidade Federal de Minas Gerais - UFMG, Minas Gerais, Brasil.

MALETTA., P.G.M., DA SILVA, T. A, 2003, “Desempenho de Dosímetros Ambientais nas Medidas de $H^*(10)$ em um Laboratório de Irradiação. Gama”. **Congresso Regional sobre Seguridad Radiológica y Nuclear – Em CD – Congresso Regional IRPA – LIMA, Peru, 9-13 Noviembre 2003.**

MARIN, A. V., 2003, **Desenvolvimento de um Sistema Dosimétrico Postal para Uso em Programas de Qualidade em Radioterapia com Feixes de Fótons em Condições**

de Não Referência, Tese de M.Sc., Instituto de Radioproteção e Dosimetria – IRD/CNEN- Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

MARTIN, NELSON, 1977, **“Introdução à Teoria da Eletricidade e do Magnetismo”**, Ed. Edgard Blucher Ltda, p.255, Brasil.

MAURICIO, C.L.P.,1993, **Noções de Dosimetria Termoluminescentes: Aplicação em Dosimetria Individual**. IRD/CNEN, Rio de Janeiro.

MAURICIO, C.L.P., 2001, Monitoração Individual Externa, Apostila de aula, Instituto de Radioproteção e Dosimetria/CNEN- Rio de Janeiro.

MAURICIO, C.L.P., MOURA JUNIOR, J., MARTINS, M.M.,et al., 2002, “Evolução da Monitoração Ambiental com TLD no IRD”. **In: 6^o Encontro de Aplicações Nucleares**, (CD-ROM), Rio de Janeiro.

McKEEVER, S. W. S., 1995, **“Thermoluminescence Dosimetry Materials: Properties and Uses”**, Ashford, England, Nuclear Technology Publishing.

MOHAMADAIN, K.E.M et al , 2001,“The Effect of the Thermal Annealing Procedure on LiF:Mg;Cu;P (TLD-100H) Detector TL Response Repeatability”. **In: VI Congresso Brasileiro de Física Médica**, (Proceedings em CD-ROM) Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

MOSCOVITCH, M., 1999, “Personnel Dosimetry Using LiF:Mg,Cu,P”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.85, nos. 1-4, pp.49-56.

MS-MIR, 1995, Manual de Serviço do Monitor Inteligente de Radiação, modelo 7026, IEN/CNEN.

MT-QUIMIS, 2002, Manual de Instruções da Estufa para Esterilização e Secagem, modelo Q317B, Quimis Aparelhos Científicos LTDA.

MT-SAPHYMO SRAT, 1969, Notice Technique, Scintillometre de Prospection, type SPP2NF, pp 1-4, Paris.

NAKAGIMA, T. et al, 1978, “Development of a New Highly Sensitive LiF Thermoluminescence Dosimeter and its Applications, **Nuclear Instruments Methods**, v.157, pp.155-162.

NAKAGIMA, T. et al, 1979, “Preparation and Dosimetric Properties of a Highly Sensitive LiF Thermoluminescent Dosimeter, **Health Physics**, v.36, pp.79-82.

OBERHOFER, M, 2000, Comunicação pessoal.

PERES, S.S., 1999, **Estimativa das Implicações Radiológicas Ambientais Resultantes da Operação do Instituto de Engenharia Nuclear na Ilha do Fundão no Rio de Janeiro**, Tese de M.Sc., Instituto de Biofísica Carlos Chagas Filho, Centro de Ciências da Saúde/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil.

PIESCH, E, 1981, “Application of TLD systems for enviromental monitoring”. IN: A. SCHARMANN et M.OBERHOFER, **Applied Thermoluminescence Dosimetry**, Part. II, chapter 11, Italy, Commission of the European Communities by Adam Hilger ltd, Bristol.

PROKIC, M., 1996, “A TLD System for Environmental Monitoring”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.66,nos. 1-4, pp. 153-156.

RANDALL, J. T., WILKINS, M.H.F., 1945, “Phosphorescence and Electron Traps”, In: Proceedings of Royal Society in London, A184, pp. 366-407.

REGULLA, D.F. et FILL, U. A., 1997, “Measurements with Chinese LiF:Mg;Cu;P(GR-200)TL Detectors using a Volume-type Oven”. **Applied Radiation and Isotopes**, v.48, n.1, pp.133-134.

SÁEZ-VERGARA, J.C., Romero, A.M., 1996, “ Measurement of Daily Environmental Radiation Doses Using Hipersensitive Thermoluminescence Materials”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.66, nos. 1-4, pp.167-172.

SÁEZ-VERGARA, J.C, 1999, “Practical Aspects on the Implementation of LiF:Mg,Cu,P in Routine Environmental Monitoring Programmes”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.85, nos.1-4, pp.237-244.

SÁEZ-VERGARA, J.C, 2000, Recent Developments of Passive and Active Detectores Used in the Monitoring of External Environmental Radiation”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.92,nos. 1-3, pp.83-88.

SCARPA, G, MOSCATI, M.,SORIANI, A., 1992, “Use of LiF:Mg,Cu,P in Environmental Gamma Dosimetry”, **Radiation Protection Dosimetry**, v.45, nos. 1-4, pp.119-121 Suppl.S.

SINDERMAN, J.E., 1992, “Detectores de Radiacion”, Instrumentacion Nuclear, capitulo 2, pp.61-62, Comission Nacional de Energia Atomica, Buenos Aires.

SCHARMANN, A, 1981 “ History”. IN: A. SCHARMANN et M.OBERHOFER, **Applied Thermoluminescence Dosimetry**, Part. I, chapter 1, Italy, Commission of the European Communities by Adam Hilger ltd, Bristol.

SILVA, L.P., 2004, **Avaliação da Exposição à Radiação dos Profissionais que Executam Procedimentos Intervencionistas em um Serviço de Hemodinâmica**, Tese de M.Sc., Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio de Janeiro, Brasil.

SIVAKUMAR, R., SELVASEKARAPANDIAN, S.,MUGUNTHAMANIKAND, N., et al., 2002a, “Natural **Indoor** Gamma Backgground in Coonoor Environment of South India”, **Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry**, v.252. n. 2, pp.413-419.

SIVAKUMAR, R., SELVASEKARAPANDIAN, S.,MUGUNTHAMANIKAND, N., et al., 2002b, “**Indoor** Gamma Dose Measurements in Gudalore (India) using TLD”, **Applied Radiation and Isotopes**, v.56, pp.883-889.

SOARES, C.M.A., 2003, Relatório de viagem, Irradiação de Filmes Dosimétricos para Calibração da 24º remessa, CDTN/CNEN, Belo Horizonte, Minas Gerais.

TAUHATA, L., Almeida, E. S., 1990, “Radiações Nucleares”, IRD/CNEN, Rio de Janeiro, Brasil.

TAUHATA, L. et al, 2002, “Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos”, IRD/CNEN, Rio de Janeiro, Brasil.

WU DA-KE et al, 1984, “ A High Sensitivity LiF Thermoluminescent Dosimeter – LiF (Mg,Cu,P), **Health Physics**, v.46, pp.1063.

ZARATE, M.A., BUENFIL, A.E., 1996, “Environmental Gamma Dose Measurements in Mexico City Using TLD”, **Health Physics**, v.71, n. 3, pp.358-361.

ZENG, X.S., ZENG, J.X., TAN, G.X. et al, 1996, “CaSO₄:Dy and LiF: Mg,Cu,P Thermoluminescent Dosimeters for Environmental Monitoring in Ambient Areas of a Nuclear Power Plant”, **Health Physics**, v. 70, n. 3, pp.367-371.