AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

Desenvolvimento de metodologia para a caracterização de fontes radioativas seladas

Robson de Jesus Ferreira

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

Orientador:
Prof. Dr. José Claudio Dellamano

São Paulo
2010

À minha esposa Tânia
e minha filha Beatriz.

Luzes que me guiam pelos caminhos da Harmonia, do AMOR e da Felicidade.

Agradecimentos

Primeiro e acima de tudo, a Deus, a quem não preciso solicitar explicações sobre os fatos da vida humana.

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, pela oportunidade na realização deste trabalho.

Ao Dr. Nilson Dias Vieira Júnior, superintendente do IPEN, pelo apoio à GRR, durante o desenvolvimento deste trabalho.

Ao gerente da Gerência de Rejeitos Radioativos - GRR, Dr. Julio Takehiro Marumo pelo apoio oferecido.

Ao Dr. José Claudio Dellamano pela orientação, apoio, mas principalmente pela paciência e amizade, qualidades que foram tão importantes durante o decorrer deste trabalho.

Ao Dr. Roberto Vicente, que inspirou parte importante na elaboração deste estudo.

À DIRF e todos seus colaboradores, que prontamente forneceram amostras de radiofármcos quando necessários, em especial ao seu Diretor M.Sc. Jair Mengatti e ao M.Sc. Carlos Zaparolli.

A um de meus grandes amigos, Dr. Vanderlei Ferreira, a quem agradeço muito pela amizade inabalável e a quem devo muito ao reaprender a alegria em pesquisar.

Ao meu grande amigo, Valdemir Torres de Oliveira, que várias vezes foi referência durante minha vida, pelo apoio, amizade ... mesmo à distância ... “dois irmãos não precisam possuir parentesco direto e nem o mesmo sangue nas veias”.

Ao amigo, Dr. Carlos Alberto Zeituni, a quem agradeço muito pela amizade, á alegria transmitida e sugestões dadas na conclusão deste trabalho.

À amiga Denise Minematsu, pela colaboração muito importante na aquisição de dados em relação às fontes de pára-raios radioativos e pela confiança, naqueles momentos da vida em que todos são postos à prova.

À equipe da GRR, que de uma forma ou de outra colaboraram durante o desenvolvimento deste trabalho, em especial o Sr. Hélcio Luiz Apostólico Júnior pela ajuda em compreender o sistema de identificação dos rejeitos radioativos,

utilizado pela GRR e ao Sr. Juscelino Martins de Oliveira, pelo auxílio durante os procedimentos de acesso às fontes radioativas seladas.

À equipe da Gerência de Radioproteção, pelo acompanhamento técnico e por estarem presentes durante os procedimentos experimentais, de tal forma a garantir e manter as condições de segurança exigidas durante a movimentação das fontes radioativas seladas, em especial aos técnicos Hélio Leôncio e Massao Kamonseki.

À minha família em especial à minha mãe e ao meu irmão Rogério, pois nem sempre puderam contar com minha presença em alguns compromissos durante o período em que me comprometi com este estudo.

Finalmente e não menos importante, a todos que de alguma forma participaram de minha vida nos últimos anos, simplesmente por participarem da minha história.

RESUMO

Fontes radioativas seladas são largamente empregadas no mundo. A Agência Internacional de Energia Atômica – AIEA estima em dezenas de milhões de fontes radioativas no mundo. No Brasil, este número é próximo de 500 mil unidades, considerando-se as fontes de pára-raios e detectores de fumaça. Uma fonte selada pode tornar-se desnecessária, seja devido ao seu decaimento ou outro motivo, sendo classificada como fontes radioativas seladas fora de uso (FRS). No Brasil, a maioria das FRS é considerada rejeito radioativo e são encaminhadas a um dos institutos da CNEN. Sem uma estratégia definida para a deposição das FRS, estas são armazenadas aguardando uma solução. A Gerência de Rejeitos Radioativos - GRR do IPEN-CNEN/SP é o principal centro de recepção desse material e até meados de 2010 havia recebido cerca de 14.000 fontes. O processo proposto para a gestão dessas FRS consiste em retirá-las de suas blindagens originais e transferi-las a outra blindagem, projetada para esse fim. As operações de transferência são realizadas em uma cela quente, garantindo a segurança radiológica. Uma das exigências da CNEN é que todas as fontes seladas sejam caracterizadas. No processo estudado, a avaliação da atividade de cada fonte será feita utilizando-se um detector, do tipo câmara de ionização tipo poço. O presente trabalho tem por objetivo desenvolver uma metodologia para aferir ou determinar a atividade de FRS armazenadas na GRR de acordo com sua geometria e determinar suas incertezas.

ABSTRACT

Sealed radioactive sources are widely used in many applications of nuclear technology in industry, medicine, research and others. The International Atomic Energy Agency (IAEA) estimates tens of millions sources in the world. In Brazil, the number is about 500 thousand sources, if the Americium-241 sources present in radioactive lightning rods and smoke detectors are included in the inventory. At the end of the useful life, most sources become disused, constitute a radioactive waste, and are then termed spent sealed radioactive sources (SSRS). In Brazil, this waste is collected by the research institutes of the Nuclear Commission of Nuclear Energy and kept under centralized storage, awaiting definition of the final disposal route. The Waste Management Laboratory (WML) at the Nuclear and Energy Research Institute is the main storage center, having received until July 2010 about 14.000 disused sources, not including the tens of thousands of lightning rod and smoke detector sources. A program is underway in the WML to replacing the original shielding by a standard disposal package and to determining the radioisotope content and activity of each one. The identification of the radionuclides and the measurement of activities will be carried out with a well type ionization chamber. The objective of the present dissertation is to evaluate the measurement methodology and determine its uncertainties.

SUMÁRIO

1 **INTRODUÇÃO** 14
2 **OBJETIVO** 18
3 **REVISÃO BIBLIOGRÁFICA** 19
4 **GRANDEZAS E UNIDADES** 26
4.1 Lei do decaimento radioativo 26
4.2 Tipos de decaimento radioativo 29
4.3 Radiação ionizante 30
4.4 Interações da radiação com a matéria 30
4.4.1 Ondas Eletromagnéticas 31
4.4.2 Partículas beta menos 35
4.5 Proteção básica contra radiação 35
5 **REJEITOS RADIOATIVOS** 37
6 **FONTES RADIOATIVAS SELADAS** 40
6.1 Ciclo de vida das fontes radioativas 45
6.2 Fontes Órfãs 47
6.3 Avaliação das condições de estanqueidade das FRS 48
6.3.1 Norma ISO 9978 48
6.3.2 Critério de aprovação da ISO 9978 50
6.3.3 Norma ISO 2919 50
7 **ATIVÍMETRO** 51
7.1 Processo de medida na câmara de ionização 52
7.2 Ativímetro CRC®-15BT 55
7.3 Efeito de blindagem 58
8 **ESTATÍSTICA** 59
8.1 Medidas de tendência central 59
8.2 Média aritmética 59
8.3 Desvio médio 60
8.4 Variância e desvio padrão 60
8.5 Modelos estatísticos 64
9 Metodologia 68

9.1 Seleção e identificação de modelos de blindagens e instrumentos.. 70
9.2 Acesso às FRS 76
9.3 Remoção das FRS e avaliação da similaridade entre modelos 76
9.4 Avaliação das condições de estanqueidade das FRS 80
9.5 Avaliação da sensibilidade da câmara de ionização para algumas geometrias de FRS e seus respectivos RN 83
9.6 Determinar os Coeficientes de Calibração (CC) e os Fatores de Ajuste (FA), para cada modelo de FRS e seus respectivos RN 91
9.7 Identificar as FRS por meio de imagens e planilhas, em um banco de dados apropriado (inventário da GRR) 93
9.8 Manter acesso a esse banco de dados na instalação de desmantelamento de FRS 94
9.9 Manter atualização do banco de dados, para o caso da transferência das FRS ao repositório nacional 94
10 **RESULTADOS E DISCUSSÕES** 95
10.1 Césio-137 97
10.2 Amerício-241 100
10.3 Pára-raios radioativos (Amerício-241) 102
10.4 Promécio-147 107
10.5 Cobalto-60 110
10.6 Kriptônio-85 112
11 **CONCLUSÕES** 115
12 **TRABALHOS FUTUROS** 117
13 **REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS** 119

LISTA DE FIGURAS

FIGURA 1: Cela quente utilizada para o desmantelamento de FRS 21
FIGURA 2: Típica curva de decaimento radioativo 28
FIGURA 3: Ilustração do efeito fotoelétrico 31
FIGURA 4: Ilustração do efeito Compton 32

FIGURA 5: Ilustração da produção de par 33
FIGURA 6: Importância relativa dos três principais processos de interação dos fótons com a matéria 34
FIGURA 7: Princípios básicos de proteção contra a radiação 36
FIGURA 8: Representação esquemática do poder de penetração das radiações na matéria 36
FIGURA 9: Exemplos de trifólios e identificações encontradas em fontes radioativas seladas 41
FIGURA 10: Exemplos de instrumentos fixos, montagem de fontes radioativas e instrumentos móveis 42
FIGURA 11: Exemplos de aplicações de fontes seladas 43
FIGURA 12: Exemplos de geometrias de fontes comerciais 44
FIGURA 13: Fluxograma do ciclo de vida das fontes radioativas seladas, desde sua produção, uso, disposição ou perda 46
FIGURA 14: Esquema básico de um ativímetro 52
FIGURA 15: Corrente de ionização como função da tensão aplicada aos eletrodos de uma câmara de ionização típica 53
FIGURA 16: Ativímetro CRC®-15BT 55
FIGURA 17: Curva representativa do intervalo de confiança de 95% 64
FIGURA 18: Representação gráfica da distribuição normal e a distribuição t de Student 66
FIGURA 19: Seqüência dos itens relacionados ao ativímetro CRC®-15BT 68
FIGURA 20: A blindagem número 1 repesenta os modelos FQG61 e o FQG62, a número 2 refere-se ao modelo QG2000 72
FIGURA 21: Modelo ASHF2 da Nuclear Australia 73
FIGURA 22: Modelos de blindagens (instrumentos) similares a esses, podem ser encontrados no depósito intermediário da GRR. 74
FIGURA 23: Blindagens de onde foram removidas as FRS, modelo CDC.P4 e detalhe dos suportes onde são mantidas durante seu ciclo de vida 75
FIGURA 24: Modelos de FRS, onde observam-se as similaridades entre os modelos, geralmente cilíndricos 77

FIGURA 25: Modelos de FRS em que podem ser admitidas similaridades 78
FIGURA 26: Comparação do modelo PHB.D1, fabricado pela AMERSHAM, com o similar da série NER para ^{85}Kr, fabricado pela Eckert & Ziegler 79
FIGURA 27: Seqüência do teste de esfregaço e sua contagem, com a utilização dos detectores de contaminação 82
FIGURA 28: Detectores de contaminação 83
FIGURA 29: Sensibilidade espacial de uma típica câmara de ionização, tipo poço 85
FIGURA 30: FRS de ^{60}Co e ^{137}Cs, utilizadas para avaliar a sensibilidade da câmara de ionização 87
FIGURA 31: Curva representativa da sensibilidade da câmara de ionização para ^{60}Co e sua função ajustada 87
FIGURA 32: Curva representativa da sensibilidade da câmara de ionização para ^{137}Cs e sua função ajustada 88
FIGURA 33: Curva representativa da sensibilidade da câmara de ionização para ^{241}Am e sua função ajustada 88
FIGURA 34: FRS contendo ^{241}Am, emissor $\alpha-\gamma$, com γ de baixa energia 89
FIGURA 35: Posicionamento da FRS, contendo ^{192}Ir, em relação ao eixo de simetria da câmara de ionização 90
FIGURA 36: Representação gráfica da sensibilidade e suas incertezas associadas, com a variação do posicionamento da FRS, em relação ao eixo de simetria da câmara de ionização 90
FIGURA 37: Medidas da atividade em função do CC, para a avaliação das incertezas para uma FRS conhecida 98
FIGURA38: Medidas das atividades em função do CC, para avaliação a das incertezas em um conjunto de FRS 98
FIGURA 39: Blindagem utilizada para transporte e armazenamento, durante sua vida útil na instalação industrial e FRS contendo ^{137}Cs 99
FIGURA 40: Alguns modelos de FRS contendo ^{241}Am 101

FIGURA 41: Remoção da blindagem do instrumento e seu posicionamento no poço da câmara de ionização 102
FIGURA 42: Distribuição dos valores de atividades das fontes de ^{241}Am de PRR, em intervalos de 2MBq 103
FIGURA 43: Fontes do modelo PHB.D1 contendo ^{147}Pm 109
FIGURA 44: Diferentes modelos de FRS contendo ^{147}Pm 109
FIGURA 45: Apresentação das similaridades entre os modelos AI, AB e o PHC.C1 da AMERSHAM 110
FIGURA 46: FRS contendo ^{60}Co 112
FIGURA 47: FRS contendo ^{85}Kr 114

LISTA DE TABELAS

Tabela 1: Fontes seladas, fora de uso e armazenadas na GRR 16
Tabela 2: Relação entre a energia do fóton incidente e o tipo de interação com a matéria 34
Tabela 3: Características de fontes utilizadas em diversas aplicações 38
Tabela 4: Seleção do método de ensaio de estanqueidade 49
Tabela 5: Correção a ser aplicada ao desvio padrão, de acordo com a quantidade de medidas 67
Tabela 6: Características dos modelos da Endress+Hauser, encontradas no depósito intermediário da GRR 71
Tabela 7: Apresentação da série ASHF, da Nuclear Australia, com suas respectivas atividades máximas para ^{137}Cs e ^{60}Co 72
Tabela 8: Medidas da atividade e suas respectivas incertezas para FRS contendo ^{241}Am, ^{60}Co, ^{137}Cs e ^{192}Ir, com 95% de nível de confiança 86
Tabela 9: Avaliação da incerteza combinada, em função da variação da posição relativa da FRS, mantido o valor de CC 96
Tabela 10: Valores de CC para FRS, contendo ^{137}Cs 97
Tabela 11: Valores de CC e FA para FRS de ^{241}Am 100

Tabela 12: Avaliação da atividade real das fontes de ^{241}Am, provenientes de pára-raios radioativos 104
Tabela 13: Avaliação da atividade dos conjuntos de fontes de PRR, contendo ^{241}Am 106
Tabela 14: Avaliação do posicionamento da FRS, contendo ^{147}Pm, modelo PHB.D1, no suporte tipo concha e sua influência no FA e na incerteza 107
Tabela 15: Avaliação dos CC e FA para FRS, contendo ^{147}Pm 108
Tabela 16: Avaliação dos CC e FA para outros modelos de FRS, contendo ^{147}Pm 109
Tabela 17: Valores de CC para FRS, contendo ^{60}Co 111
Tabela 18: Deslocamento do ponto de medida em um diâmetro da FRS, contendo ^{60}Co 112
Tabela 19: Avaliação de CC e FA para FRS, contendo ^{85}Kr 113

1 INTRODUÇÃO

A energia emitida por meio do processo de decaimento radioativo vem sendo utilizada, literalmente, para centenas de aplicações. Devido à variedade de isótopos radioativos, aos vários modos de decaimento (tipo de radiação emitida), e às faixas de energias associadas com esses vários isótopos, diversas aplicações para o uso desses radioisótopos foram desenvolvidas nas últimas décadas, seja na área médica, industrial ou outras.

Dentre os vários materiais radioativos utilizados, um destaque é dado aos materiais radioativos encapsulados, de modo a mantê-lo isolado sem o risco de liberação do mesmo ao meio ambiente. Esta é a descrição básica de uma fonte radioativa utilizada em várias aplicações.

Fonte radioativa selada (FRS), ou simplesmente fonte selada, é definida pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) como “material radioativo hermeticamente encapsulado de modo a evitar vazamentos e contato com o referido material, sob condições de aplicação específica” [1]. Sendo assim, somente a radiação emitida é utilizada e, portanto o risco devido à irradiação externa deve ser considerado, embora a possibilidade de contaminação, devido à ruptura do invólucro, não possa ser negligenciada.

As FRS são largamente empregadas na agricultura, indústria, medicina e em diversas áreas de pesquisas. A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) estima um número de dezenas de milhões de FRS no mundo [2]. No Brasil, este número é próximo de 500 mil unidades, considerando-se as fontes de pára-raios e detectores de fumaça [3].

Uma FRS pode tornar-se desnecessária, seja por substituição da técnica, seja devido ao seu decaimento, por mau funcionamento ou obsolescência, sendo então classificada como FRS fora de uso [4, 5]. A AIEA [2, 6] considera três possibilidades para essas fontes: o seu retorno aos fornecedores; a sua reutilização ou reciclagem; ou ainda, a gestão das mesmas como rejeitos radioativos.

No Brasil, apenas um número muito pequeno de contratos de aquisição de fontes seladas, são feitos considerando-se o retorno das FRS aos fornecedores. Em relação à reutilização ou reciclagem, a impossibilidade de garantia da integridade das fontes, a falta de padronização das fontes e das blindagens, os custos das instalações e a geração de rejeitos secundários são os principais fatores que dificultam essa alternativa de gestão.

No mundo, alguns fabricantes como a LEA-CERCA da francesa AREVA e a canadense MDS Nordion prevêem o retorno de suas FRS, como parte de parte do processo de comercialização [5]. Devido às dificuldades citadas anteriormente [7, 8] a maioria das fontes, têm como destino os depósitos intermediários de estocagem e/ou tratamento como rejeitos radioativos.

Desse modo, no Brasil, a maioria das FRS fora de uso é considerada rejeito radioativo e ao fim de sua vida útil são encaminhadas a um dos Institutos da CNEN.

A Gerência de Rejeitos Radioativos - GRR do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP é o principal centro de recepção de FRS fora de uso do Brasil e até meados de 2010 havia recebido cerca de 14.000 fontes [9], excluindo-se os detectores de fumaça e pára-raios, sendo que a maioria delas permanecem armazenadas nas instalações da GRR nas embalagens em que foram recebidas. A TAB. 1 apresenta parte do inventário e a quantidade de FRS fora de uso, armazenadas e mantidas pela GRR.

A GRR vem estudando um processo para o tratamento das FRS fora de uso armazenadas em suas instalações, visando atender aos requisitos mínimos exigidos para transporte e deposição, bem como reduzir o volume armazenado, de forma a contribuir para o estabelecimento de uma política para gestão de FRS fora de uso, a ser adotada no Brasil.

A proposta da GRR é que seja adotado o sistema de deposição tipo *borehole* [3], onde as FRS serão depositadas em poço geológico profundo, garantindo a otimização da segurança física e radiológica das mesmas, contribuindo de forma significativa contra a ação de grupos; mal intencionados ou não; na intrusão e acesso às mesmas, oferecendo seu isolamento em longo prazo [10].

TABELA 1: Fontes seladas fora de uso e armazenadas na GRR [9]

Radionuclídeo	Quantidade	Freqüência relativa (%)	Tipo de Emissão
^{192}Ir	4.234	30,7	β^-, γ
^{226}Ra	3.068	22,2	α, β^-, γ
^{137}Cs	1.925	13,9	β^-, γ
^{60}Co	1.850	13,4	β^-, γ
RN / Atividade Desconhecida (1)	1.406	10,2	α, β-, γ
^{210}Po	349	2,5	α, γ
^{85}Kr	200	1,4	β^-, γ
^{90}Sr	188	1,4	β^-
^{147}Pm	143	1,0	β^-, γ
^{241}Am	120	0,9	α, γ
^{63}Ni, ^{204}Tl, ^{244}Cm, ^{22}Na, ^{55}Fe, ^{109}Cd, ^{133}Ba e outras (2)	333	2,4	α, β^-, β^+ e γ
Total (3)	13.816	100	α, β^-, β^+ e γ

(1) – FRS sem valores de atividade original, data de fabricação e/ou radionuclídeo presente, em alguns casos, FRS órfãs.
(2) – Estão incluídas, neste item, FRS que aparecem agrupadas em número reduzido no inventário e/ou têm períodos de semi-desintegração semelhantes.
(3) – Estão excluídas deste total as fontes provenientes de pára-raios radioativos e detectores de fumaça.

A deposição final de FRS fora de uso, em alguns países, é feita em poços revestidos de metal e concreto [11]. Em outros países, algumas fontes são aceitas para deposição em repositórios de superfície e outras aguardam outra solução, de acordo com suas características [12, 13]. No Brasil, a CNEN exige que todos os rejeitos radioativos sejam caracterizados, incluindo-se as fontes seladas [14, 15, 16], porém ainda não há definição sobre a estratégia a ser

utilizada para a deposição das FRS fora de uso e todas elas permanecem armazenadas no aguardo de uma definição.

Após o estabelecimento da metodologia para cada geometria (por meio de imagens e planilhas), será possível uma avaliação prática e rápida da atividade das fontes [17, 18] de modo a minimizar o tempo de sua exposição e, por conseguinte as doses envolvidas em seu manuseio, atendendo assim ao princípio da otimização de dose (ALARA - *As Low As Reasonably Achievable - Tão Baixas Quanto Razoavelmente Exeqüível*).

Será possível, ainda, gerar um inventário com a caracterização das FRS fora de uso; ou seja; será possível rastreá-las desde sua origem (fabricante e/ou usuário), recebimento na GRR, estimativa da atividade num determinado período, remoção de sua blindagem para a padrão e for fim, sua condição ou identificação em um repositório, onde serão mantidas de forma segura e com todas as informações pertinentes à gestão desses rejeitos.

Nos próximos capítulos, o termo FRS será utilizado para se referir, às fontes radioativas seladas fora de uso, que são os objetos de estudo deste trabalho.

2 OBJETIVO

O presente trabalho tem por objetivo desenvolver uma metodologia para aferir ou estimar a atividade de FRS armazenadas na GRR de acordo com sua geometria e radionuclídeo (RN) em questão.

3 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

A preocupação em torno das fontes radioativas seladas fora de uso (FRS) advém do seu uso global, tendo esta preocupação aumentada após os ataques terroristas de 2001 e o crescimento do número de países a utilizar esta tecnologia em várias atividades econômicas. Fóruns internacionais e a opinião pública pressionam o debate sobre a prevenção e planejamento do devido tratamento e disposição dos rejeitos radioativos há algum tempo.

A AIEA e vários países com seus respectivos organismos reguladores, reconhecendo a dimensão do problema, buscam desenvolver soluções para a deposição segura e imediata das fontes descartadas como rejeito radioativo [20, 21, 22, 23, 24].

Em termos mundiais a expansão do uso de fontes radioativas seladas na indústria torna-se relevante com a expansão das economias emergentes, por exemplo, os países formadores do BRIC (Brasil, Rússia, Índia e China), em especial na China.

A AIEA recomenda que países que fazem uso de fontes radioativas seladas, fornecidas por outrem, permitam sob o amparo de suas leis nacionais, o retorno das FRS aos seus países de origem e, a princípio, mais capacitados a gerenciá-las com segurança [25].

No Brasil ocorreu uma pequena estagnação no mercado de produção dessas fontes na virada do século, porém cresce a utilização na medicina com a ampliação dos serviços especializados em aplicações nucleares em tratamento e diagnósticos [3]. Há um grande parque instalado onde se utilizam fontes e após a crise financeira ocorrida entre 2008 ao final de 2009, este mercado vem sofrendo acentuada elevação e reconhecimento de sua importância, tal como apresentado em sites especializados em serviços de radiologia industrial, como também em livros e revistas especializadas no tema de energia nuclear [26, 27].

Algumas normas nacionais relacionam-se com a área de gerência de rejeitos radioativos, nas quais se observam regulamentos e controles adotados pelo Brasil, de acordo com os princípios que devem assegurar as boas práticas

no uso da tecnologia nuclear, definidas em âmbito internacional e nacional. Entre as normas nacionais citadas, algumas são apresentadas a seguir:

- CNEN NE – 1.04 – Licenciamento de Instalações Nucleares, de dezembro de 2002. Estabelece o processo de licenciamento de instalações nucleares aplicado às atividades relacionadas com a localização, a construção e a operação de tais instalações;
- CNEN NN - 3.01 - Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica, de janeiro de 2005. Estabelece os requisitos básicos de proteção radiológica das pessoas em relação à exposição à radiação ionizante;
- CNEN NE - 4.01 - Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Instalações Minero-Industriais, de janeiro de 2005. Estabelece os requisitos de segurança e proteção radiológica de instalações mínero-industriais que manipulam, processam, bem como armazenam minérios, matérias-primas, estéreis, resíduos, escórias e rejeitos contendo radionuclídeos das séries naturais do urânio e tório;
- CNEN NE - 6.02 - Licenciamento de Instalações Radiativas [60]. Estabelece o processo relativo ao licenciamento de instalações radiativas;
- CNEN NE - 6.05 – Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas [15]. Estabelece critérios gerais e requisitos básicos relativos à gerência de rejeitos radioativos.

A Gerência de Rejeitos Radioativos - GRR do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP, sendo o maior centro de recepção de FRS no Brasil, vem participando e elaborando um processo para a caracterização desta classe de rejeitos, bem como um modelo de repositório a ser implementado a esta classe de rejeitos. A proposta da GRR consiste em retirar as FRS de suas blindagens originais e transferi-las para um tipo de blindagem padrão [3], projetadas exclusivamente para esse fim.

As operações de abertura dos mecanismos de segurança são realizadas em bancada e a operação de transferência é feita em uma cela quente, apresentada na FIG. 1, para garantir a segurança radiológica dos trabalhadores.

Será possível uma avaliação prática e rápida da atividade das fontes [17], de modo a minimizar o tempo de sua exposição e, por conseguinte as doses

envolvidas em seu manuseio, atendendo assim ao princípio do otimização (ALARA - *As Low As Reasonably Achievable* – Tão Baixa Quanto Razoavelmente Exeqüível).

O processo também contempla a possibilidade de recuperação desses rejeitos radioativos antes que sejam enviadas a um repositório [28, 29]. Nesse caso, as FRS serão transferidas para a blindagem padrão, que poderá ser utilizada tanto para o armazenamento intermediário como para a deposição final, qualquer que seja o tipo de repositório selecionado.

A política de gestão dos rejeitos ainda está indefinida, não sendo possível saber qual será a duração do período de controle institucional do repositório prevista no país.

FIGURA 1: Cela quente utilizada para o desmantelamento de FRS

Devido à exigência da CNEN, de que todos os rejeitos radioativos sejam caracterizados, incluindo-se as fontes seladas [14, 15, 16], a GRR tem estudado um processo para estimar a atividade de cada fonte e isso será feito durante a operação de transferência entre a blindagem original e a padrão; no interior de

uma cela quente; utilizando-se um detector do tipo câmara de ionização, denominado comercialmente como calibrador de dose, comumente utilizado nos serviços de medicina nuclear (SMN).

A norma CNEN que estabelece os requisitos de radioproteção e segurança para os serviços de medicina nuclear [16] adota o termo curiômetro (baseada no curie (Ci), unidade anteriormente empregada) para definir o instrumento destinado a medir a atividade de radionuclídeos utilizados nos SMN, embora o termo mais usado comercialmente e na área médica seja calibrador de dose. Este termo "dose" se refere à dose farmacêutica, isto é, a quantidade prescrita de uma substância a ser administrada para propósitos médicos. Este termo pode ser mal interpretado como dose absorvida ou dose equivalente, que são grandezas radiológicas também aplicáveis ao uso de radionuclídeos em medicina nuclear.

Em alguns países, como a França introduziu-se o nome "*activimètre*" termo que utiliza as palavras gregas, *metron* (que indica medida ou instrumento de medida) e o *actus* (que indica maneira ou modo de agir, atividade ou ação) [30], que traduzindo para o espanhol pode ser adaptado para "*activimetro*". Na Argentina o termo adotado foi "*calibrador de actividad* ou *dosis*", mas já utilizam o termo adaptado do francês *activímetro* em equipamentos utilizados nos SMN [31], enquanto na República Tcheca já se faz alusão ao termo activimeter [32], indicando uma tendência ao termo adotado neste trabalho.

Neste trabalho o termo adotado, em português, será "ativímetro", seguindo inclusive a recente tendência nacional [33, 34].

Os ativímetros disponíveis no mercado visam atender, principalmente, à área da saúde e são utilizados rotineiramente em SMN, como ferramenta de aferição e controle de qualidade. Esses detectores são calibrados para geometrias e para radionuclídeos específicos desses serviços e, embora haja variações nos resultados de medida, em função da sensibilidade espacial da câmara tipo poço, em relação à posição da fonte [35, 36, 37], os desvios e incertezas envolvidos são aceitáveis para essa aplicação [38, 39, 40, 41, 42].

O equipamento disponível para o desenvolvimento deste trabalho é um ativímetro modelo CRC®-15BT, da Capintec, empresa que mantém cerca de 60% dos ativímetros em uso no Brasil pelos SMN [37].

A medicina foi a área pioneira na aplicação das radiações ionizantes, logo após a descoberta dos raios-X e pode-se dizer que a evolução desta área está associada à própria evolução da tecnologia nuclear.

O desenvolvimento inicial da medicina nuclear, por volta de 1940, era baseado no uso de radioisótopos do Iodo para pesquisas e tratamentos de pacientes com problemas de tireóide. Em pouco tempo o isótopo ^{131}I, passou a ser o principal radionuclídeo nas pesquisas e tratamento. Com número atômico 53, o Iodo é o elemento mais pesado e necessário no metabolismo humano. A inclusão de um radioisótopo neste processo permite que seja feita a monitoração, permitindo o acompanhamento da distribuição pelo corpo e finalmente avaliar e diagnosticar possíveis doenças.

A medicina nuclear é uma especialidade multidisciplinar que se ocupa das técnicas de diagnóstico e terapia, onde se combina física, química, computação e medicina na utilização de pequenas quantidades de materiais radioativos, ou radiofármacos para diagnosticar ou tratar doenças. As primeiras utilizações médicas da radioatividade foram principalmente voltadas para tratamentos.

Todos os radioisótopos utilizados na medicina nuclear e na indústria, são produzidos artificialmente por irradiação de um elemento adequado em um reator nuclear, ou em um acelerador de partículas, em geral o material do alvo é um isótopo enriquecido o que confere ao produto final uma concentração maior do radionuclídeo produto. Assim pode-se obter um mínimo de impurezas geradas no processo.

Como parte do processo, a quantidade de material radioativo produzido é determinada por meio de um ativímetro [43], que consiste basicamente de uma câmara de ionização do tipo poço e de um eletrômetro com mostrador digital que permite uma leitura direta em unidades de atividade (múltiplos ou submúltiplos da unidade no SI, becquerel (Bq), ou da unidade anteriormente utilizada, o curie(Ci)).

Uma vez que os ativímetros são utilizados para determinar a atividade do radionuclídeo administrado ao paciente num exame específico, é de vital importância que esteja em perfeito funcionamento e seja regularmente calibrado.

A CNEN, que é o organismo regulador nacional, exige que sejam efetuados testes de controle da qualidade, alguns devem ser realizados diariamente, enquanto outros são indicados trimestralmente ou anualmente, tais como a

exatidão e a precisão, a reprodutibilidade e a linearidade de resposta [16, 37, 38, 44, 45].

Os primeiros ativímetros para aplicações de medicina nuclear foram descritos e testados por Sinclair& Newbery [46], Bullen [47] e Sinclair et al. [48], que apresentaram coeficientes de calibração para soluções de radioisótopos e vários detalhes dos instrumentos usados. São descritos testes de linearidade e de diferentes geometrias.

Os detalhes técnicos dos equipamentos atuais são descritos nos manuais técnicos dos fabricantes.

Vários autores apresentam detalhes com relação às condições de medidas, tais como variações encontradas nas medidas da atividade em função das dimensões e do material da amostra e de sua posição no poço da câmara [37, 49, 50]. As condições de medida com ativímetros também são o assunto ou fazem parte de várias normas, guias para garantia da qualidade e recomendações nacionais e internacionais [16, 37, 38, 51, 52, 53].

Um ativímetro versátil, confiável, com alta estabilidade a curto e longo prazos e com medidas sob uma larga faixa de atividade é pré-requisito para a segurança e confiabilidade no SMN.

É possível utilizar os ativímetros para uma série de outros radionuclídeos e também para outras geometrias [54], entretanto, nesses casos é necessária a avaliação de sua sensibilidade e calibração prévia. É o caso das FRS armazenadas na GRR.

É importante ressaltar que a atividade e a geometria das FRS são bastante variadas e pode ser necessário o desenvolvimento de suportes específicos (porta-fonte) para alguns modelos de fontes seladas.

O desenvolvimento dessa metodologia para caracterização radiológica dos diversos tipos de FRS, recebidas como rejeito radioativo e armazenadas na GRR do IPEN-CNEN/SP, irá atender às exigências referentes ao inventário radioisotópico para deposição final.

Esta metodologia deverá permitir uma avaliação prática e rápida da atividade das fontes [17], de modo a minimizar o tempo de exposição das fontes e, por conseguinte as doses envolvidas em seu manuseio. Prevê-se também uma redução significativa do volume a ser gerenciado, resultando numa possível diminuição dos custos envolvidos na gestão dessa classe de rejeitos radioativos.

Deverá também, estar em acordo com o guia de boas práticas estabelecidas para esse tipo de equipamento [36], de modo a manter sempre que possível, os valores das incertezas das medidas, inferiores a 5% [16].

A metodologia desenvolvida poderá ser utilizada pela GRR como rotina de caracterização, durante as operações de remoção das fontes seladas de suas respectivas blindagens, bem como por outras instituições que desenvolvam as mesmas atividades.

4 GRANDEZAS E UNIDADES

Por ser de tratar de parte fundamental para a compreensão do tema abordado neste trabalho, será feita a apresentação de algumas grandezas e sua relação com o objeto deste estudo, principalmente no que tange a grandeza atividade do radionuclídeo e o decaimento radioativo.

Dependendo da energia contida dentro do núcleo do átomo, este núcleo pode ser instável. Isto significa que ocorrerá espontaneamente uma transformação neste núcleo de forma que o excesso de energia seja removido e o núcleo se estabilize. Dá-se o nome de desintegração a este processo e o excesso de energia é, em geral, liberado pela emissão de um ou mais tipos de radiação. Na maioria das vezes também, o elemento químico do átomo resultante do processo de desintegração é diferente do elemento químico original, ocorrendo a transmutação de um elemento em outro. O nuclídeo que se desintegra é chamado nuclídeo pai; o nuclídeo resultante da desintegração é chamado nuclídeo filho, o nuclídeo filho pode ou não ser estável.

4.1 Lei do decaimento radioativo

Considerando-se uma amostra constituída de um único radioisótopo, podem-se fazer as considerações que se seguem [55]:

- O decaimento radioativo de um núcleo é um processo aleatório, tendo uma determinada probabilidade de ocorrer dentro de um dado intervalo de tempo. À medida que o intervalo de tempo cresce, aumenta a probabilidade de que ocorra a desintegração.
- Cada radionuclídeo tem uma probabilidade própria de desintegrar-se por unidade de tempo. Decorre deste fato que, para uma grande quantidade de núcleos de um mesmo radionuclídeo, uma fração sofre a desintegração a cada intervalo de tempo. Esta fração é específica para

cada radionuclídeo e é chamada constante de decaimento, representada pela letra grega λ (lambda).

Dessa forma, a lei do decaimento radioativo demonstra que a quantidade de substância radioativa que decai por unidade de tempo é proporcional à quantidade inicialmente existente.

A atividade (A) de um radioisótopo é então definida como sua taxa de decaimento e é expressa pela lei fundamental do decaimento radioativo. Assim, o número de desintegração por segundo é proporcional à quantidade de núcleos presente na amostra

$$dN/dt = -\lambda \cdot N \qquad (1)$$

O número negativo indica a condição de que parte da amostra de radioisótopo é reduzida, ou o seu “desaparecimento”.

Integrando-se a equação 1, para N_o núcleos no instante inicial, obtém-se

$$N = N_o \cdot e^{-\lambda \cdot t} \qquad (2)$$

Se a atividade indica a quantidade de núcleos que se desintegra por unidade de tempo, então

$$A = -\lambda \cdot N \qquad (3)$$

e a equação 2 pode ser expressa por

$$A = A_o \cdot e^{-\lambda \cdot t} \qquad (4)$$

sendo A_o a atividade no instante inicial.

Demonstrando assim, que a atividade diminui com o tempo de forma exponencial; ou seja; para que A tenda a zero, decorre um tempo infinito, isso é apresentado na FIG. 2.

Na prática, após certo tempo, que depende da meia-vida de cada RN, a atividade fica tão pequena que pode ser considerada nula, ou pode ser considerado isento de controle regulatório.

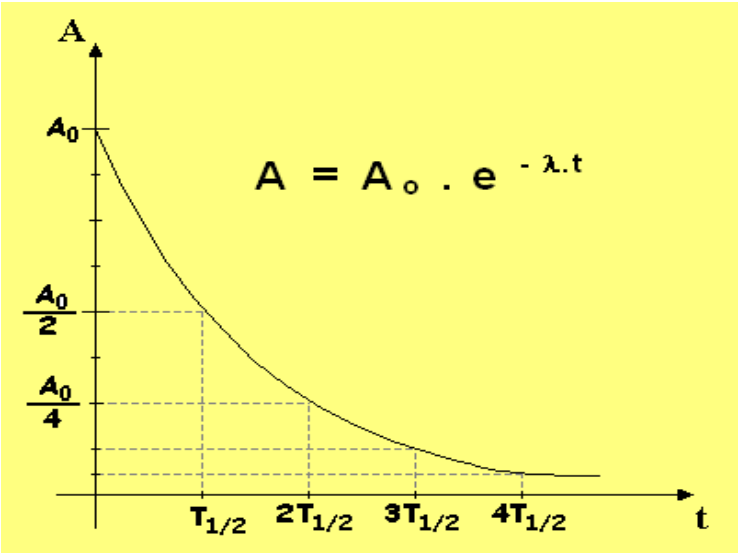


FIGURA 2: Típica curva de decaimento radioativo

Um parâmetro muito usado para caracterizar os radionuclídeos é a meia-vida ($T_{1/2}$), que corresponde ao tempo que leva para a atividade de um radionuclídeo diminuir para metade do valor inicial.

Usando a equação 4 e sendo $A = A_o / 2$, obtém-se o valor de $T_{1/2}$:

$$e^{-\lambda . T_{1/2}} = 2 \qquad (5).$$

Portanto,

$$T_{1/2} = \ln 2 / \lambda \qquad (6).$$

Inicialmente, o padrão para a grandeza "atividade" foi definido como sendo o número de desintegrações por segundo que sofre uma amostra de 1 (um) grama de ^{226}Ra. A este padrão foi associada uma unidade de atividade com o nome de curie (Ci) e que corresponde a $3{,}7 \times 10^{10}$ desintegrações por segundo.

Embora largamente utilizada em todo o mundo, o curie (Ci) vem sendo substituído pelo becquerel (Bq), unidade adotada em 1975 em um encontro da Conferência Geral de Pesos e Medidas (*General Conference of Weights and Measures*), onde:

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ desintegração/s} \qquad (7).$$

Assim, a atividade de 1 Ci é a quantidade de material radioativo em que ocorrem $3{,}7 \cdot 10^{10}$ desintegrações por segundo, isto e,

$$1 \text{ Ci} = 3{,}7.10^{10} \text{ desintegrações/s} = 3{,}7.10^{10} = 37 \text{ GBq } (10^9 = \text{GigaBequerel}) \qquad (8).$$

4.2 Tipos de decaimento radioativo

Podem ser citados os seguintes tipos de decaimento radioativo [56]:

1. Decaimento α: o núcleo pai instável de um átomo decai nos nuclídeos filhos por meio de emissão de um núcleo de He (partícula α).
2. Captura eletrônica (CE): o núcleo do átomo captura um de seus próprios elétrons orbitais carregados negativamente, normalmente da camada K, e um neutrino (ν) é emitido.
3. Decaimento β^-: um elétron carregado negativamente (partícula β^-) e um neutrino são emitidos pelo núcleo.
4. Decaimento β^+: O núcleo emite um pósitron (partícula β^+) e um neutrino (ν). O pósitron possui todas as características de um elétron, porém sua carga é positiva.
5. Decaimento γ: são os fótons (radiação eletromagnética) e são emitidos pelo núcleo, quando estes efetuam transições de estados excitados para outros de energia mais baixa.

A emissão dos fótons está associada com a maioria dos decaimentos radioativos, ou seja, a maioria das emissões podem ser detectadas por meio da interação dos fótons com a matéria. Esse fenômeno é observado em todos os decaimentos por emissão de partícula α, também ocorre na captura eletrônica,

onde os fótons são emitidos, e muitos dos radionuclídeos que decaem por emissão β^- ou β^+ também emitem fótons de desexcitação.

4.3 Radiação ionizante

As forças que atuam nas partículas do núcleo são: a força coulombiana (prótons repelem prótons), a força gravitacional (partículas atraem partículas) e a força nuclear, também atrativa. Um núcleo é instável quando possui certo número de prótons e certo número de nêutrons que altere as relações entre essas forças.

Existem dois tipos de instabilidade: por excesso de prótons e por excesso de nêutrons. O núcleo instável é também chamado de radioativo, pois é capaz de emitir radiação até atingir estabilidade. Assim, temos os isótopos estáveis e os radioisótopos.

Um núcleo instável por excesso de prótons, tende a atingir a estabilidade com a emissão de uma partícula ou captura de elétron(s) (CE). Um núcleo instável por excesso de nêutrons pode sofrer a emissão de uma partícula ou de nêutrons (n). Essas transformações nucleares são acompanhadas de liberação de energia, sendo, freqüente a emissão de radiação γ que, constitui-se de onda eletromagnética [56].

Toda reação envolve certa quantidade de energia; massa é transformada em energia e vice-versa. As reações espontâneas são aquelas onde há energia liberada. Esse excesso de energia liberada nas reações, é consumida sob a forma de energia cinética do núcleo resultante, energia cinética da partícula emitida e ainda com a emissão de demais partículas ou radiação eletromagnética.

4.4 Interações da radiação com a matéria

Existem diversos mecanismos de interações da radiação com a matéria que obedecem às leis de conservação da energia e dentre eles, alguns se mostram fundamentais. Os tipos de radiação de maior interesse, neste estudo, são a radiação por emissão de fótons (ondas eletromagnéticas - emissores gama)

e a emissão de partículas leves carregadas (partículas beta menos (β^-) ou elétrons).

4.4.1 Ondas eletromagnéticas

As ondas eletromagnéticas são consideravelmente mais penetrantes do que as partículas radioativas de mesma energia (E). Não possuindo nem carga elétrica e nem massa de repouso, a radiação não é desviada por campos elétricos ou magnéticos. No entanto são dotadas de elevada energia e por isso o seu poder de penetração no meio absorvente é grande (vários centímetros em aço, concreto, etc.), entretanto o poder de ionização é bastante baixo, pois a probabilidade de ocorrência de interações com os átomos do meio é pequena. Comparando as ionizações específicas das radiações α, β e γ, pode-se avaliar com boa aproximação, que elas estão entre si como 10.000 : 100 : 1.

Quando a radiação γ penetra na matéria, há uma interação com seus átomos, sendo absorvida ou desviada de sua trajetória. Os principais processos que ocorrem são apresentados a seguir [35, 55, 56]:

- Efeito Fotoelétrico: a radiação γ interage com um elétron da coroa eletrônica de um átomo, é absorvida por ele, que é ejetado do átomo, tornando-o ionizado (FIG. 3). Ocorre com fótons de baixa energia, ou seja, abaixo de 0,5 MeV.

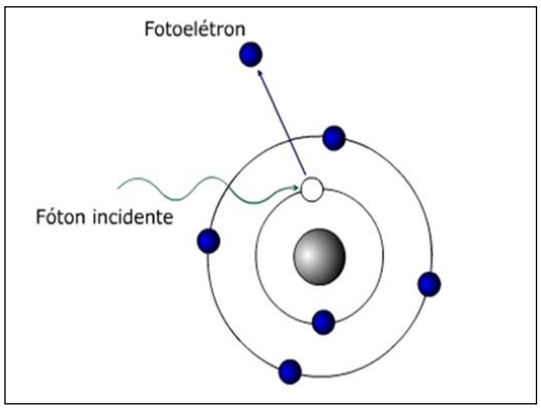


FIGURA 3: Ilustração do efeito fotoelétrico

A probabilidade de ocorrência do efeito fotoelétrico é proporcional à densidade do meio que está sendo atravessado, crescendo também o número de com o número atômico (Z) dos elementos constituintes do meio (com Z^3). No entanto, decresce à medida que a energia do fóton aumenta (aproximadamente com $1/E^3$).

- Efeito Compton: a radiação γ interage com um elétron da camada eletrônica de um átomo e transfere parcialmente sua energia a ele, que também é ejetado do átomo (FIG. 4). Ocorre para fótons com energia entre 0,5 e 1 MeV.

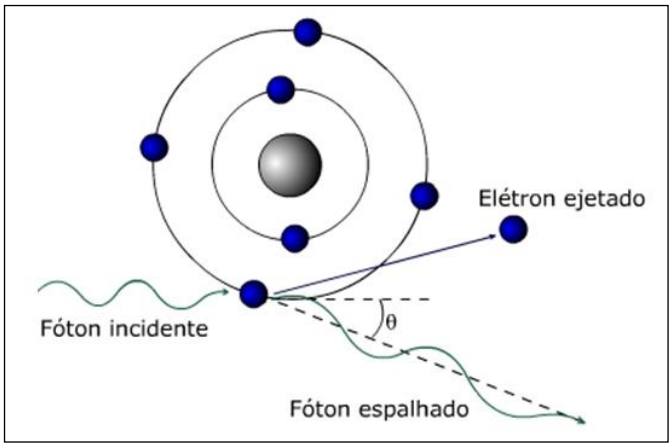


FIGURA 4: Ilustração do efeito Compton

A probabilidade de interação de um fóton de alta energia através do efeito Compton é proporcional à densidade de elétrons em um dado material, independente do número atômico dos átomos do meio. Da mesma forma que o efeito fotoelétrico, a probabilidade de ocorrência é proporcional à densidade do meio que está sendo atravessado, entretanto, à medida que a energia aumenta, diminui a probabilidade dessa interação (aproximadamente com 1/E).

- Produção de Par: a radiação γ, ao passar nas proximidades de um núcleo, interage com este, é absorvida e em seu lugar, aparecem um

elétron e um pósitron que é aniquilado por outro elétron havendo liberação de 2 raios γ de 0,511 MeV (FIG. 5). Ocorre com fótons de alta energia, ou seja, maior que 1,022 MeV.

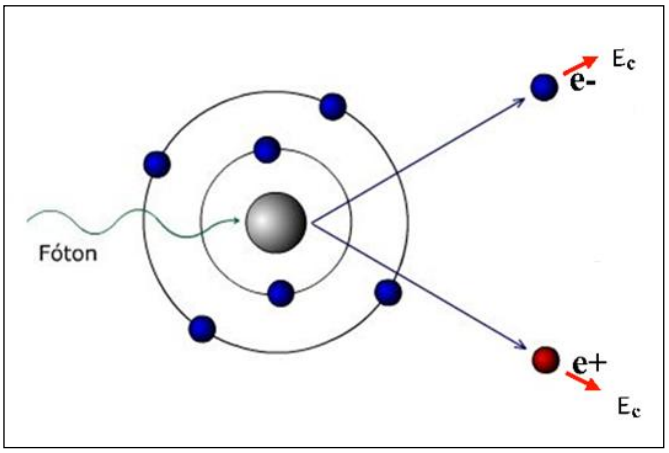


FIGURA 5: Ilustração da produção de par

Como a interação se dá entre o campo eletromagnético associado ao fóton de alta energia e o campo eletrostático do núcleo do átomo, a probabilidade de interação através de produção de par cresce com o número atômico (aproximadamente de forma linear com Z).

Dessa forma, para energias abaixo de uma centena de keV, o efeito fotoelétrico é dominante. Na faixa de energia ao redor de uma centena de keV por sua vez, o efeito Compton domina; e por último, acima de 5 MeV, o processo de produção de par torna-se cada vez mais importante.

A TAB. 2 a seguir relaciona as faixas de energias dos fótons com os modos de interação dominante com o tecido humano.

TABELA 2: Relação entre a energia do fóton incidente e o tipo de interação com a matéria

Energia dos fótons	Processo de interação dominante com o tecido humano
Até 50 keV	Fotoelétrico
60 a 90 keV	Fotoelétrico + Compton
200 keV a 2 MeV	Compton
5 MeV a 10 MeV	Compton + Produção de par
Acima de 50 MeV	Produção de par

Como pode ser observado na TAB. 2, há uma relação entre as interações e as faixas de energia, podendo-se afirmar que há competitividade entre os processos de acordo com o número atômico dos absorvedores, desta forma é possível fazer uma representação gráfica destas regiões e suas importâncias relativas sendo apresentada na FIG. 6.

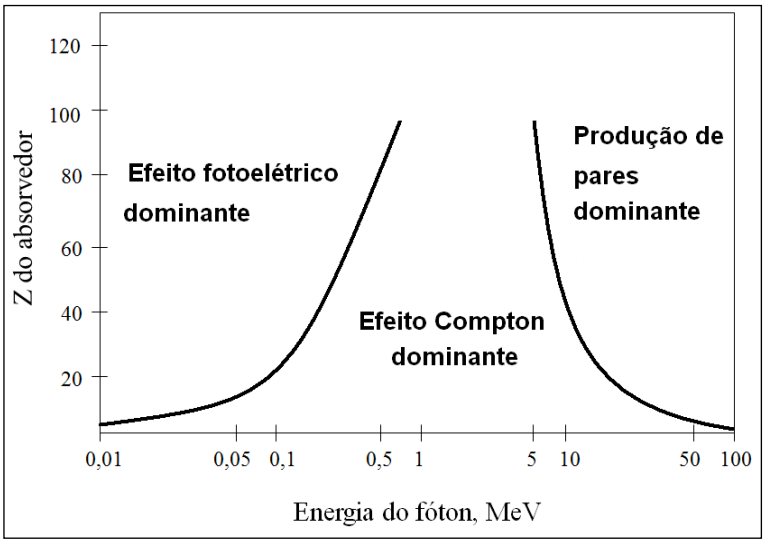


FIGURA 6: Importância relativa dos três principais processos de interação dos fótons com a matéria. As curvas apresentam os valores do número atômico (Z) do absorvedor e da energia do fóton, onde os efeitos vizinhos são exatamente iguais

4.4.2 Partícula beta menos (β^-)

A partícula β^- perde energia na matéria através da ionização e excitação, entretanto a massa dessa partícula é cerca de 2.000 vezes menor que a massa de um próton, além de possuir carga oposta, sendo assim, essas partículas tendem a serem emitidas com energia cinéticas bem maiores que outras, sendo portanto, muito penetrantes. O poder de penetração de uma partícula β^- de 1 MeV é de aproximadamente 3 m no ar e 4 mm em tecido biológico [57].

Essas partículas são na verdade elétrons (ou pósitrons) ejetados do núcleo atômico, isso ocorre se o núcleo radioativo tem nêutrons em excesso, então é emitido um elétron (nesse caso a partícula β-), caso o excesso seja de prótons, o núcleo radioativo emite um pósitron (nesse caso a partícula β^+) [55, 56].

Essas partículas podem interagir com elétrons orbitais ou com o núcleo. Quando próximas ao núcleo atômico, uma forte atração faz com que os elétrons sejam freados e a energia resultante seja transformada em radiação eletromagnética.

4.5 Proteção básica contra radiação

Há três princípios básicos para proteção contra os efeitos da radiação, são indicados a todos os tipos de radiação e são apresentados na FIG. 7, são eles:

1. Tempo,
2. Distância e
3. Blindagem.

A exposição à radiação pode causar riscos e não há como evitá-la de forma definitiva. A radiação está presente no meio ambiente e nos organismos vivos.

Como proteção contra a radiação deve-se limitar o tempo de exposição, aumentar a distância entre o usuário e a fonte de radiação, e por fim utilizar barreiras de proteção ou blindagem, conforme o tipo de radiação.

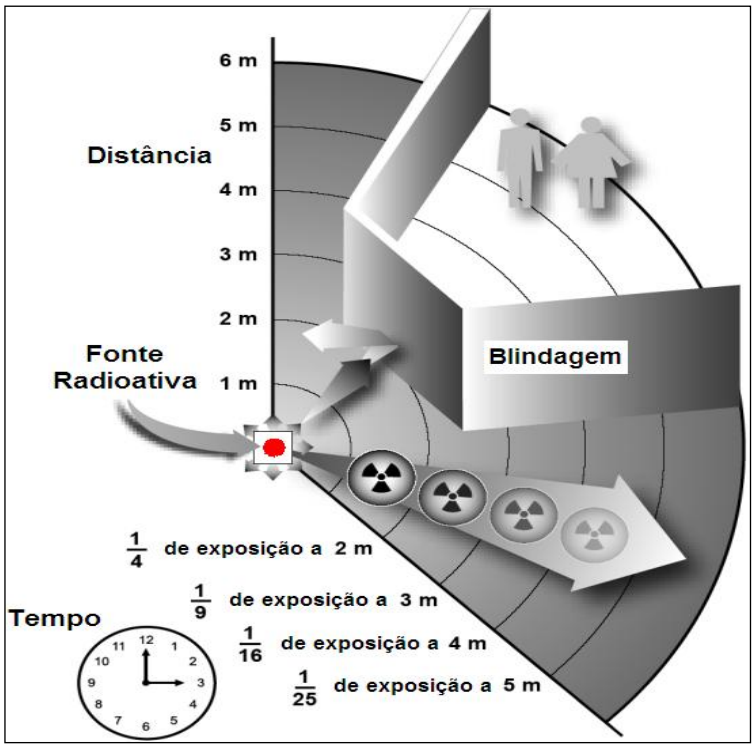


FIGURA 7: Princípios básicos de proteção contra radiação (adaptado a partir de http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/readingroom/publications/gauges/index.cfm [57])

Em função das características de cada fonte de radiação, uma folha de papel é suficiente para barrar uma partícula α, uma fina folha de metal protege contra a radiação β e são necessários alguns centímetros de chumbo ou concreto para controlar a radiação γ, como pode ser observado na FIG. 8.

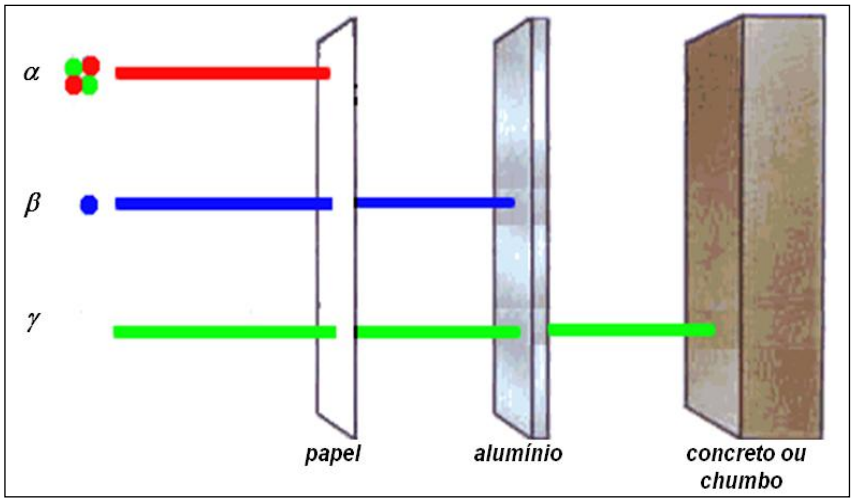


FIGURA 8: Representação esquemática do poder de penetração das radiações na matéria (adaptado da CNEN, http://www.cnen.gov.br/ensino/apostilas.asp [58])

5 REJEITOS RADIOATIVOS

As aplicações nucleares que envolvem o manuseio de materiais radioativos, independente de sua finalidade, geram rejeitos radioativos em alguma etapa do processo ou de seu manuseio. Os rejeitos radioativos devem ser gerenciados de modo que possa garantir a proteção à saúde do homem e do meio ambiente, sem proporcionar encargos às futuras gerações.

A gerência de rejeitos pode ser definida como sendo o conjunto de atividades operacionais e administrativas para o controle dos rejeitos radioativos, de modo que se possa garantir a proteção à saúde do homem e do meio-ambiente, no presente e no futuro, sem impor um ônus indevido às gerações futuras. A gerência responsável dos rejeitos requer medidas que garantam esta proteção, tendo em vista que rejeitos gerenciados de maneira inadequada podem resultar em efeitos adversos inaceitáveis [15, 59].

Rejeito radioativo é definido pela AIEA como sendo “qualquer material que contenha ou esteja contaminado com radionuclídeos em concentrações ou níveis de atividade maiores que os limites de isenção, estabelecidos pela autoridade competente” [59].

No Brasil a CNEN define rejeito radioativo como sendo “qualquer material resultante de atividades humanas, que contém radionuclídeos em quantidades superiores aos limites de isenção, especificados na norma “CNEN – NE – 6.02 Licenciamento de Instalações Radiativas” [60] e para o qual a reutilização é imprópria ou não prevista”.

O termo “limite de isenção”, aplicado aos rejeitos, pode ser compreendido como sendo o nível de atividade abaixo do qual a autoridade considera que os riscos correspondentes são insignificantes e não requerem controle.

Sendo comumente utilizados os termos “nível baixo”, “ nível médio ou intermediário” e “nível alto”, apesar de os valores que envolvam estes termos sejam distintos em vários países, segue-se os mesmos conceitos; ou seja; os rejeitos de nível baixo não requerem blindagem para manuseio e transporte; os de nível médio requerem blindagem para manuseio e transporte e não são geradores

de calor e os de nível alto requerem blindagem e também resfriamento; pois são geradores de calor.

No Brasil a classificação dos rejeitos radioativos baseia-se na forma física, na concentração de atividade e nos tipos de emissores presentes e está descrita em norma específica [15].

As FRS, depois de utilizadas nos serviços de medicina, indústria e pesquisas, são enviadas aos institutos da CNEN para armazenamento e tratamento. Embora as FRS representem uma pequena fração do volume de rejeitos, são elas as principais componentes em termo de atividade dos rejeitos gerenciados. Podem ter atividade variando de kBq a TBq de acordo com o radionuclídeo e sua aplicação.

A TAB. 1, exibida no item 1, e a TAB. 3 a seguir, apresentam respectivamente, algumas fontes armazenadas e as características das fontes recebidas com suas principais aplicações.

TABELA 3: Características de fontes utilizadas em diversas aplicações [3]

APLICAÇÃO	FONTE	ATIVIDADE
Pesquisa e Desenvolvimento		
Calibração	^{60}Co, ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{241}Am	< 0,1 GBq
Irradiadores	^{60}Co	1 – 1.000 TBq
Medicina		
Teleterapia	^{60}Co	50 – 500 TBq
Braquiterapia	^{226}Ra	100 – 500 GBq
Industria		
Radiologia Industrial	^{192}Ir	0,1 – 5 TBq
	^{60}Co	0,1 – 1 TBq
Medidor de Nível	^{137}Cs	0,1 – 20 GBq
	^{60}Co	0,1 – 10 GBq
Esterilização e Conservação de Alimentos	^{60}Co	0,1 – 400 TBq
Perfuração de poços	^{241}Am-Be	1 – 500 GBq
	^{137}Cs	1 – 100 GBq

O IPEN, principal centro de recepção desse tipo de rejeitos no Brasil, recebe em média 300 fontes por ano com atividades entre GBq e TBq, excluindo-se os pára-raios radioativos (PRR) de ^{241}Am e ^{226}Ra e também os detectores de fumaça (DF), contendo fontes de ^{241}Am. Nesses casos, o número total de fontes recebidas anualmente é de aproximadamente 1.500 unidades, com atividade total, da ordem de GBq para os PRR e MBq para os DF [9].

Uma etapa importante da gerência desses rejeitos é a caracterização das FRS desde a verificação dos dados fornecidos pelos geradores, bem como a identificação, qualificação e quantificação da atividade do RN, principalmente no caso de fontes órfãs.

Há consenso internacional de que as atividades de gerência de rejeitos radioativos devem ser conduzidas sob os princípios éticos, como citado anteriormente, assim como há a necessidade do estabelecimento de um sistema de gerência de rejeitos radioativos, que deve estar submetido a uma autoridade reguladora e fiscalizadora.

No Brasil, cabe à CNEN fornecer as garantias necessárias para o desenvolvimento e financiamento dessas atividades, assim como garantir a continuidade e manutenção das instituições e suas responsabilidades pelo tempo necessário.

A AIEA estabelece a criação de um marco legal no país, como requisito básico, que precisa ser satisfeito, para assegurar que a gerência dos rejeitos seja realizada com segurança. É constituído por um conjunto de leis e requisitos legais subsidiários, tais como normas e regulamentos, que estabelecem os limites da atividade “gerência de rejeitos” nos aspectos não técnicos ou científicos, devendo ser baseado em princípios éticos de proteção radiológica e proteção ambiental, reconhecidos e aceitos, e deve contar com as provisões necessárias para garantir uma gerência responsável, efetiva e segura dos rejeitos radioativos [59].

6 FONTES RADIOATIVAS SELADAS

Alguns fabricantes disponibilizam em seus catálogos de fontes radioativas seladas [61, 62, 63, 64, 65], as atividades médias disponíveis para comercialização, bem como suas respectivas incertezas envolvidas no processo de fabricação. As fontes podem ser fornecidas com atividades variando de kBq a TBq de acordo com o RN e sua aplicação. A TAB. 3 apresentada no capítulo 5 (REJEITOS RADIOATIVOS) mostra alguns exemplos dessas fontes e suas aplicações.

Muitos modelos de fontes são fabricados e apresentam-se geralmente sob a forma de uma cápsula cilíndrica de aço inoxidável, com variadas dimensões e uma janela delgada para saída preferencial do feixe de radiação em vários metais, entre eles estão o berílio, o titânio, alumínio e o próprio aço. São seladas por processos de soldagem, onde se tenha a garantia de estanqueidade, os mais comuns são os processos TIG (*Tungsten Inert Gas*), laser, entre outros [61, 62, 63, 64, 65].

Todos os protótipos, de fontes radioativas seladas, são submetidos a testes para avaliação de vazamento e classificação das fontes, de acordo com normas específicas indicadas pela *International Standard Organization* (ISO), posteriormente, toda a produção é submetida aos mesmos testes de controle de qualidade, onde são verificadas as condições de selagem.

A primeira cápsula em que o material radioativo está contido é chamada de fonte radioativa selada, também conhecida como fonte radioativa, fonte de radiação, fonte selada ou simplesmente fonte. Podem ser encapsuladas mais de uma vez, ou seja, podem apresentar vários níveis de segurança em seu projeto de fabricação.

Normalmente, com o passar do tempo, o aço pode ficar escurecido ou manchado, particularmente quando estão envolvendo fontes com alta atividade.

Todas as fontes seladas (exceto se forem, fisicamente, muito pequenas) são identificadas com o trifólio (símbolo internacional de radiação), a palavra radioativo ("*radioactive*"), ou ambos. Podem ainda portar a identificação do RN e

respectivo número atômico, nome ou a logomarca do fabricante e um número de série. Adicionalmente pode-se apresentar a atividade e data de sua fabricação, tais indicações podem ser observadas no exemplo apresentado pela FIG. 9.

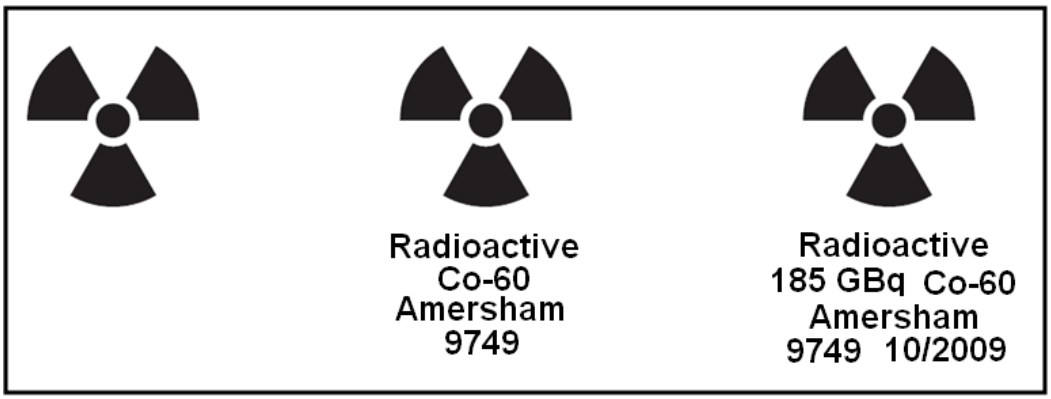


FIGURA 9: Exemplos de trifólios e identificações encontradas em fontes radioativas seladas
Imagem similar à apresentada pela AIEA [17]

Uma seleção representativa de modelos de fontes radioativas e blindagens é apresentada pela AIEA em seu "*Identification Of Radioactive Sources and Devices*" [19].

Em quase todas as aplicações onde as fontes radioativas são empregadas, há a necessidade de contê-las em uma blindagem, geralmente de chumbo, que pode estar associada a uma instrumentação ou outro dispositivo mecânico específico para sua aplicação. Esse conjunto pode ser chamado de dispositivo ou instrumento e sua natureza depende de sua aplicação. Em vários casos, os dispositivos são também utilizados para o transporte da fonte selada ao seu local de uso.

Os instrumentos geralmente incorporam em sua estrutura, blindagem suficiente para absorver a radiação da fonte a níveis em que não haja risco aos usuários e à população, possui também um sistema de segurança para garantir que o feixe de radiação emitido só seja exposto quando instalado e aberto por pessoal autorizado [19, 20].

Há vários instrumentos e fontes que são instalados de forma permanente, por exemplo, nas indústrias, hospitais e empresas de esterilização, no entanto

são muitas as aplicações onde são utilizadas para a prestação de um serviço e deslocadas para outras localidades; um exemplo típico desses serviços é a gamagrafia (radiografia com radiação gama).

Alguns exemplos de instrumentos e fontes são apresentados na FIG. 10.

FIGURA 10: Exemplos de instrumentos fixos, montagem de fontes radioativas e instrumento móvel [66, 67, 68, 69, 70, 71, 72]

As FIG. 11 e 12 apresentam respectivamente, alguns exemplos das aplicações e algumas geometrias de fontes das fontes seladas comerciais.

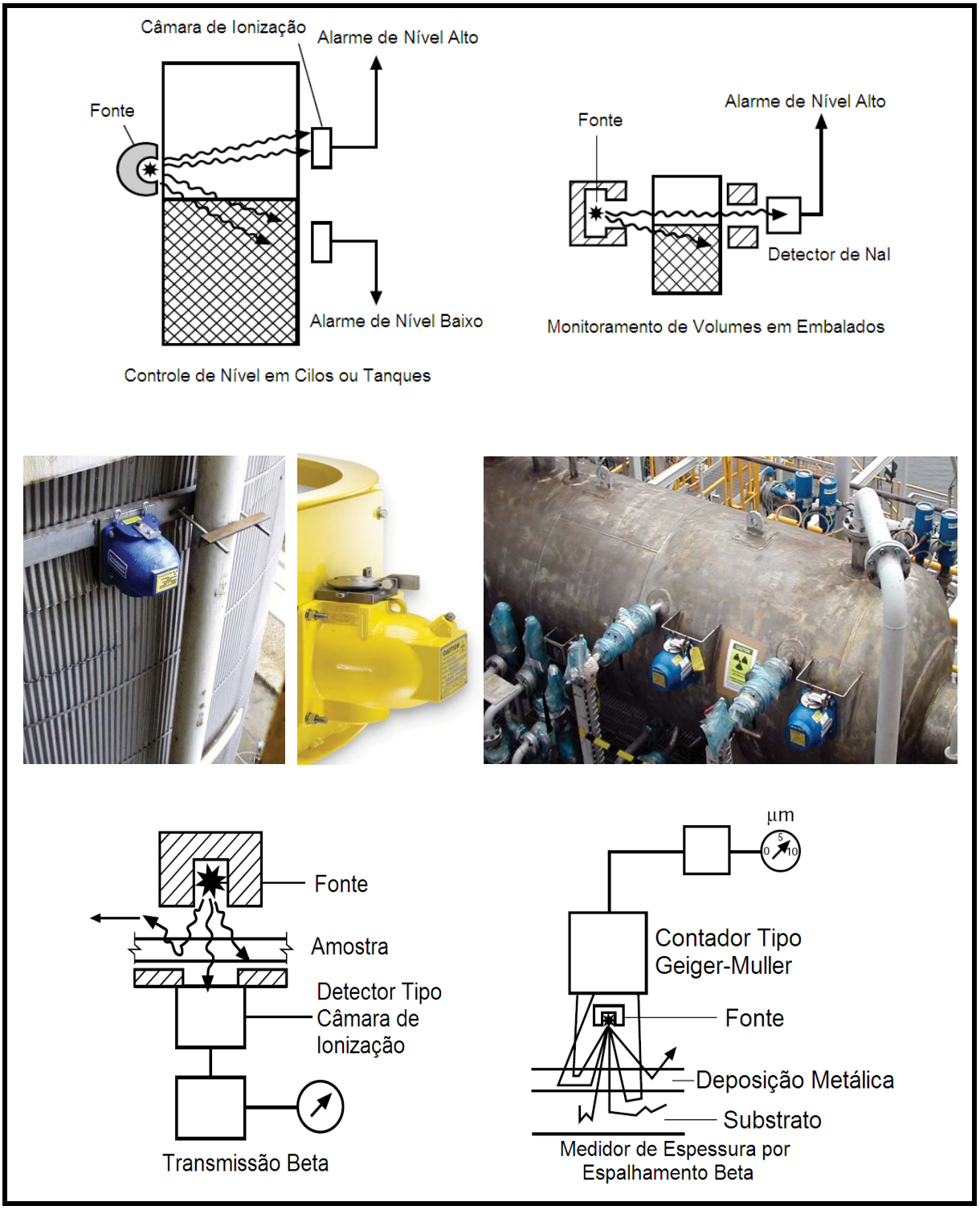


FIGURA 11: Exemplos de aplicações de fontes seladas
Imagens adaptadas dos catálogos de fabricantes de fontes e de instrumentos [66, 67, 68, 69, 70, 71, 72]

Na FIG. 12 os tons em destaque indicam o material radioativo. Alguns modelos apresentam encapsulamento único ou duplo, em outros são depositados sobre um substrato onde o RN é fixado.

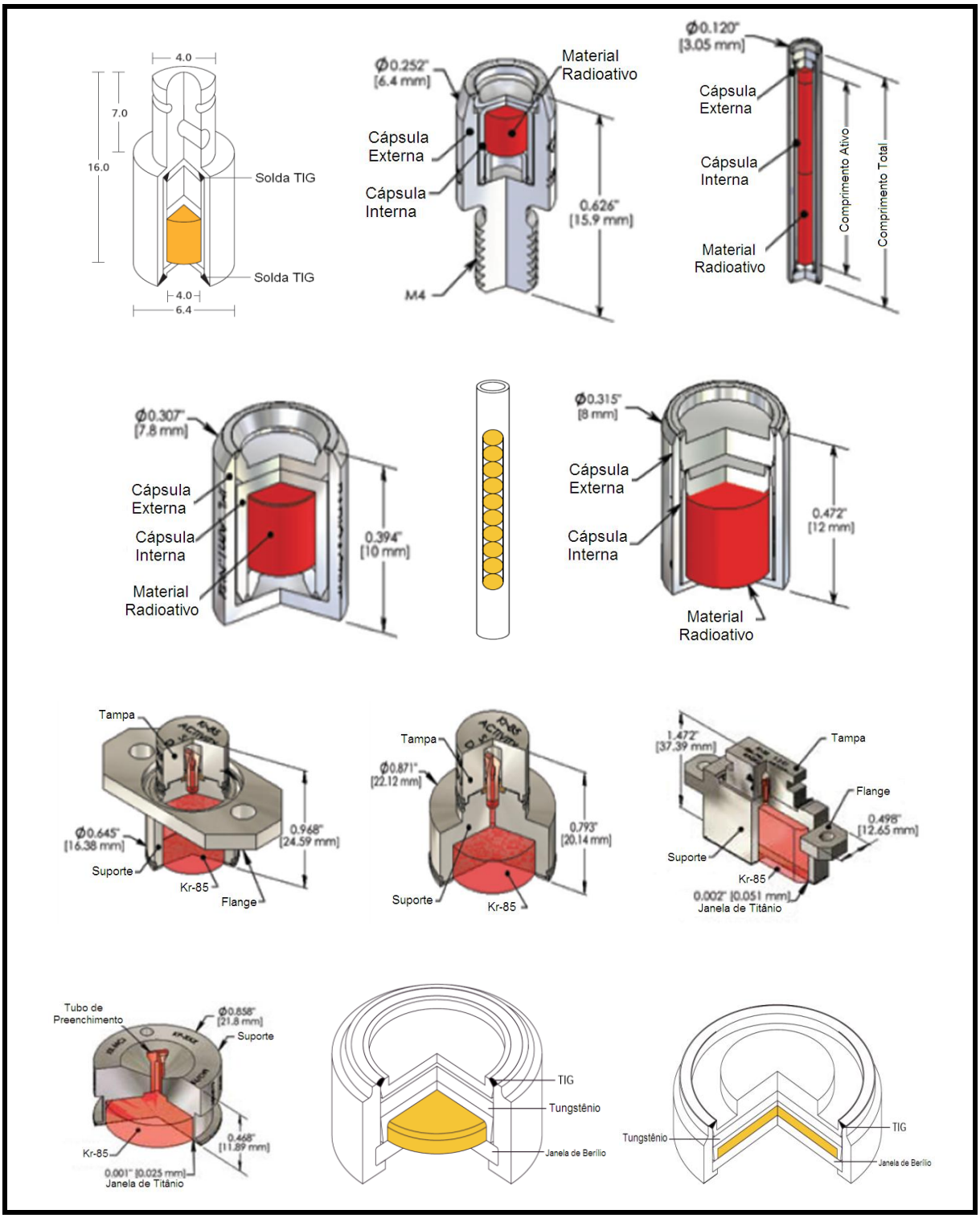


FIGURA 12: Exemplos de geometrias de fontes comerciais [61, 62, 63, 64, 65]

6.1 Ciclo de vida das fontes radioativas

O conhecimento do ciclo de vida dessas fontes radioativas nos dá compreensão quanto ao risco envolvido em seu manuseio.

Inicialmente os radioisótopos que são utilizados nessas fontes são produzidos por meio de um reator nuclear ou aceleradores de partículas, sendo essas as instalações onde se exige o maior padrão de segurança. Em sua maioria, estão situados em países do hemisfério norte.

Os radioisótopos são então processados até a produção das fontes, na própria instalação, ou transportados a um centro de processamento para produzi-las. Dependendo dos requisitos da aplicação da fonte, esta poderá ter seu desempenho comprometido, principalmente devido à sua meia-vida física, para a aplicação específica a que foi adquirida e a partir daí esta fonte entrará em desuso tornando-se um material com potencial risco à segurança.

Idealmente essas fontes poderiam ser destinadas de acordo com algumas opções [73, 74, 75], tais como são apresentadas a seguir:

- Retornar aos fabricantes para reciclagem;
- Manter sob custodia do usuário em armazenamento temporário;
- Transferir para centros de armazenamento temporário especializados e que sigam os requisitos de segurança adequados;
- Destiná-las para disposição segura em repositórios mantidos pelos fabricantes ou pelo governo.

Parte dessas fontes não é devidamente encaminhada como indicado acima, tornando-se órfãs, podendo ocorrer seu extravio pela circulação entre vários locais e por não apresentarem níveis de segurança adequado, associado à falta de controle do responsável pela fonte.

O fluxograma apresentado na Figura 13 descreve de maneira sucinta o ciclo de vida das fontes radioativas, desde sua produção, distribuição, até a disposição final.

Com relação à FIG. 13, pode-se observar que as setas indicam a circulação das fontes entre os locais de suas aplicações e são as condições em que estão mais vulneráveis, já as caixas retangulares indicam a condição em que ocorre a gerência da fonte radioativa de forma mais segura e as que têm forma de

losango indicam as condições em que as fontes possuem maior risco de segurança física e radiológica.

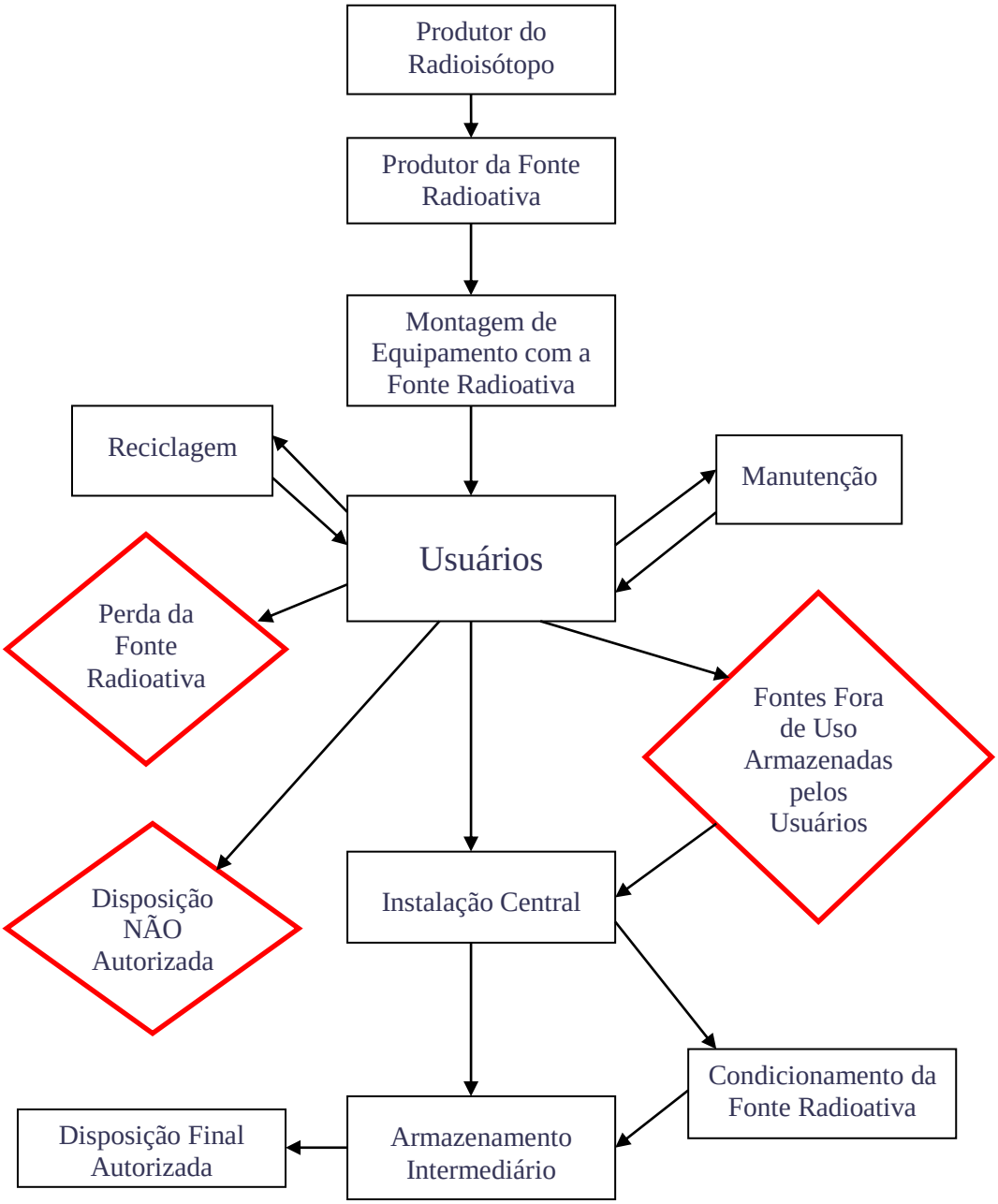


FIGURA 13: Fluxograma do ciclo de vida das fontes radioativas seladas, desde sua produção, uso, disposição ou perda

Figura similar à obtida em: "*Commercial Radioactive Sources: Surveying the Security Risks* [20].

No Brasil as caixas retangulares "Instalação Central, o Condicionamento da Fonte Radioativa e o Armazenamento Temporário", em geral fundem-se formando

apenas uma caixa, chamada “Gerência de Rejeitos Radioativos – CNEN”, que representa os institutos da CNEN.

6.2 Fontes órfãs

Visto que as fontes radioativas seladas são utilizadas em todo o mundo, há a necessidade de proteger os seres humanos e o meio ambiente contra os efeitos nocivos de possíveis acidentes e de atos dolosos em que há participação de materiais radioativos.

Os problemas associados com fontes de radiação comercial cujo destino é desconhecido, devido à sua circulação entre uma instalação e outra, à falta de profissionais qualificados, associado à falta de fiscalização das instalações, causam algumas vezes a perda de fontes. E que, por uma razão ou outra, perde-se por completo o controle regulatório sobre essas.

Essas FRS, sem o devido controle, são chamadas “fontes órfãs”. É o termo geralmente utilizado e inclui: fontes que nunca estiveram sujeitas aos controles regulatórios; fontes que estavam submetidas a esse controle, mas que foram abandonadas, perdidas ou extraviadas; e ainda fontes que foram furtadas ou removidas sem a devida autorização de seu responsável.

Não é possível determinar a quantidade exata de fontes órfãs, porém estima-se que sejam da ordem de milhares [19, 20].

Vários acidentes já ocorreram no mundo devido à perda de gerenciamento de FRS. Apenas na primeira década do século XXI, já foram relatados cerca de 30 acidentes envolvendo FRS, geralmente órfãs, ou material radioativo sob forma não selada, incluindo-se ainda, acidentes com o uso inadequado de aparelhos de radiografia médica. Alguns deles resultaram em fatalidades e outros em ferimentos ou danos permanentes aos envolvidos [76].

De acordo com a *Environmental Protection Agency* (EPA - USA), estimava-se que os Estados Unidos tivessem cerca de 30.000 fontes órfãs no ano de 2004 [77]. A apresentação deste número já indica a apreensão em torno da segurança radiológica, pois após os ataques terroristas de 2001, vários programas de recuperação de fontes radioativas vêm sendo implementados em todo o mundo, para a redução dessas potenciais ameaças [78, 79, 80].

6.3 Avaliação das condições de estanqueidade das FRS

Para a realização dos testes de estanqueidade das fontes radioativas seladas, durante seu processo de fabricação, são seguidas as indicações conforme a norma ISO 9978 – *Radiation Protection – Sealed Radioactive Sources – Leakage Test Methods* [81]. O procedimento adotado neste trabalho será devidamente apresentada no item 9 – METODOLOGIA.

Para maiores detalhes com relação aos procedimentos dos testes indicados e outras recomendações, indica-se consultar as normas ISO utilizadas no desenvolvimento deste trabalho.

6.3.1 Norma ISO 9978 – *Radiation protection – Sealed radioactive sources – Leakage test methods* [81]

Essa norma indica os ensaios para avaliação da estanqueidade e se aplica na validação dos ensaios de classificação de protótipos de FRS, no controle da produção e inspeções periódicas das mesmas, sendo indicado que devem ser realizados a intervalos regulares durante sua vida útil (quando aplicável).

A norma ISO 9978 traz algumas definições importantes:

- Fonte radioativa selada: Material radioativo permanentemente selado em uma ou várias cápsulas e/ou associada a um material ao qual se encontra fixado. Essa cápsula ou material devem ser resistentes o suficiente para manter a ausência de vazamento na fonte selada, sob as condições de uso e desgaste para as quais foi projetada.
- Cápsula: Invólucro de proteção, normalmente feito de metal, utilizado para prevenir o vazamento de material radioativo.
- Ausência de vazamento: Termo aplicado para fontes seladas que, após serem submetidas aos ensaios de estanqueidade foram consideradas isentas de vazamento, segundo o critério estabelecido pela norma (atividade total no esfregaço ou no líquido de imersão menor que 185 Bq).

Na TAB. 4, são apresentados os ensaios indicados pela ISO 9978, para testes de vazamento de material radioativo para fontes radioativas seladas.

TABELA 4: Seleção do método de ensaio de estanqueidade [81].

Tipo de FRS		Teste para produção de FRS		Teste para classificação de FRS	
		Preferido	Segunda Opção	Preferido	Segunda Opção
A	Fonte selada contendo material radioativo	Imersão (5.1)	Vazamento(5.3)	Imersão (5.1)	Vazamento (5.3)
A1	Janela única e fina (ex.: fontes para detectores de fumaça)				
A2	Fontes de referência de baixa atividade (ex.: encapsuladas em plático)				
A3	Fonte com encapsulamento único ou duplo (exceto ^{3}H ou ^{226}Ra) para medição, radiografia e braquiterapia	Imersão (5.1) Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)	Imersão (5.1) Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)
A4	Fonte com encapsulamento único ou duplo (^{226}Ra ou outras fontes gasosas)	Emanação gasosa (5.2)	Imersão (5.1)	Emanação gasosa (5.2)	Imersão (5.1)
A5	Fontes com duplo encapsulamento, para teleterapia e fontes de irradiação com alta atividade	Hélio (6.1)	Vazamento (5.3.2)	Imersão (5.1) Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)
B	Fontes radioativas Seladas simuladas dos tipos A3, A4 e A5			Imersão (5.1) Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)
C	Fontes Seladas tipo "*Dummy*"			Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)

Obs.: Os números ente parênteses referem-se aos itens da norma.

6.3.2 Critério de aprovação da ISO 9978

A avaliação da contaminação superficial é expressa em Bq/cm^2 e é proporcional a um fator de calibração,que está relacionado, entre outros, com a eficiência do instrumento e ao fator de remoção da contaminação. Freqüentemente adota-se um valor de 10%, valor recomendado pela norma ISO 7503 - *Evaluation of surface contamination* [82], em sua série de um a três, para emissores β^-. Finalmente a atividade estimada na contaminação é correlacionada com a área esfregaçada da FRS, sendo expressa em Bq.

A FRS será considerada aprovada, ou isenta de vazamento, se a atividade medida no esfregaço (ou líquido, quando se aplicar a imersão) não exceder 185 Bq (5 nCi).

6.3.3 Norma ISO 2919 - *Radiation protection – Sealed radioactive sources – General requirements and classification* [83]

Na seqüência, a norma 2919 estabelece um sistema de classificação das FRS, baseada nos requisitos específicos e gerais nos testes de desempenho, testes de produção, marcação e certificação das FRS.

Estabelece ainda, um conjunto de ensaios que devem ser aplicados pelos fabricantes às FRS, onde devem avaliar a segurança de seus produtos e pelos quais os usuários podem selecionar os tipos adequados para suas aplicações.

Por não fazer parte do escopo deste trabalho, não será descrito o processo de classificação indicado, caso seja necessário o conhecimento dos ensaios indica-se consultar essa norma, que indica também a possibilidade de sua utilização como guia para as autoridades regulatórias dos países que a adotem [83].

No setor produtivo, as influências nas medidas efetuadas fornecem, ao final do processo de classificação, um valor de incerteza combinada relativamente grande, o que dificulta a avaliação da atividade de forma mais precisa, sendo fornecidas com incertezas entre – 15% a + 25% [61, 62, 63, 64, 65], estando neste valor as maiores contribuições na incerteza da medida da atividade avaliada neste trabalho.

7 ATIVÍMETRO

O ativímetro é um equipamento amplamente empregado pelos serviços de medicina nuclear (SMN), para a avaliação da atividade de RN utilizados para propósitos diagnósticos e terapêuticos. A medida da atividade dos radionuclídeos deve ser feita com exatidão, pois será administrada em um paciente.

A FIG.14 apresenta o esquema geral de um ativímetro, que consiste basicamente de:

1. Câmara de ionização tipo poço,
2. Fonte de alta tensão estabilizada,
3. Eletrômetro para medidas de correntes de ionização muito baixas,
4. Microprocessador eletrônico (para cálculo da atividade) e
5. Mostrador digital.

A aceitação desses instrumentos pelos SMN deve-se à sua simplicidade de operação, estabilidade a curto e longo prazo e a sua versatilidade de operação, permitindo a medida da atividade de soluções radioativas em frascos, seringas e ampolas.

Os ativímetros têm um papel relevante na realização de um procedimento clínico; assim, é importante garantir o bom funcionamento desses equipamentos. Necessitam verificações permanentes quanto ao seu funcionamento para garantir medidas corretas com variações mínimas. A falta de acurácia na resposta desses equipamentos pode causar erros significativos na atividade administrada ao paciente, podendo resultar em imagens de baixa qualidade acarretando a repetição do exame e o aumento da dose de radiação no paciente [84, 85].

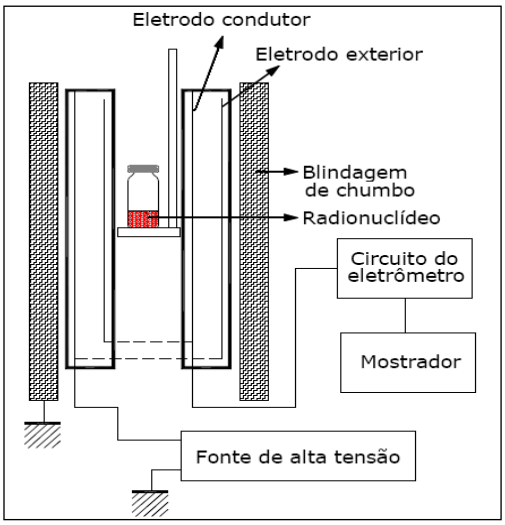


FIGURA 14: Esquema básico de um ativímetro

7.1 Processo de medida na câmara de ionização

Uma câmara de ionização consiste de dois ou mais eletrodos. Estes eletrodos confinam certo volume de gás e coletam a carga (íons) produzida pela radiação dentro deste volume. Este tipo de câmara de ionização pode ser utilizado para medir campos de radiação se a relação entre o campo de radiação e as cargas produzidas são conhecidas. Muitas vezes sua geometria é cilíndrica, tipo poço, com geometria 4π , com um catodo cilíndrico confinando o volume de gás e um anodo axial isolado eletricamente.

A radiação entra na câmara através de sua parede e interage com o gás na câmara ou com a parede. Deve ser ressaltado que os fótons não podem produzir ionização diretamente, sendo necessário primeiro que estes interajam com o material da câmara (gás e parede) produzindo elétrons. Isto significa que, por meio de uma série de interações, o fóton transfere sua energia para um ou mais elétrons.

O elétron é freado por meio de colisões com o gás da câmara (neste caso o argônio). As colisões removem elétrons das moléculas produzindo íons positivos (processo de ionização) que na ausência de um campo elétrico, irão se recombinar. Em alguns gases os elétrons podem ficar presos em moléculas neutras, formando íons negativos.

Devido à presença de um campo elétrico, os íons positivos se dirigem ao eletrodo negativo (catodo) e os elétrons (e íons negativos, caso sejam formados) para o eletrodo positivo (anodo), produzindo uma corrente elétrica. O circuito eletrônico mede então a corrente ou a carga total produzida durante o período de interesse.

O número de íons produzidos na câmara é diretamente relacionado com a energia depositada na câmara pela radiação.

Quando a câmara de ionização está sujeita a um campo de radiação, inicialmente a corrente de ionização medida aumenta com o aumento da tensão aplicada e então se estabiliza como mostram os gráficos contidos na FIG.15.

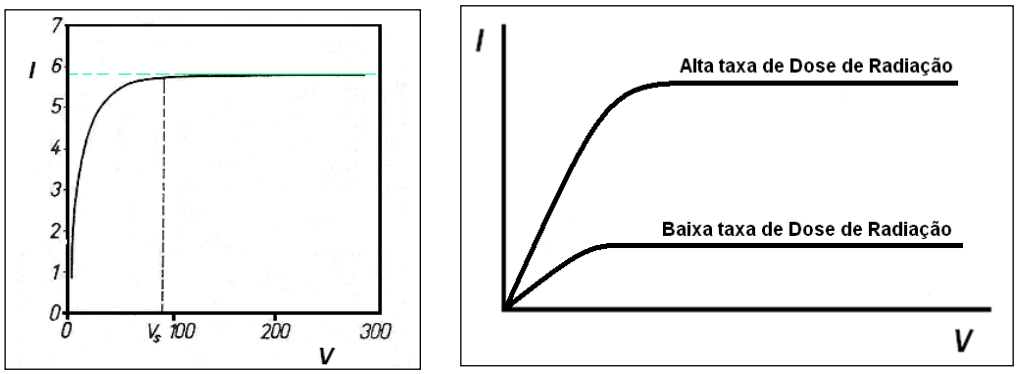


FIGURA 15: A corrente de ionização como função da tensão (V) aplicada aos eletrodos de uma câmara de ionização típica [86]
A segunda curva representa câmaras cuja eletrônica discrimina taxas de dose de radiação [35]

Em geral a tensão requerida para se alcançar a corrente de saturação, depende da taxa na qual a ionização está sendo produzida. Na saturação, a corrente de ionização, relaciona-se com o número de pares de íons produzidos no volume sensível da câmara de ionização [86].

$$I = n.e \qquad (9)$$

onde, I = corrente de ionização;

n = número de íons produzidos por unidade de tempo e

e = carga elétrica do íon (valor absoluto).

Deste modo, pode-se assumir que a câmara mede o efeito integrado de um grande número de ionizações. Os aparelhos associados e que têm por função detectar a corrente, possuem constantes de detecção muito altas, o suficiente para suprimir as flutuações estatísticas, não importando se os elétrons são coletados como elétrons livres ou se são íons. Contudo a probabilidade de recombinação é pequena em um gás em que não são formados íons negativos e a saturação pode ser atingida com uma tensão mais baixa.

Quando a corrente de ionização é suficientemente alta, é possível obter sua intensidade de forma direta, mas geralmente é necessário utilizar de métodos mais sensíveis, por exemplo, coletando a carga em um capacitor e medindo a variação da tensão no capacitor com o uso de um eletrômetro.

Assumido que o ativímetro está trabalhando na região de saturação, então a diferença de potencial, V, nos eletrodos muda com o tempo, de acordo com a equação a seguir:

$$C.\ (dV/dt) = I = n.e \qquad (10)$$

onde, C = capacitância total do eletrodo e do eletrômetro conectado ao conjunto.

Da equação 2, pode-se observar que a corrente de ionização pode ser determinada pela medida da variação da tensão (diferença de potencial) em relação ao tempo. No caso de baixa capacitância (C) e com um eletrômetro sensível, podem-se medir correntes de ionização muito baixas, com uma alta confiabilidade.

O número de pares de íons formados, por unidade de caminho é função da pressão do gás em uma câmara de ionização, em câmaras abertas (não seladas), devem ser feitas correções no valor da corrente de ionização para temperatura e pressão. No caso de câmaras de ionização seladas e com gás pressurizado, na maior parte contendo Argônio (neste caso 2,5 atm), não surge este tipo de necessidade.

A parte principal de um ativímetro é a câmara de ionização, pois a intensidade da corrente produzida em seu interior depende diretamente da

quantidade de material radioativo (atividade) em seu interior. Devido às diferenças nos tipos de radiação emitida, energia e probabilidade de emissão do fóton, então, atividades iguais de radionuclídeos diferentes podem produzir correntes de ionização diferentes.

7.2 Ativímetro CRC®-15BT

O ativímetro utilizado durante a elaboração deste trabalho é o modelo CRC®-15BT,de fabricação da Capintec, que tal como outros modelos encontrados no mercado, pode ser assumido como um sistema de calibração secundário [53, 87, 88, 89, 90], sendo constituído por uma câmara de ionização tipo poço e módulo de leitura Capintec, modelo CRC®-15BT, apresentado na FIG. 16, cujos números de série são 180036, pertencentes à GRR do IPEN, ambos com rastreabilidade ao Laboratório Padrão Primário, referenciado pelo fabricante em certificado expedido em 2003.

FIGURA 16: Ativímetro modelo CRC®-15BT

Os ativímetros são normalmente calibrados pelo fabricante utilizando soluções padrão de RN (calibração direta) de um laboratório nacional de padrões (ou rastreável a ele), ou alternativamente por comparação com um instrumento de

referência (calibração indireta). Na calibração indireta, a leitura do instrumento a ser calibrado e a do instrumento de referência diretamente calibrado são comparadas pela introdução de uma fonte de referência sob condições idênticas de medida no poço de cada uma das câmaras. As condições operacionais da fonte a ser medida são aplicadas e a leitura do primeiro instrumento é ajustada.

Quando operado na região de saturação, a corrente de ionização depende unicamente da geometria da fonte e do detector, podendo permanecer estável por um longo período de sua vida útil.

Por exemplo, para a avaliação de fontes padrão com emissores gama, as características de operação de uma câmara de ionização são mantidas estáveis por longo período, da ordem de alguns anos variando em apenas ± 0,1%, eliminando assim a necessidade de freqüente recalibração [35], no entanto, caso o sistema tenha sido danificado, o equipamento deve ser enviado ao representante (ou ao fabricante) para manutenção corretiva e nova calibração [43].

Cada unidade de leitura (CRC®-15BT) possui uma interface através da qual são realizadas as leituras e a seleção dos radionuclídeos, e internamente possui um eletrômetro associado a um microprocessador e uma fonte de alta tensão.

A interface onde são realizadas as leituras permite que a seleção do radionuclídeo seja feita tanto pelo nome do radionuclídeo ou por seu coeficiente de calibração (CC).

O CC é de modo direto, um valor de entrada no sistema, que sofre uma operação pelo microprocessador correlacionando a corrente de ionização e a atividade do RN.

Duas informações são fundamentais para a obtenção dos CC, que são a atividade original da fonte e sua data de fabricação. A partir destes pode-se fazer o cálculo do decaimento e estimar sua atividade atualizada. Com esses dados essas avaliações podem ser feitas diretamente na unidade de leitura e são apresentadas em uma tela de cristal líquido.

O CC é um valor que se encontra em uma faixa pré-estabelecida pelo fabricante e encontra-se entre 10 a 1000, sendo inserido diretamente por meio do uso do teclado numérico em seu painel.

Porém, nem sempre a medida apresentada no *display* corresponde à atividade atualizada da FRS, por mais que sejam feitas variações nos valores do

CC, sendo necessária a adoção de outro fator multiplicador, de tal forma que a aplicação desse fator permita a correspondência com o valor da atividade estimada.

Esse fator é o Fator de Ajuste (FA), que é a relação entre a atividade atualizada e a atividade medida no ativímetro, tal como apresentado a seguir:

$$FA = (A_i / A_m) \qquad (11)$$

onde, A_i = atividade atual estimada da fonte e

A_m = atividade média, obtida no ativímetro.

De acordo com o descrito acima, pode-se observar que FA pode assumir diversos valores, sendo necessário o conhecimento prévio de pelo menos o valor da atividade inicial da fonte, como descrito na equação 4, apresentada no item 4.1 – Lei do decaimento radioativo, ou ainda, a atualização contínua de um banco de dados para consulta ou avaliação dos modelos por similaridade (muito útil para avaliação de FRS órfãs) [91].

Com o CC e o FA devidamente estabelecido, pode-se efetuar a estimativa de atividade de todas as FRS que sejam do mesmo modelo e RN, desde que sejam mantidas as condições de posicionamento das fontes no interior da câmara de ionização.

Este modelo de ativímetro foi projetado inicialmente para a medida de fontes tipo sementes, utilizadas em braquiterapia, principalmente emissores gama e beta de alta energia, incluindo-se altas e baixas taxas de dose e fontes para braquiterapia intravascular.

Deste modo, pode-se concluir que este modelo não foi projetado para rotinas de SMN, pois sua câmara de ionização é menor, apresentando apenas 160 mm de profundidade do poço [43], se comparada com as utilizadas nesses serviços (260 mm Modelos CRC®-15R e CRC®-25W da Capintec e 325 mm modelo da Lemer Pax), dessa forma pode apresentar grande dependência geométrica em qualquer posição de medida, ou seja, as FRS deverão ser bem avaliadas e manter-se um padrão de posicionamento das mesmas durante o procedimento de caracterização.

Este modelo não é fornecido com os valores dos coeficientes de calibração (CC) para fontes utilizadas nos SMN, cabendo a seus operadores a tarefa de determiná-los por meio de comparação com as amostras de seus fornecedores, que são rastreáveis aos padrões primários ou secundários, utilizados na calibração de seus equipamentos, ou seja, deve-se proceder a calibração direta do instrumento.

7.3 Efeito de blindagem

Para qualquer tipo de blindagem, os efeitos do espalhamento dos fótons aumenta o valor da corrente de ionização, produzida pela fonte de radiação no poço da câmara, sendo assim, qualquer que seja a modificação feita na estrutura desse revestimento requer a reavaliação dos CC. Desta forma é indicado que seja mantida uma blindagem permanente ao redor da câmara de ionização.

As alterações nas medidas experimentais da atividade de uma fonte de radiação, devido ao incremento da radiação de fundo, são de intensidade muito maior do que as que surgem por perturbações eletrônicas e por influências geradas por campos eletromagnéticos [92].

A influência das variáveis citada acima depende da qualidade da instrumentação eletrônica do coletor da corrente de ionização e da instalação dos cabos de transmissão. De acordo com o fabricante do ativímetro utilizado durante este trabalho, se forem mantidas as condições indicadas pelo manual e todo o conjunto esteja montado de acordo com o mesmo, espera-se uma incerteza máxima devido à instrumentação de ± 2% [43], porém a avaliação do efeito de blindagem deve ser obtida experimentalmente.

Durante este estudo não foi feita essa avaliação, pois, o equipamento foi mantido em local de baixa influência das radiações externas e com blindagem envolvendo a câmara de ionização.

8 ESTATÍSTICA

A teoria de erros nos apresenta técnica para quantificar os erros nos dados, os processos de cálculo e resultados com números aproximados.

Cada vez que uma medida for realizada, deve ser organizada e interpretada. Como nenhuma medida está livre de erros, devem-se seguir certos passos para avaliar a precisão e exatidão (da união desses dois conceitos, surge o termo acurácia) da medição. Por outro lado, a propagação de erros permite quantificar como estes erros se transladam e acumulam dos processos de medição até obter-se o resultado final.

Medir significa comparar o objeto com um padrão, sendo que os resultados são indicados em relação a este. Dessas medidas não se pode obter o valor verdadeiro da grandeza que está sendo avaliada, devido a várias razões, tais como a imperfeição do instrumento, limitação dos nossos sentidos, métodos de cálculo entre outros, por isso é que o valor de uma grandeza não pode ser expressa de forma direta, então surge a necessidade de estimativas ou aproximações do valor mais provável da grandeza [93].

8.1 Medidas de tendência central

As medidas de tendência central são assim denominadas por indicarem um ponto em torno do qual se concentram os dados da amostra. Este ponto tende a ser o centro da distribuição dos dados. Aqui será avaliada apenas a média aritmética, por ser a medida de interesse direto.

8.2 Média aritmética

A média aritmética ($\bar{X}$), ou simplesmente média, é a soma de todos os valores observados da variável dividida pelo número total de observações. Sob uma visão geométrica a média de uma distribuição é o centro de gravidade,

representa o ponto de equilíbrio de um conjunto de dados. É a medida de tendência central mais utilizada para representar um conjunto de dados (X_1, ..., X_n).

A média aritmética é o valor que pode substituir todos os valores da variável, isto é, é o valor que a variável teria se em vez de variável, ela fosse constante, e é calculada por:

$$\overline{X} = \frac{\sum_{i=1}^{n} x_i}{n} \qquad (12)$$

8.3 Desvio-médio

A diferença entre cada valor observado e a média é denominado desvio e é dado por (xi − μ) se o conjunto de dados é populacional, ou por (xi − x) se os dados são amostrais. Ao somar todos os desvios, ou seja, ao somar todas as diferenças de cada valor observado em relação a média, o resultado é igual a zero (propriedade 5 da média). Isto significa que esta medida não mede a variabilidade dos dados. Assim, para resolver este problema para dados amostrais, pode-se desconsiderar o sinal da diferença, considerando-as em módulo e a média destas diferenças em módulo é denominada desvio médio:

$$d_m = \frac{\sum_{i=1}^{n} \left| x_i - \overline{x} \right|}{n} \qquad (13)$$

8.4 Variância e desvio padrão

Enquanto não há nada conceitualmente errado em se considerar o desvio médio, esta medida não tem certas propriedades importantes e não é muito utilizada. O mais comum é considerar o quadrado dos desvios em relação à

média e então calcular a média das amostras. Obtém-se, assim a variância que é definida por:

$$S^2 = \frac{\sum_{i=1}^{n}(x_i - \overline{x})^2}{n-1} \qquad (14)$$

Entretanto, ao calcular a variância observa-se que o resultado será dado em unidades quadráticas, o que dificulta a sua interpretação. O problema é resolvido extraindo-se a raiz quadrada da variância, definindo-se, assim, o desvio padrão:

$$S = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{n}(x_i - \overline{x})^2}{n-1}} \qquad (15)$$

O desvio padrão de uma variável aleatória é a raiz quadrada positiva da sua variância, e denotado por S, sendo expresso nas mesmas unidades que a variável aleatória, e a variância é dada nas unidades da variável aleatória ao quadrado. Logo, se a variável aleatória é medida em metros, o desvio padrão também está em metros e a variância em metros quadrados. Um valor pequeno do desvio padrão indica que existe pouca dispersão (ou incerteza) em torno da média. Se o desvio padrão é grande, os valores da variável aleatória estão muito dispersos em torno da média.

Assim, pode-se resumir que os parâmetros estatísticos mais utilizados são os seguintes:

- Para um conjunto de n dados, por exemplo, leituras repetidas de um instrumento qualquer:

$$X_1, X_2,.., X_n.$$

A partir desta amostra, as fórmulas estatísticas mais utilizadas nos cálculos são as seguintes:

1. Média:

$$\overline{X} = \frac{\sum_{i=1}^{n} x_i}{n}$$

2. Variância:

$$S^2 = \frac{\sum_{i=1}^{n} (x_i - \overline{x})^2}{n-1}$$

3. Desvio padrão:

$$S = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{n} (x_i - \overline{x})^2}{n-1}}$$

De modo geral, o resultado da medida deve ser apresentado da seguinte forma:

$$\overline{X} = \overline{X} \pm S \qquad (16)$$

Um dos aspectos mais importantes da avaliação do erro da medida é a necessidade do conhecimento detalhado do processo de medidas, assim como as potenciais fontes de erros relacionadas. Uma vez identificadas, elas devem ser agrupadas em acordo com o Guia - "*Estimating Uncertainties in Testing Measurement - Good Pratice Guide No. 36*" do *National Measurement Partnership – NMP, U.K.* [94], onde adota-se o agrupamento dessas componentes de incerteza em duas categorias, baseada nos métodos de avaliação, Tipo A e Tipo B, respectivamente.

As incertezas do tipo A, são estimadas a partir de análise estatística de uma série de medições efetuadas. O desvio padrão e o desvio padrão da média são bons exemplos desse tipo de avaliação. As incertezas do tipo B são estimadas por outros métodos que não os estatísticos, por exemplo, a resolução de um equipamento utilizado em medições, que é indicada por seu fabricante.

O procedimento para a estimativa e correlação das incertezas do tipo A e tipo B é apresentado pela referência citada anteriormente. É necessário que seja

feito o levantamento de todas as fontes de incertezas que possam contribuir para a realização de uma determinada medição ou conjunto de medições. Essas fontes podem originar incertezas do tipo A e B, que são então correlacionadas por uma incerteza denominada incerteza combinada ou expandida (Uc), dada pela equação:

$$Uc = [(u_1)^2 + (u_2)^2 + ... + (u_n)^2]^{1/2} \qquad (17).$$

As incertezas u_1,u_2, ..., u_n são as fontes de incertezas do tipo A e do tipo B relacionadas às medidas efetuadas. No caso das incertezas tipo A, é utilizado o desvio padrão (S, equação 15), da série de medições como uma das componentes para estimar a incerteza combinada.

As demais componentes de incertezas, pertencentes ao tipo B, são obtidas nos dados das especificações dos equipamentos envolvidos nos processos de medidas, tal como a acurácia da câmara de ionização, que é fornecida pelo certificado de calibração da mesma.

Todas as incertezas u_i entram como componentes para a estimativa da incerteza combinada, Uc.

A partir da incerteza combinada, deve-se estimar a incerteza expandida (Ue) que fornecerá o intervalo de confiança para os valores até então obtidos. A equação que apresenta a incerteza expandida é apresentada na equação (18), onde o fator k é denominado de fator de abrangência e de acordo com o seu valor é determinado um nível de confiança nas incertezas avaliadas.

Para um nível de confiança de 95% (probabilidade de que o valor verdadeiro se encontre dentro do intervalo de incerteza calculada) o valor de k deve ser de 1,960. Com o aumento do fator k há um aumento no nível de confiança, porém aumenta-se também o valor da incerteza, deste modo é adequado que seja feita a adoção de um fator k que não aumente muito o valor da incerteza, mas que também não reduza muito o nível de confiança na medida.

Neste trabalho foi escolhido o fator de abrangência referente a um nível de confiança de 95%, ou seja, k = 1,960 (~2), representado graficamente como sendo o intervalo de medida abrangido por duas vezes a incerteza combinada, em torno do valor médio, como apresentado na FIG. 17. Sendo este o valor de k

adotado pelos SMN, onde as incertezas envolvidas são aceitáveis para essa aplicação [38, 39, 40, 41, 42].

$$Ue = k.Uc \qquad (18)$$

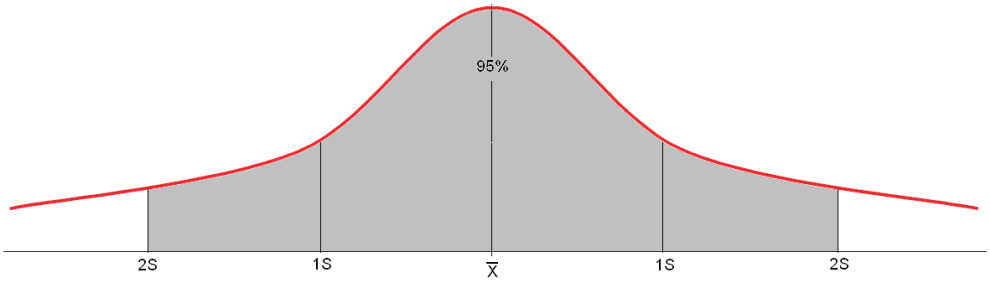


FIGURA 17: Curva representativa do intervalo de confiança de 95%,onde k = 1,960 ou 2S

O valor de k representa um fator de compensação, pois em geral nem todas as fontes de incerteza são avaliadas, assim este fator de correção é adotado devido à subestimação dessas incertezas que não foram avaliadas.

8.5 Modelos estatísticos

Sob certas condições, pode-se predizer a função distribuição que descreverá os resultados de várias medições repetidas. Definindo-se uma medida como uma contagem do número de sucessos resultando de um dado número de tentativas. Cada tentativa é um sucesso ou não.

Para tudo que se segue, supõe-se que a probabilidade de sucesso é uma constante para todas as tentativas. Por exemplo, ao tentar-se observar um dado decaimento nuclear por um tempo t, o número de tentativas é equivalente ao número de núcleos na amostra sob observação, e a medida consiste em contar aqueles núcleos que decaem.

Assim, três modelos estatísticos específicos são apresentados a seguir:

1 - A Distribuição Binomial. Este é o modelo mais geral e é largamente aplicável para todos os processos de probabilidade constante. Muito trabalhosa, para sistemas grandes, por exemplo, em decaimentos nucleares, sendo por isso muito pouco utilizada em aplicações nucleares.

2 – Distribuição de Poisson. Este modelo é uma simplificação matemática da distribuição binomial sob condições que a probabilidade de sucesso é pequena. Em termos práticos, a condição implica que escolhemos um tempo de observação pequeno comparado com a meia-vida da fonte, ou que a eficiência de detecção é pequena.

3 – Distribuição Gaussiana ou Normal. A terceira distribuição importante é a Gaussiana, a qual é a uma simplificação ainda maior se o número médio de sucessos é relativamente grande (maior do que 20 ou 30). Esta condição se aplicará para qualquer situação na qual acumulamos mais dos que algumas contagens durante a medida. Este é o caso mais freqüente de modo que a o modelo Gaussiano é largamente aplicável a muitos problemas em estatística de contagem.

Os modelos acima se tornam idênticos para processos com uma probabilidade individual de sucesso pequena, mas com um número grande de tentativas de modo que o número médio esperado de sucessos é grande [95].

Para pequenas amostras a distribuição normal apresenta valores menos precisos, o que leva à necessidade de utilizar um modelo que se aproxima deste tipo de distribuição e ao mesmo tempo impõe um fator de correção devido à possibilidade de perda de informações e incertezas relacionadas ás medidas, assim utiliza-se a distribuição t de Student.

A principal diferença entre a distribuição normal e a t de Student é que esta possui mais área nas caudas, como mostra a FIG. 18.

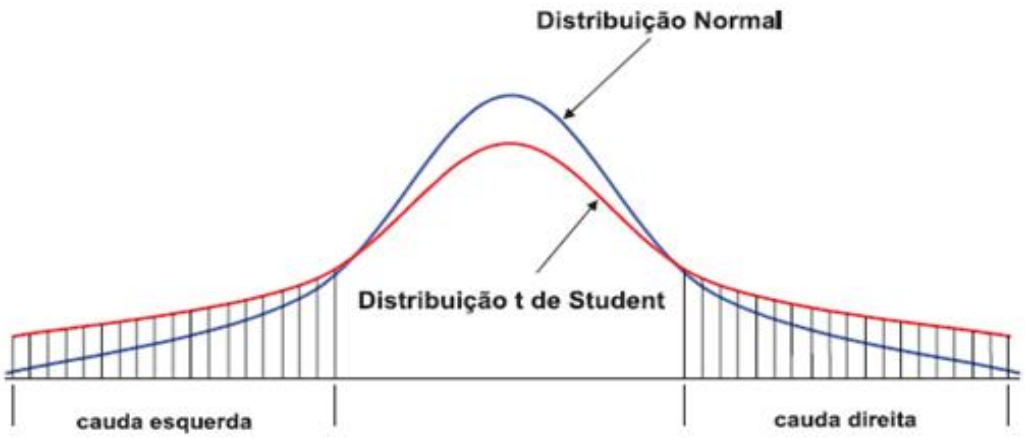


FIGURA 18: Representação gráfica da distribuição normal e a distribuição t de Student

Existe um valor de t para cada tamanho de amostra, sendo que à medida que o tamanho da amostra (n) cresce, a distribuição t de Student se aproxima da distribuição normal.

Para obter-se o valor de t a ser utilizado é necessário definir previamente o nível de confiança desejado e o número de graus de liberdade (n – 1) a ser utilizado.

De forma definitiva, pode-se indicar que a incerteza é a falta de conhecimento seguro e claro de algo.

A seguir este tema será devidamente exposto e a avaliação das medidas seguirá em acordo com o indicado no "*Protocol for Establishing and Maintaining the Calibrators and their Quality Control – Measurement Good Practice Guide No. 93"* do *National Physical Laboratory – NPL, U.K.* de 2006 [36] , no "*Estimating Uncertainties in Testing Measurement - Good Pratice Guide No. 36*" do *National Measurement Partnership – NMP, U.K* de 2003 [94], no texto de Moore e McCabe sobre a prática da Estatística [95] e no " *Measurement Uncertainty – IAEA-TECDOC-1585* de 2008 [96], onde são apresentadas, de forma resumida, a aplicação do modelo de distribuição t de Student à vida prática dos executores de medidas, principalmente aos usuários de detectores de radiação de modo geral.

A seguir é apresentada a TAB. 5, que fornece os fatores de correção a serem adotados ao desvio padrão e é fornecida como guia prático nas referências acima, bem como o exemplo da metodologia que foi aplicada a este trabalho.

TABELA 5: Correção a ser aplicada ao desvio padrão, de acordo com a quantidade de medidas

Quantidade de medidas	Fator de Correção T = t/k		
n	k = 1 (NC = 68%)	k = 2 (NC = 95%)	k=3 (NC = 99,7%)
8	1,08	1,22	1,51
9	1,07	1,19	1,43
10	1,06	1,16	1,36
11	1,05	1,14	1,32
12	1,05	1,13	1,28

Exemplo prático:

Para n = 10 medidas de uma única fonte de incerteza a 95% de confiança, k = 2, o fator de correção é 1,16.

i.e. $Uc = 1{,}16 \cdot S$ (19)

e $Ue = 2.Uc$ (20);

onde $Uc = [(u_1)^2 + (u_2)^2 + ... + (u_n)^2]^{1/2}$, representa a incerteza combinada, S representa o desvio padrão estimado e Ue a incerteza expandida.

9 METODOLOGIA

Para considerações iniciais, pode-se dizer que um dos itens mais importante para o sucesso desta metodologia é o ativímetro modelo CRC®-15BT da Capintec, apresentado na FIG. 19. Suas características, apresentadas no manual do usuário [43], são de fundamental importância, quando a tarefa de caracterização for implementada nas rotinas da GRR.

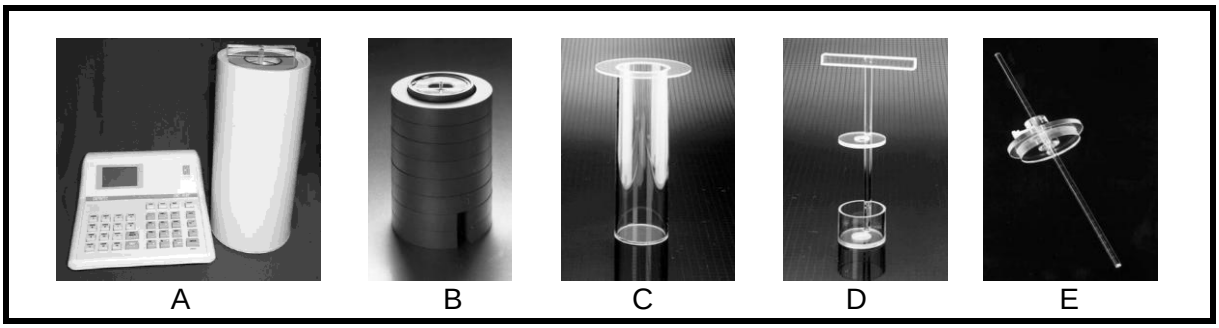


FIGURA 19: Seqüência dos itens relacionados ao ativímetro CRC®-15BT
Observam-se: A) o ativímetro; B) a blindagem que envolve a câmara de ionização em seu interior; C) a capa protetora contra contaminação do poço; D e E) dois modelos de portas-fontes

As blindagens da cela quente e da câmara de ionização protegem os operadores da exposição a radiações intensas, bem como reduzem os efeitos da radiação de fundo em medidas de níveis de radiações baixos.

Dois fatores limitantes foram considerados para a seleção das FRS a serem utilizadas no desenvolvimento da metodologia de caracterização; um deles é a espessura das paredes da cela de apenas 100 mm, o que limita a atividade que poderá ser manipulada; o outro intrínseco ao ativímetro que é o limite de atividade recomendado pelo fabricante, 444 GBq [43]. Como a cela quente não se encontra em condições operacionais, as FRS que foram avaliadas possuem baixa atividade, entre kBq a GBq, para casos em que o risco de exposição foi considerado baixo.

Com base nesses fatores, foram selecionadas algumas FRS, emissoras alfa, beta e gama, mais utilizadas na pesquisa, medicina e indústria e cujos RN representassem maior fração no inventário de FRS recebidas pela GRR.

Para FRS cujo projeto é sob a forma cilíndrica, desde que o diâmetro seja menor do que 10 mm, utiliza-se o porta-fonte apresentado na FIG. 19, item E, para FRS de projetos diferentes do citado são indicadas para o modelo apresentado na mesma figura, apresentado no item D.

As FRS foram colocadas no centro do porta-fonte, que foi inserido no poço da câmara de ionização, em profundidade pré-estabelecida do poço (~ 160 mm base da capa protetora do poço). As medidas foram feitas após 30 segundos de estabilização da corrente de ionização no interior da câmara e foram registradas a cada 10 segundos, totalizando 10 (dez) medidas.

As FRS foram então removidas da câmara, do porta-fonte, reposicionadas e por fim novas leituras foram feitas. Esse procedimento foi repetido por 5 (cinco) vezes consecutivas. Os valores não apresentaram desvios percentuais significativos (< 1,5%), desde que assumida a condição de que a atividade inicial da fonte seja exata, podendo-se admitir que fossem reprodutivas [16], portanto em acordo com o organismo regulador nacional.

Para obter-se o valor da atividade, é necessário o uso de CC, que são multiplicadores da corrente de ionização e são ajustados por meio de botões diretamente no painel de controle do ativímetro, e que variam entre 10 a 1.000, sendo o menor valor a condição de maior sensibilidade da câmara e o maior valor na condição de menor sensibilidade.

No entanto, nem sempre a medida é o valor da atividade atualizada, sendo necessária a aplicação de um FA, que fará a correção da medida; isso é possível quando se tem o conhecimento das características da FRS, o que confere ao valor medido, uma confiabilidade maior.

Para o desenvolvimento desta metodologia de caracterização de FRS, as etapas necessárias são as seguintes:

1. Selecionar, e se possível, identificar por similaridade os modelos de blindagens armazenados na GRR e segregar os conjuntos similares;
2. Estabelecer acessos aos sistemas de segurança das FRS;

3. Remover as FRS das blindagens e avaliar suas similaridades;
4. Verificação das condições de estanqueidade das FRS;
5. Avaliar a sensibilidade da câmara de ionização para a geometria da FRS e o RN em questão;
6. Estabelecer os Coeficientes de Calibração (CC) e Fatores de Ajuste (FA) para cada modelo de FRS com seus respectivos RN e adicioná-los ao banco de dados da GRR;
7. Identificar as FRS por meio de imagens e planilhas em um banco de dados apropriado (inventário da GRR);
8. Manter acesso a esse banco de dados na instalação onde serão executadas as tarefas de caracterização das FRS, para sua atualização constante e de fácil acesso aos valores de CC e FA. Estes valores servirão de base para as FRS, que no futuro venham a ser recebidas pela GRR, quando poderão ocorrer situações em que algumas FRS, serão avaliadas por similaridade com outros modelos existentes no mercado.
9. No tempo em que o repositório esteja em condições de receber estas FRS fazer a atualização, ou esse inventário poderá ser auto-atualizável.

A partir daqui serão apresentadas as formas de avaliação das etapas citadas acima.

9.1 Seleção e identificação de modelos de blindagens e instrumentos

As blindagens que são utilizadas nas instalações industriais, em geral são também as entregues à GRR, pois na condição de rejeitos radioativos, são consideradas as embalagens de transporte e armazenamento mais seguras das FRS.

São geralmente construídas em aço carbono ou inoxidável, com diversas geometrias, preenchidas com chumbo ou outros materiais densos que servirão de blindagem. Alguns fabricantes indicam a possibilidade da utilização desde o concreto ao tungstênio, como absorvedores [66, 67, 68, 69, 70, 71, 72].

Por meio de consultas a catálogos desses fabricantes, pode-se identificar alguns modelos que se encontram nas dependências da GRR, sendo a maioria delas mantendo em seu interior FRS contendo ^{60}Co e ^{137}Cs; esses RN representam a maior contribuição volumétrica a ser gerenciada.

Os modelos com maior representatividade no armazenamento das FRS são as blindagens dos modelos FQG61, FQG62 e o QG2000, da Endress+Hauser (E+H), ou similares, com capacidades máximas de contenção, apresentadas na TAB. 6. A mesma empresa, E+H, fabrica modelos mais simples e similares aos FQG61, porém apresentam maior facilidade de acesso às fontes, como é o caso das blindagens que mantinham as fontes de ^{60}Co, modelo AG 30, avaliadas neste trabalho.

TABELA 6: Características dos modelos da Endress+Hauser, encontrados no depósito intermediário da GRR

Modelo (E+H)	Atividade Máx. ^{60}Co	Atividade Máx. ^{137}Cs
FQG61	0,74 GBq (20 mCi)	22,2 GBq (600 mCi)
FQG62	3,7 GBq (100 mCi)	0,74 GBq (3000 mCi)
QG2000	37 GBq (1 Ci)	Não autorizado para esse RN

* Há várias blindagens dos modelos FQG61 e 62, da E+H e também similares

As blindagens dos modelos FQG61 e FQG62 possuem como base o mesmo projeto, com variação na espessura da blindagem, cujo diâmetro máximo pode ser de até 190 mm. No caso do modelo QG2000 o diâmetro do cilindro da blindagem é de 320 mm. Os modelos citados são mostrados na FIG. 20.

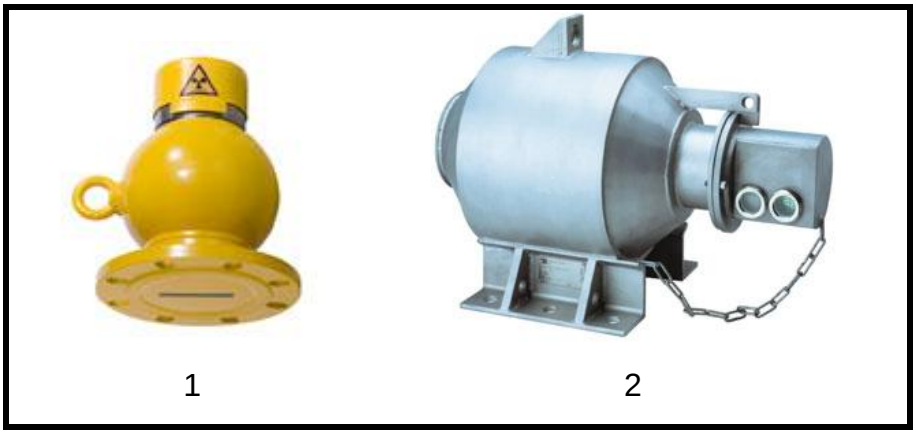


FIGURA 20: A blindagem número 1representa os modelos FQG61 e o FQG62, a número 2 refere-se ao modelo QG2000

Podem ser encontrados, também modelos similares aos ASHF 2; ASHF 2,5; ASHF 3 e ASHF4, da Nuclear Australia, apresentado na FIG. 21, onde podem ser mantidas fontes seladas de ^{60}Co ou ^{137}Cs, com capacidade para atividades superiores aos FQG61 e 62; a TAB. 7 apresenta a atividade indicada para esses modelos.

TABELA 7: Apresentação da série ASHF, da Nuclear Australia, com suas respectivas atividades máximas para ^{137}Cs e ^{60}Co

Modelo (Nuclear Australia)	Máx. ^{137}Cs (mCi)	Máx. ^{60}Co. (mCi)
ASHF2A	30	-
ASHF2B	100	-
ASHF2C	500	-
ASHF2D	1.000	-
ASHF2E	1.500	-
ASHF2,5	50.000	10.000
ASHF3	50.000	10.000
ASHF4	50.000	10.000

* Valores informados pelo fabricante

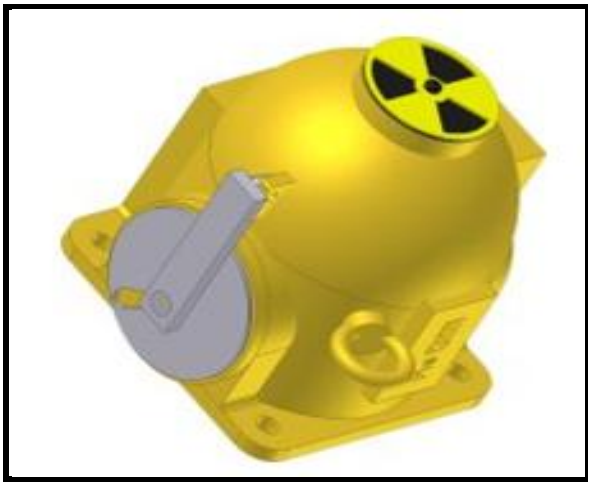


FIGURA 21: Modelo ASHF2 da Nuclear Australia

Para demonstrar a similaridade entre alguns modelos, são apresentados na FIG. 22 alguns modelos de porta-fontes, onde é possível notar-se que os modelos SHLD e SHF, da Ohmart Vega (OV) e o modelo AS-1 da *Ronan Measurements* (R), são bastante semelhantes ao modelo ASHF2 da Nuclear Australia.

Com relação aos modelos SHLG, SHLM, ambos da Ohmart Vega e o modelo SA-4, 10 e 15 da *Ronan Measurements*, o projeto apresentado pelos fabricantes demonstram as semelhanças, inclusive nas aplicações e nas atividades dos RN, para trabalhos específicos. Há grande quantidade de blindagens com as mesmas características nas dependências da GRR.

Um modelo similar ao SR, da Ohmart Vega, apresentado na FIG. 22, é bastante comum no depósito intermediário da GRR, geralmente com FRS de ^{137}Cs, com atividades variando de 370 MBq a 7,4 GBq, representando parte do volume ocupado por FRS contendo esse RN.

FIGURA 22: Modelos de blindagens (instrumentos) similares a esses, podem ser encontrados no depósito intermediário da GRR

Como há riscos envolvidos no manuseio dessas FRS, pôde-se remover um pequeno número, devido à exposição a altas taxas de dose de radiação. Nessa condição foi feita a avaliação de uma única atividade em um conjunto de doze FRS para obter-se os coeficientes de calibração (CC) que indicassem a faixa desses coeficientes que possam caracterizar esse tipo de FRS, que serão devidamente apresentadas no capítulo 10, onde serão discutidos os resultados obtidos neste trabalho.

Na FIG. 23, observa-se que as blindagens FQG61, da E+H, foram segregadas de acordo com suas características, onde são mostrados ainda, dois

suportes de fixação para a FRS contendo ^{137}Cs e em detalhe o alojamento onde esta é mantida.

FIGURA 23: Blindagens de onde foram removidas as FRS, modelo CDC.P4 e detalhe dos suportes onde são mantidas durante seu ciclo de vida

Os modelos mais comuns de blindagens, podem ser consultados em alguns sites de fabricantes desses dispositivos, bem como de instrumentos em que são utilizadas fontes radioativas seladas, entre eles pode-se citar:

1. Ronan Measurement Division [66];
2. Endress + Hauser [67];
3. Ohmart Vega [68];
4. Nuclear Stuff (Nuclear Australia) [69];
5. Croft Products [70];
6. QSA Global [71] e entre outras a
7. Alchemy Castings [72].

As empresas citadas possuem modelos similares aos encontrados sob custódia da GRR, bem como podem servir de referência para a produção de blindagens de armazenamento ou transporte de FRS, caso típico relacionado à empresa Alchemy Castings.

9.2 Acesso às FRS

Alguns fabricantes de blindagens industriais (porta-fontes) apresentam o projeto de seus equipamentos, onde expõem parte do sistema de acesso às fontes radioativas seladas; mas isso é uma característica que poucos disponibilizam. Isso se deve às condições de segurança exigidas pelo uso de materiais radioativos nas fontes seladas, bem como ao temor de que em um acidente ou ato mal intencionado, seja feita a ligação do fabricante com os indivíduos que o tornaram possível.

Pelo motivo citado acima, este item não será exposto, citando-se apenas que a experiência dos colaboradores da GRR foi importante no acesso às FRS, com total segurança e sob acompanhamento de radioproteção.

9.3 Remoção das FRS e avaliação da similaridade entre modelos

Como exposto no capítulo 6, FONTES RADIOATIVAS SELADAS, pode-se observar que a similaridade entre os modelos fabricados é algo esperado na avaliação que se segue. Isso se deve à padronização em aplicações específicas e também aos fabricantes de instrumentos industriais, tal como apresentado no item 9.1.

As FRS são removidas das blindagens e transferidas para uma bandeja de aço inoxidável, cuja superfície é de fácil descontaminação, posicionada entre blindagens de chumbo com espessura de 100 mm, para garantir a mínima exposição à radiação durante a remoção das mesmas. Após sua transferência, as FRS são avaliadas quanto à possibilidade de contaminação externa, para então poderem ser analisadas com relação às suas dimensões e/ou similaridades.

As dimensões foram obtidas de forma direta, posicionando-se as FRS sobre a superfície de um papel milimetrado, como poderá ser visto em algumas figuras, entre elas as que são apresentadas nas FIG. 24, 25, 26 e no item 10 RESULTADOS E DISCUSSÔES, sendo posteriormente comparados com modelos encontrados em catálogos de fabricantes.

Foram avaliadas FRS contendo ^{137}Cs e ^{60}Co que apresentam-se no catálogo de seu fabricante (Eckert & Ziegler) como sendo proveniente do mesmo

projeto; ou seja; pode-se afirmar que têm, basicamente, as mesmas dimensões e materiais envolvidos, assim como foi encontrada uma FRS nacional, em que se obteve a informação de que a fontes é encapsulada em suporte de aço inoxidável 316L.

Apresentam-se aqui, as FRS avaliadas sob a forma de cilindros com diâmetro de cerca de 7 mm e com comprimentos da ordem de 16 mm.

Foram avaliados os seguintes modelos:

- CDC.P4 (da Eckert & Ziegler) para ^{137}Cs;
- AG30 (similar ao CKC.P4 da Eckert & Ziegler) para ^{60}Co e o
- IEA (Instituto de Energia Atômica, atualmente conhecido como Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP) para ^{60}Co.

O primeiro modelo apresentado na FIG. 24 contém o RN, sob a forma de uma pastilha cerâmica, duplamente encapsulada e soldada em uma cápsula de aço inoxidável. Os demais se apresentam sob a mesma forma, cuja diferença básica é que o RN encapsulado está sob a forma de um cilindro metálico ativado.

CDC.P4 AG 30 IEA (IPEN)

FIGURA 24: Modelos de FRS, onde se observam as simetrias entre os modelos, geralmente cilíndricos

Para aplicações de fótons de baixa energia, são utilizadas fontes contendo RN de meia-vida longa, incorporados em matrizes estáveis e homogêneas.

As energias mais baixas são possíveis de serem utilizadas, desde que o RN esteja amplamente distribuído em áreas maiores e seu feixe de exposição direcionado para a janela que deve ser construída em material adequado;

geralmente menos densos que o aço, basicamente podem ser utilizados o berílio e o alumínio.

Desse modo, dando continuidade e demonstrando a simetria e similaridade entre os modelos, as FRS aqui avaliadas contêm ^{241}Am e apresentam-se sob a forma de cilindros com diâmetro maior que a altura.

Na FIG. 25 são apresentados os seguintes modelos:

- AMC 17, similar à série de cápsulas G44, da Eckert & Ziegler;
- AMC 1445, similar à série de cápsulas G33, da Eckert & Ziegler e o
- AM 190, fabricada pela Industrial Nucleonics Corporation, sendo similar à série de cápsulas G55, da Eckert & Ziegler; com um flange de fixação, bem como há similaridade com os modelos XAm, em forma de discos, da RITVERC.

AMC 17 AMC 1445 AM 190

FIGURA 25: Modelos de FRS em que podem ser admitidas similaridades

Concluindo-se essa análise, foram avaliadas FRS contendo ^{147}Pm e ^{85}Kr, emissoras de partículas β^{-}-γ.

Foram avaliados os modelos PHB.D1 e PHC.C2 de fabricação da AMERSHAM [61], entre outros contendo ^{147}Pm e também alguns similares às séries NER584 e NER586, de fabricação da Eckert & Ziegler, onde são preenchidas cápsulas com ^{85}Kr, esse fabricante informa que nessas séries as fontes são encapsuladas em tubo de titânio metálico, sendo a janela constituída pelo mesmo metal e seladas por meio de soldas TIG (Tungsten Inert Gas) e laser.

A FIG. 26, apresenta a imagem de três FRS do modelo PHB.D1 e o projeto apresentado pelo fabricante das séries NER citadas no parágrafo anterior, pode-se notar a semelhança física entre os modelos.

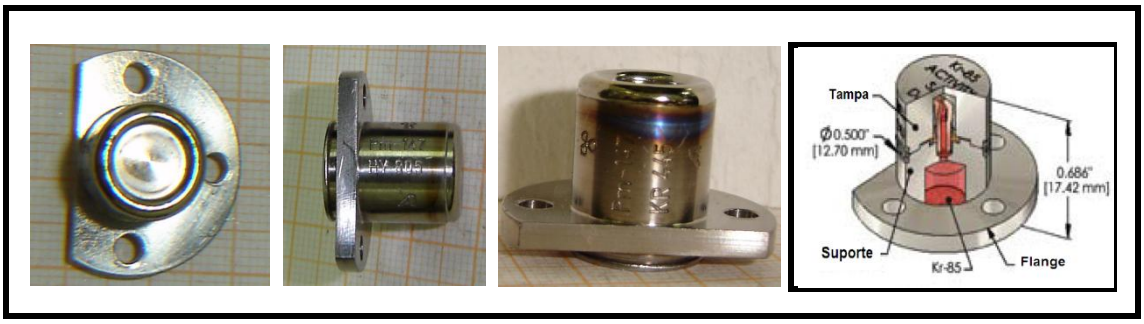


FIGURA 26: Comparação do modelo PHB.D1, fabricado pela AMERSHAM, com o similar, da série NER para ^{85}Kr, fabricado pela Eckert & Ziegler

Alguns dos modelos de fontes radioativas seladas podem ser consultados em alguns catálogos de empresas fabricantes de fontes radioativas seladas, entre elas pode-se citar:

1. LEA-CERCA, da francesa AREVA [62];
2. High Technology Sources Limited [63];
3. Eckert & Ziegler Nuclitec GmbH [64];
4. RITVERC [65], entre outras.

Uma das principais fabricantes de FRS encontradas no inventário da GRR, a Amersham, teve parte de seus projetos transferidos para a alemã Eckert & Ziegler, onde podem ser obtidas as dimensões e projetos de alguns de seus modelos, pode-se observar ainda, que os nomes dos modelos foram mantidos por essa empresa.

As empresas citadas possuem modelos similares aos encontrados sob custódia da GRR, porém nem todos os modelos de FRS foram encontrados nos catálogos disponíveis.

9.4 Avaliação das condições de estanqueidade das FRS

As FRS foram inicialmente submetidas a testes específicos da *International Standard Organization - ISO*, durante seu processo de fabricação, conforme sua norma específica ISO 9978 – *Radiation protection – Sealed radioactive sources – Leakage test methods* [81].

No entanto, após seu ciclo de vida, não se pode garantir a integridade das FRS, sem que seja feita essa verificação mínima, sendo assim é necessária a avaliação de possíveis vazamentos para garantir que não haja risco de contaminação dos operadores e nem mesmo da instalação, sendo esse procedimento fundamental para a caracterização das FRS de forma segura.

O teste de estanqueidade foi escolhido em acordo com a orientação dada no anexo A dessa norma, que serve como guia para a escolha dos ensaios a serem executados no controle de qualidade e produção de vários tipos de fontes radioativas seladas e será devidamente abordado no desenvolvimento da metodologia em seu item específico.

A avaliação da contaminação superficial é expressa em Bq/cm^2 e é proporcional à taxa de contagem líquida e um fator de calibração. O fator de calibração está relacionado, entre outros, com o fator de remoção da contaminação e com a eficiência do instrumento; essas informações podem ser obtidas com a consulta do certificado de calibração do equipamento de contagem utilizado. Freqüentemente, o fator de remoção da contaminação é desconhecido, assim um valor de 10% é o valor recomendado pela norma ISO 7503 - *Evaluation of surface contamination* [82], em sua série de um a três, para RN emissores beta. A atividade avaliada na contaminação é correlacionada com a área avaliada da FRS, sendo finalmente expressa em Bq.

Durante o desenvolvimento deste trabalho, optou-se apenas pelo teste de vazamento (por esfregação – “esfregaço”) para todas as FRS, devido à sua praticidade na avaliação da atividade, a possíveis riscos relacionados à contaminação do laboratório e na geração de rejeitos secundários, mas principalmente, por sua rapidez na contagem e minimização do tempo de exposição das mesmas.

O teste de esfregaço é um método utilizado para medir a contaminação de superfícies que contenham RN. Neste caso, consiste basicamente na avaliação

da superfície externa das FRS, por meio da fricção da cápsula em dois discos de papel (falso tecido seco - material utilizado neste trabalho), com duas polegadas de diâmetro; ou ainda; algodão umedecido com solução alcoólica, fornecendo um método eficiente de amostragem de uma superfície, que pode apresentar-se contaminada. Esse procedimento é executado com o auxílio de pinças e sua seqüência, poderá ser observada na FIG. 27.

Todas as FRS que participaram do desenvolvimento deste trabalho, foram submetidas ao teste de esfregaço e foram aprovadas. Neste item não foram avaliadas FRS contendo ^{226}Ra, devido à alta probabilidade de vazamento do RN, pois, a grande maioria dessa fontes apresentam alto nível de contaminação externa.

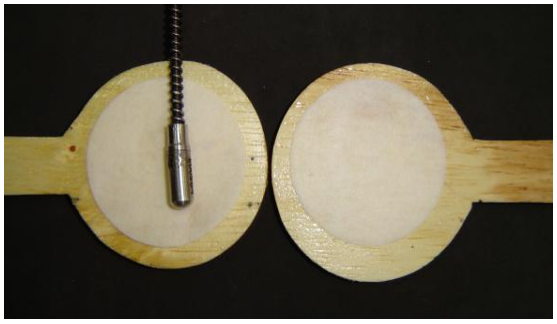
As medidas do nível de contaminação foram realizadas de forma indireta com a utilização de dois modelos de instrumentos de contagem.

O primeiro é um detector portátil, modelo MIP-10, de fabricação da Eurisys Measures, referência 18311, número de série 7454, com sonda tipo *pancake* referência 18322 e número de série 7454, que possui dois contadores Geiger-Müller em sua sonda, cada uma delas com duas polegadas de diâmetro, onde é feita a medida direta do esfregaço. O certificado de calibração do equipamento encontrava-se dentro do prazo de validade. Este procedimento é feito para garantir que em caso de vazamento da FRS, o esfregaço não será levado ao próximo monitor, muito mais sensível e que apresenta maior risco de contaminação do equipamento.

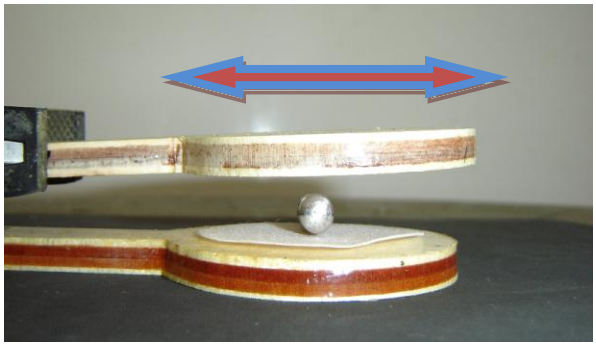
A avaliação do nível de contaminação é feita na seqüência, com a utilização de outro instrumento de medida de contagem, com maior precisão.

Nessa segunda avaliação, o esfregaço é introduzido no sistema contador por meio de um suporte, tipo gaveta, para o posicionamento do disco. Aqui foi utilizado um detector de contaminação radioativa, modelo 2929 Dual Channel Scaler, fabricado pela empresa Ludlum Measurement, número de série PR273245, com sonda modelo 43-10-1, este equipamento permite avaliar simultaneamente emissões alfa, beta e gama, cujo certificado de calibração encontrava-se dentro do prazo de validade. Os detectores de contaminação utilizados no desenvolvimento deste trabalho são apresentados na FIG. 28.

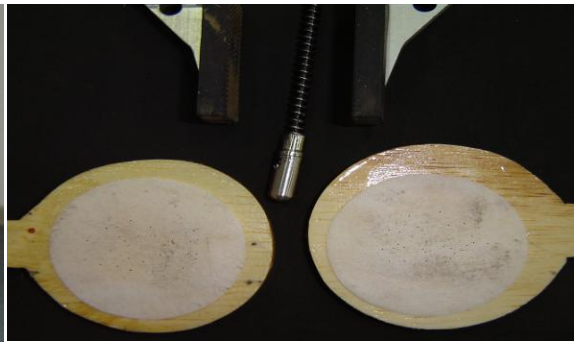
Esfregaços limpos



Posicionamento da FRS

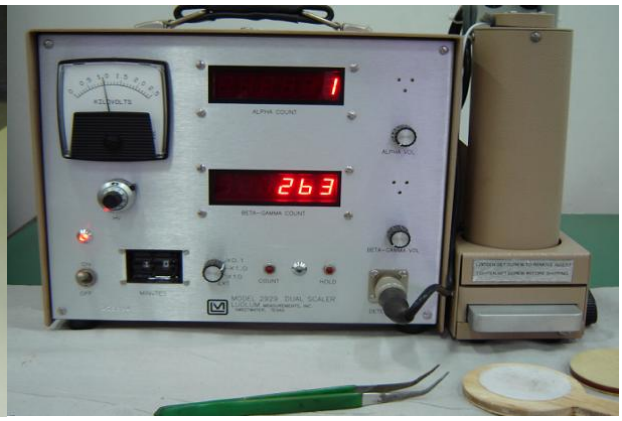


Movimentação dos esfregaços



Remoção de resíduo superficial

Avaliação dos esfregaços: MIP-10



Avaliação dos esfregaços: Ludlum 2929

FIGURA 27: Seqüência do teste de esfregaço e sua contagem, com a utilização dos detectores de contaminação

MIP-10

Ludlum Dual Channel Scaler

FIGURA 28: Detectores de contaminação

Para maiores detalhes com relação aos procedimentos dos testes indicados e outras recomendações, indica-se consultar as normas ISO referenciadas durante o desenvolvimento deste trabalho.

9.5 Avaliação da sensibilidade da câmara de ionização para algumas geometrias de FRS e seus respectivos RN

Essa tarefa consiste basicamente, em comparar os RN de maior interesse em atividade e de sua freqüência relativa no inventário de FRS mantidos na GRR, com os que constam da biblioteca do equipamento [43] e a partir dessa informação avaliar a região de sensibilidade da câmara com relação às geometrias das FRS.

Caso o RN de interesse não conste da biblioteca do sistema do ativímetro e este apresente, preferencialmente, a emissão de fótons pode-se incluí-lo na biblioteca disponível, desde que sejam inseridas as informações exigidas pelo software interno do equipamento, a informação mais relevante é a meia-vida física do RN.

Durante o desenvolvimento deste trabalho não houve a necessidade desta tarefa, mas pode-se afirmar que é uma tarefa bastante prática e fácil de ser

executada, desde que sejam seguidas as instruções obtidas por meio de consulta ao manual do usuário [43].

Pode-se afirmar que os mais relevantes e que apresentavam características de segurança radiológica durante o desenvolvimento foram aviltados.

Pela consulta à TAB. 1, apresentada no item 1 - INTRODUÇÂO, nota-se que os RN de maior interesse são o ^{192}Ir, ^{226}Ra, ^{137}Cs, ^{60}Co, ^{85}Kr, ^{147}Pm e o ^{241}Am. O último apresenta-se em menor quantidade em relação aos outros sob a geometria de FRS, porém de grande importância devido à grande quantidade de pára-raios radioativos e à sua radiotoxicidade, por tratar-se de um emissor α.

Desse modo, os testes para avaliação da sensibilidade foram executados para fontes que sejam emissores de radiação γ, podemos citar:

- ^{192}Ir (γ_1 = 297 keV, γ_2 = 316,5 keV e γ_3 = 468,1 keV),
- ^{137}Cs (γ_1 = 661,7 keV),
- ^{60}Co (γ_1 = 1173 keV e γ_2 = 1332 keV),
- ^{241}Am (γ_1 = 26,4 keV e γ_2 = 59,5 keV),
- ^{147}Pm (γ_1 = 121,2 keV e β^-_{max} = 224,6 keV) e
- ^{85}Kr (β^-_{max} = 687 keV e γ_1 = 514 keV) [61, 62, 63, 64, 65, 97].

Como citado anteriormente, no item 9.4, a falta de avaliação do ^{226}Ra, deve-se à grande probabilidade de que as FRS apresentem vazamento.

Foi utilizado um dos suportes produzidos em Lucite™, FIG. 19, item E, da Capintec, para o posicionamento das FRS avaliadas, pois se apresentavam em geometria cilíndrica e adaptavam-se perfeitamente a esse suporte.

Dessa forma, pode-se garantia que o eixo de simetria do suporte estivesse paralelo ao eixo de simetria do poço da câmara de ionização, tendo ainda uma escala milimétrica em sua profundidade e outra no topo da câmara permitindo o posicionamento em toda a secção central da câmara.

Desse modo, foi possível mapear o interior da câmara a cada 10 X 10 mm, tal como obtida no Guia de Boas Práticas do NPL [36], representada na FIG. 29, nas direções radial e axial para alguns radionuclídeos de interesse da GRR, e ainda com o nível de confiança adequado adotado para esse fim (95%), os valores medidos são obtidos com a adoção de um determinado coeficiente de calibração (CC), que será devidamente descrito no item 9.6.

As condições do local satisfizeram todas as indicações exigidas pelo fabricante.

Foram feitas dez medidas para cada região, (10 x 10) mm, e suas devidas incertezas associadas, os valores das medidas obtidas encontram-se na TAB. 8.

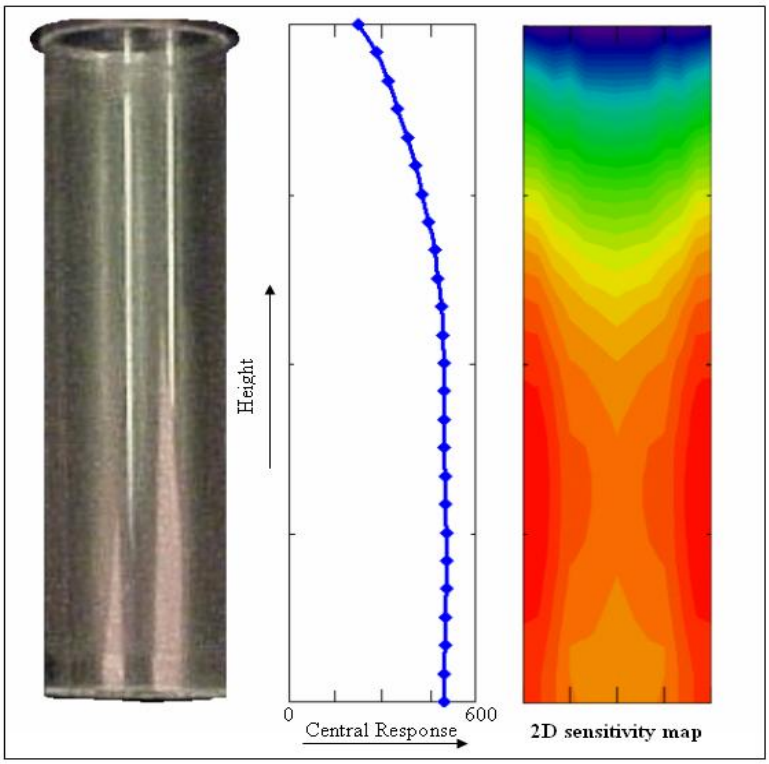


FIGURA 29: Sensibilidade espacial de uma típica câmara de ionização tipo poço

Obs.: A sensibilidade é reduzida das regiões em vermelho para o azul [36]

TABELA 8: Medidas* da atividade e suas respectivas incertezas para FRS contendo ^{241}Am, ^{60}Co, ^{137}Cs e ^{192}Ir; com 95% de nível de confiança.

Altura	**^{241}Am**		**^{60}Co**		**^{137}Cs**		**^{192}Ir**	
(mm)	Medida (MBq)	Incerteza (MBq)	Medida (MBq)	Incerteza (MBq)	Medida (MBq)	Incerteza (MBq)	Medida (MBq)	Incerteza (MBq)
0	251	10,6	24.448,8	980,1	30.471	667	4.407	58
10	256	10,5	23.799,2	803,7	29.694	1.326	4.299	64
20	254	9,8	23.548,4	678,2	29.410	1.120	4.193	169
30	256	12,5	23.470,3	507,0	29.258	1.037	4.124	89
40	253	10,3	23.367,6	1.074,0	29.217	1.093	4.099	110
50	253	10,6	23.289,4	838,4	29.061	947	4.132	129
60	254	10,5	23.042,8	694,0	28.872	986	4.100	143
70	257	10,7	22.763,2	768,7	28.551	815	4.036	108
80	250	10,5	22.298,7	1.228,0	28.017	727	4.023	145
90	245	10,8	21.673,8	652,8	27.310	1.040	3.896	75
100	227	13,8	20.900,9	615,9	26.319	898	3.780	162
110	209	11,1	19.860,8	635,5	25.110	717	3.575	210
120	185	13,3	18.664,4	498,3	23.486	609	3.365	76
130	155	12,4	17.143,3	453,5	21.566	491	3.098	61

* Medidas obtidas sobre o eixo de simetria da câmara de ionização

As FRS contendo ^{60}Co e ^{137}Cs, que foram utilizadas para a avaliação da sensibilidade da câmara, são dos modelos AG30 e CDC.P4, respectivamente. Apresentam-se com grande similaridade e podem ser observadas na FIG. 30.

As curvas geradas, com os dados apresentados na TAB. 8, estão representadas nas FIG. 31, 32 e 33.

^{60}Co ^{137}Cs

FIGURA 30: FRS de ^{60}Co e ^{137}Cs, utilizadas para avaliar a sensibilidade da câmara de ionização

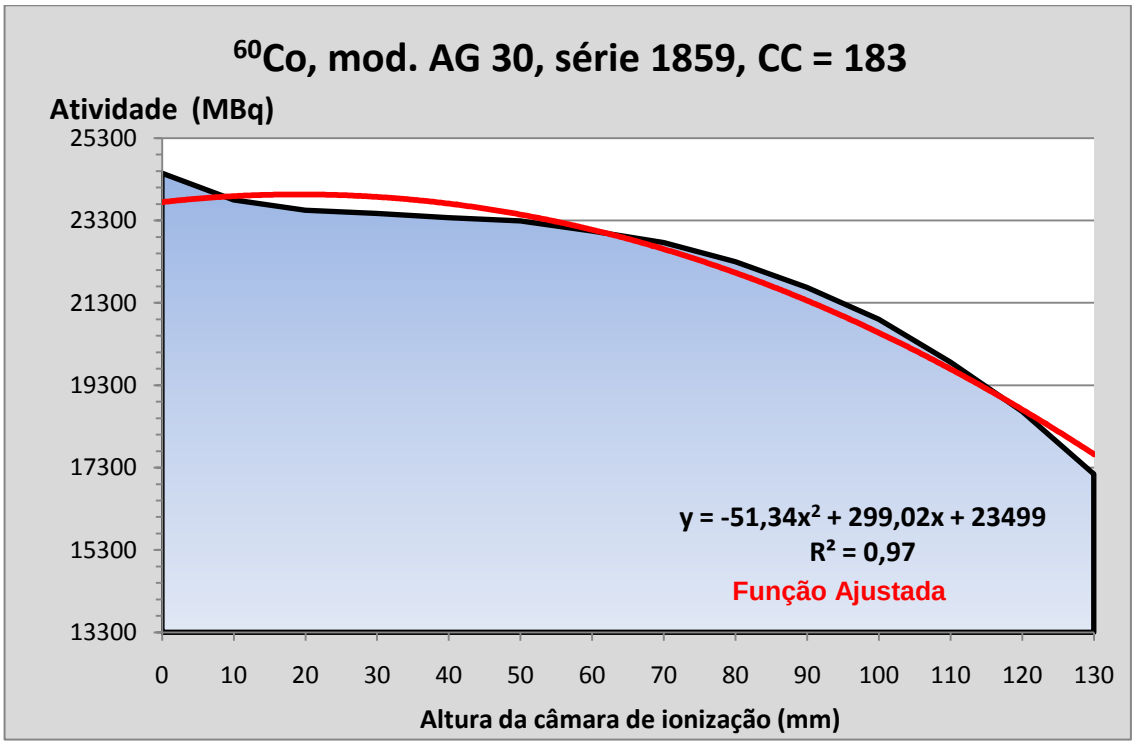


FIGURA 31: Curva representativa da sensibilidade da câmara de ionização para ^{60}Co e sua função ajustada

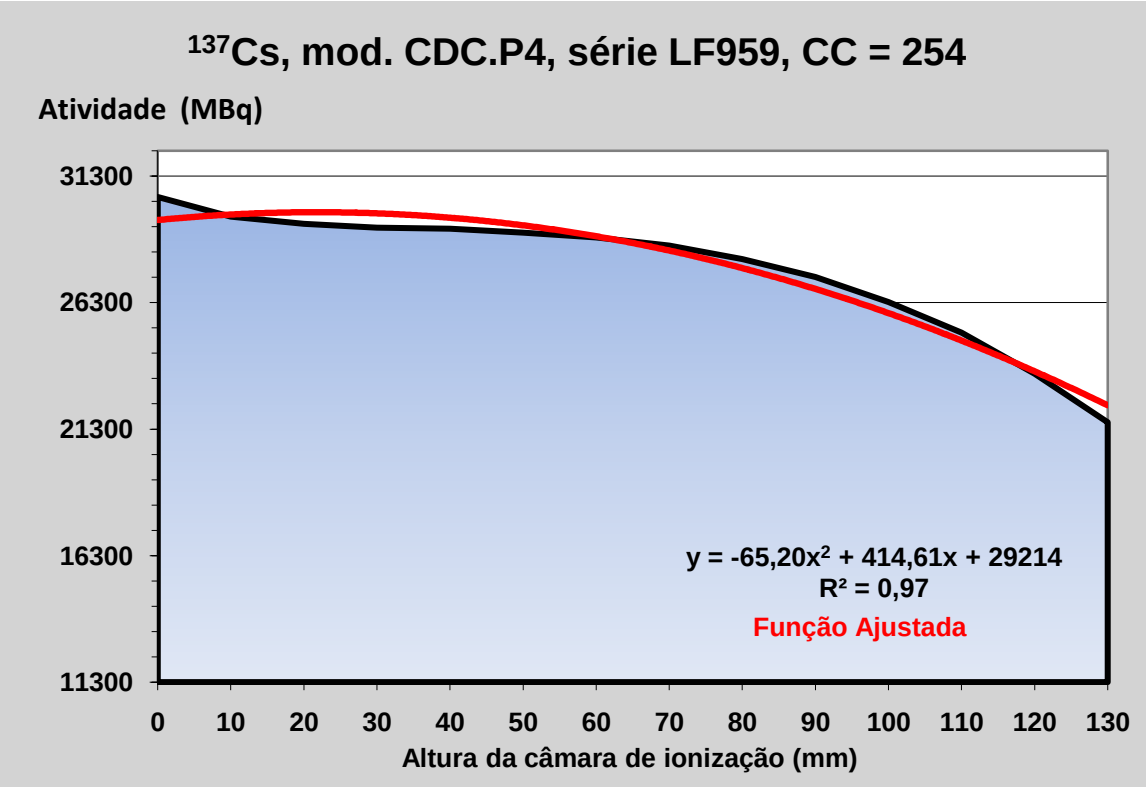


FIGURA 32: Curva representativa da sensibilidade da câmara de ionização para ^{137}Cs e sua função ajustada

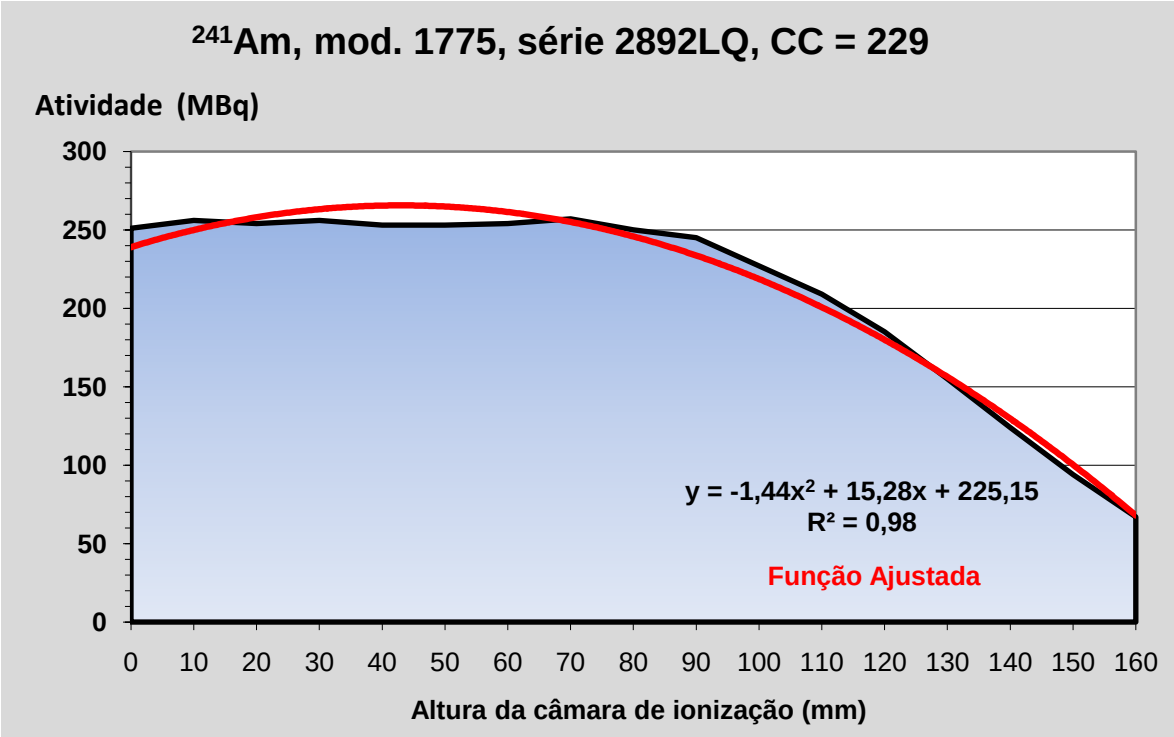


FIGURA 33: Curva representativa da sensibilidade da câmara de ionização para ^{241}Am e sua função ajustada

Para a avaliação de um emissor $\alpha-\gamma$, foi feita a opção pelo ^{241}Am, devido à necessidade de avalia-se a sensibilidade para emissores γ de baixa energia (59,5 keV) e também devido à quantidade de fontes provenientes de detectores de fumaça (DF) e de pára-raios radioativos (PRR), pois, atualmente a GRR mantém armazenadas cerca de 120.000 fontes provenientes de PRR removidas desse tipo de captor.

Para a avaliação foi utilizada uma FRS com cerca de 11,1 GBq, que é apresentada na FIG. 34.

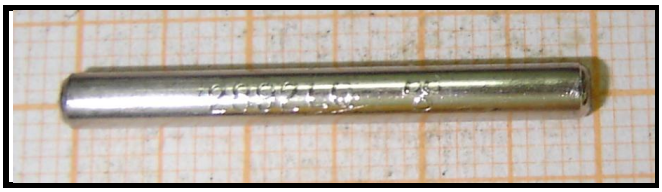


FIGURA 34: FRS contendo ^{241}Am, emissor $\alpha-\gamma$, com γ de baixa energia

Utilizou-se uma fonte de ^{192}Ir ($T_{1/2}$= 73,827 dias), em forma de disco, que pode ser considerada puntiforme; devido às suas dimensões (Φ = 2,7 mm e espessura = 0,15 mm), em um porta-fonte modelo X-54, utilizado em serviços de gamagrafia industrial.

Essa foi a única FRS com atividade conhecida desse RN, pois nestes casos, a identificação é removida na recepção das FRS para redução de volume dos rejeitos radioativos proveniente desses prestadores de serviços ao serem substituídas no Laboratório de Produção de Fontes Industriais, LPFS, do Centro de Tecnologia das Radiações do IPEN (CTR – IPEN).

Foi feita a avaliação da posição desta FRS de ^{192}Ir, variando-se sua direção em relação ao eixo de simetria da câmara de ionização; ou seja; posicionando-se a FRS perpendicularmente ou paralelamente ao eixo da câmara, como ilustrado na FIG. 35.

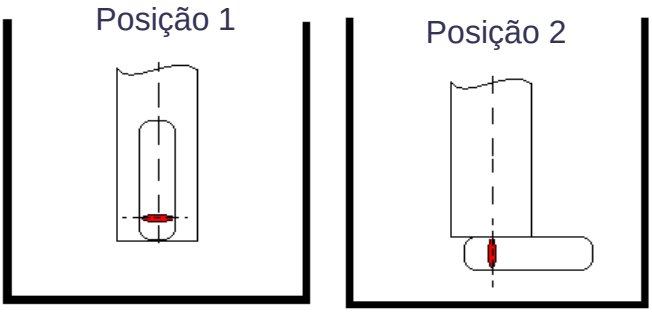


FIGURA 35: Posicionamento da FRS, contendo ^{192}Ir, em relação ao eixo de simetria da câmara de ionização

Com os dados obtidos, foi feita a representação gráfica da sensibilidade da câmara de ionização para esta FRS contendo um disco puntiforme, que é apresentada na FIG. 36, esta figura pode ser comparada à FIG. 29, onde é apresentada a sensibilidade espacial de uma típica câmara de ionização, em relação ao seu eixo de simetria. Pode-se observar que o comportamento da câmara de ionização utilizada neste experimento é similar à referida no Guia de Boas Práticas [36]. As posições 1 e 2 são referentes à posição perpendicular e paralela ao eixo de simetria.

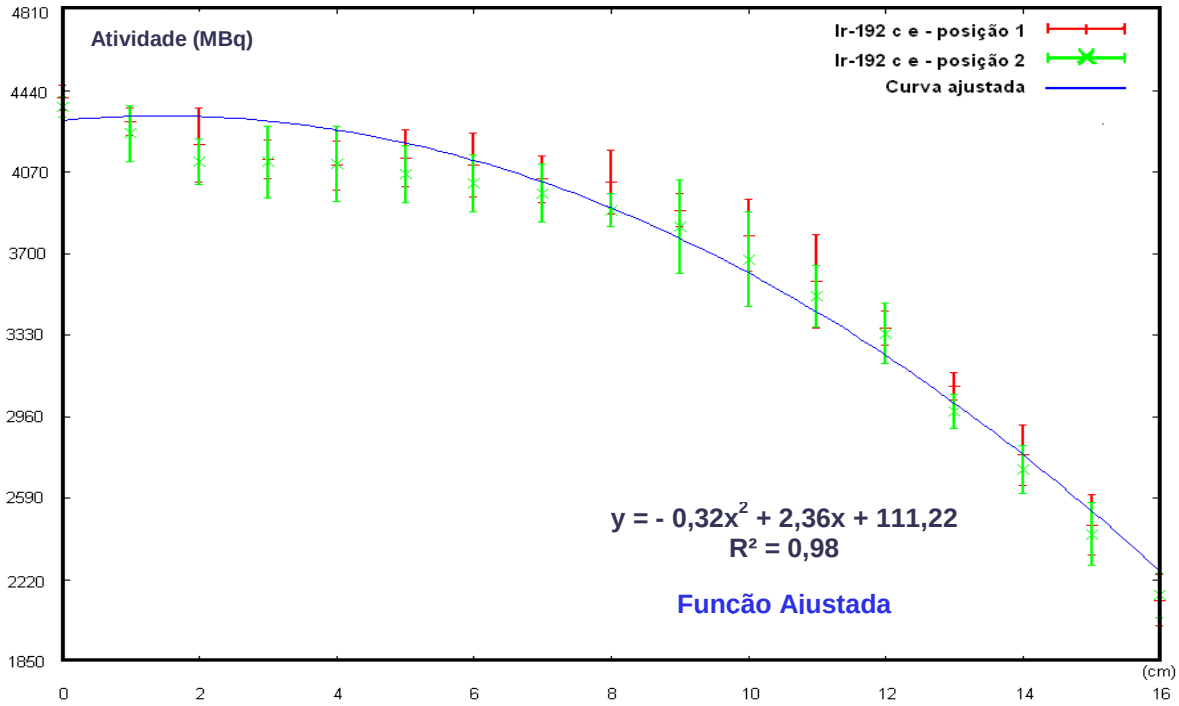


FIGURA 36: Representação gráfica da sensibilidade e suas incertezas associadas, com a variação do posicionamento da FRS, em relação ao eixo de simetria da câmara de ionização

A FIG. 36, representa a curva da sensibilidade da câmara para ^{192}Ir e sua função ajustada. A incerteza percentual obtida na região de interesse é de cerca de 5% em relação à profundidade do poço, nas posições 1 e 2.

Para os casos de FRS cuja geometria não era cilíndrica, ou cujo diâmetro era maior que o do suporte citado anteriormente, pode-se utilizar o outro suporte, apresentado na FIG. 19, item D, que se apresenta no formato de uma “concha” e nesses casos as FRS são avaliadas diretamente sobre o eixo de simetria da câmara de ionização, apenas em relação à profundidade do poço.

Os procedimentos descritos anteriormente devem ser feitos para cada modelo de FRS que venha a ser avaliada por esta metodologia.

9.6 Determinar os Coeficientes de Calibração (CC) e os Fatores de Ajuste (FA), para cada modelo de FRS e seus respectivos RN

Há uma condição técnica que é encontrada no manual deste ativímetro, como de outros [30, 31, 43], em que se exige um período mínimo de 30 minutos de “aquecimento” do sistema a fim de permitir a estabilidade do instrumento. Enquanto decorre este período de estabilização, o fabricante indica que o usuário deve estar muito bem familiarizado com o mesmo. As condições locais para a instalação do equipamento estavam de acordo com as indicações dadas pelo fabricante.

Cada unidade de leitura (CRC®-15BT) possui uma interface onde são observadas as medidas e também permite a seleção do radionuclídeo (RN) por meio de seu nome ou de seu coeficiente de calibração (CC). Esse coeficiente é de modo direto, um valor de entrada no sistema, que sofre uma operação pelo microprocessador correlacionando a corrente de ionização e a atividade do RN.

O valor do CC é obtido em uma faixa pré-estabelecida pelo fabricante e encontra-se entre 10 a 1000, sendo inserido diretamente por meio do uso do teclado numérico em seu painel, até que a leitura corresponda à medida estimada.

Para a obtenção dos CC, são necessárias duas informações relacionadas à FRS, que são sua data de fabricação e sua atividade original, dessa forma,

pode-se calcular seu decaimento e estimar a atividade atualizada. Com essa informação podem ser feitas buscas dos valores de CC, até que seja obtida uma leitura adequada da atividade atual, que é apresentada em uma tela de cristal líquido no painel do conjunto eletrônico.

O valor de CC é então adotado para aquela FRS e finalmente para o modelo estudado. Esse valor deverá ser sempre reavaliado para todas as FRS que venham a ser estudadas, desde que sejam do mesmo modelo inicial, incluindo-se aí o fabricante, dessa forma será possível obter-se uma faixa de valores do CC que possibilite a caracterização daquele modelo.

Porém, nem sempre a medida apresentada na unidade de leitura, corresponde à atividade atualizada da FRS, por mais que sejam feitas variações nos valores do CC, adota-se então outro fator multiplicador, de tal forma que sua aplicação permita a correspondência com o valor da atividade estimada. Este fator é o Fator de Ajuste (FA), que é a relação entre a atividade atualizada e a atividade medida no ativímetro.

$$FA = (A_i / A_m)$$

onde, A_i = atividade atual estimada da fonte e

A_m = atividade média, obtida no ativímetro.

Esse fator pode assumir qualquer valor numérico, sendo necessário o conhecimento prévio da atividade inicial da fonte (A_o), como descrito na equação 4, apresentada no item 4.1 – Lei do decaimento radioativo.

Com a adoção do CC e do FA, devidamente estabelecido, pode-se executar a estimativa de atividade de todas as FRS que sejam do mesmo modelo e RN, desde que sejam mantidas as condições de posicionamento das fontes no interior da câmara de ionização.

Caso sejam conhecidas as informações da atividade inicial (A_o) e sua data de fabricação, deve-se proceder como se não fossem conhecidos os valores do CC e do FA, garantindo-se maior amostragem de cada modelo de FRS, na busca por uma faixa de valores, que podem indicar um termo médio a ser adotado com

cada modelo de FRS onde um dos valores de A_o ou sua data de fabricação sejam desconhecidos.

A adoção dos valores do CC e do FA, deve ser feita quando os dados da recepção da FRS não disponibilizar de pelo menos uma das informações necessárias; ou seja; A_o ou a data de sua fabricação; esses valores ainda poderão ser obtidos, caso o fabricante tenha feito sua impressão no corpo da FRS, durante a inspeção visual no interior da cela quente, como apresentado na FIG. 9, no item 6 – FONTES RADIOATIVAS SELADAS.

O modelo de ativímetro utilizado durante o desenvolvimento desta metodologia foi projetado inicialmente para a medida de fontes utilizadas em braquiterapia (pequenas sementes), pois sua câmara de ionização é menor que as utilizadas nesses serviços, apresentando assim, grande dependência geométrica em qualquer posição de medida, para fontes que tenham dimensões maiores do que as previstas para sua utilização.

Desse modo as FRS deverão ser bem avaliadas e manter-se um padrão de posicionamento das mesmas durante o procedimento de caracterização.

Durante o desenvolvimento dessa metodologia, adotou-se o valor da atividade inicial das fontes como sendo a indicada na blindagem original ou na cápsula da própria fonte, sem sua respectiva incerteza, devido à falta de tal informação.

Para cálculos mais exatos é necessária a inclusão dessas incertezas, sendo que aqui será indicada uma faixa de ± 20% da atividade inicial (A_o) com referência aos valores indicados pelos fabricantes (assumida como incerteza máxima esperada), ou seja, para FRS cujo valor de A_o ou sua data de fabricação é desconhecida, adote-se u_i = 0,2. Quando esse valor for utilizado, será indicado no texto o valor dessa incerteza.

9.7 Identificar as FRS por meio de imagens e planilhas, em um banco de dados apropriado (inventário da GRR)

Este item trata da necessidade da criação de um banco de dados contendo todas as informações que serão obtidas e necessárias para o devido controle do

inventário das FRS que se encontram sob a cautela da GRR e deverão conter imagens e planilhas demonstrando o conteúdo de cada blindagem padrão.

O banco de dados será atualizado a cada FRS que seja transferida para a blindagem padrão, de tal forma a dar confiabilidade e estimativas das atividades envolvidas na gestão dessa classe de rejeitos radioativos.

9.8 Manter acesso a esse banco de dados na instalação de desmantelamento de FRS

O banco de dados deverá estar sempre disponível no Laboratório de Desmantelamento de Fontes Radioativas Seladas e será constantemente atualizado a cada “nova” FRS que seja transferida para a blindagem padrão.

Isso é sugerido devido à grande variedade de FRS que são recebidas pela GRR, mantendo-se as informações disponíveis para consulta direta durante a atividade da transferência das FRS e agilizando-se a busca das informações necessárias para aqueles modelos que já tenham sido avaliados por esta metodologia.

9.9 Manter atualização do banco de dados, para o caso da transferência das FRS ao repositório nacional

No caso da transferência das blindagens tipo padrão, para o repositório. O banco de dados deverá ser atualizado dando confiabilidade e estimativas das atividades envolvidas na gestão dessa classe de rejeitos radioativos, podendo ser auto-atualizável; ou seja; mediante a consulta ao arquivo eletrônico, este fará a correção das atividades contidas em cada blindagem no momento da consulta.

Isso é relativamente simples de ser desenvolvido, por pessoal da área de gerenciamento de dados, visto a limitação volumétrica no interior da blindagem padrão. Estima-se em cerca de duas centenas de FRS, por blindagem se fossem admitidas FRS similares aos modelos CDC.P4 (^{137}Cs) ou AG30 (^{60}Co), ou ainda fontes de ^{192}Ir, de fabricação nacional.

10 RESULTADOS E DISCUSSÕES

Para todas as FRS avaliadas, foi assumido que o valor da atividade inicial é o valor médio e sem desvios associados, exceto quando for informado.

Inicialmente, foi feita a avaliação da sensibilidade da câmara de ionização, para verificar as regiões onde serão posicionadas as FRS, desde que também apresentem incertezas aceitáveis nas medidas.

Obteve-se a representação gráfica da sensibilidade do interior da câmara de ionização do equipamento. Isso foi necessário devido à necessidade de identificar-se a região de maior sensibilidade, em relação às dimensões das FRS, que estão geralmente entre 10 a 90 mm de comprimento.

Pode-se afirmar que as funções obtidas nas representações gráficas apresentadas no item 9.5, são representativas para a avaliação do melhor posicionamento das FRS, visto que o coeficiente de relação (R^2), está muito próximo da unidade, como pode ser observado nas FIG. 31, 32, 33 e 36, do item 9.5, o mesmo poderá ser verificado no item 10.1 nas FIG. 37 e 38.

Dessa forma, pode-se admitir que os valores sejam avaliados com cerca de 100% de ajuste, portanto observa-se nessas avaliações, a existência de uma posição de máxima sensibilidade quando assumida a função de ajuste das curvas, isso indica que há uma região em que o efeito da geometria das FRS, pode ser minimizado.

Devido à quantidade de modelos e à variedade de geometrias envolvidas, nota-se que a quantidade de posições que podem ser consideradas melhores para a avaliação de FRS, também pode ser grande, desse modo foi assumida a posição para avaliação das FRS, como sendo a mais prática; ou seja; a mais profunda no poço da câmara de ionização (origem a partir da base do poço).

Deve-se observar ainda, que as FRS apresentam-se em diversos comprimentos, sendo isso um fator determinante na escolha da região em que é feita a avaliação das FRS. Observando-se os catálogos de fabricantes, nota-se que as maiores fontes fabricadas e que podem ser avaliadas, têm comprimentos entre 5 mm até 70 mm. Para as FRS que foram avaliadas, um modelo tem

destaque, o PHC.C2 contendo ^{147}Pm, da Amersham, cujo comprimento é de 63 mm, portanto da mesma ordem de grandeza que a profundidade do poço da câmara de ionização, porém pelo mesmo critério de comparação a catálogos, podem ser encontradas fontes com até 90 mm de comprimento.

Avaliando-se melhor a região de sensibilidade da câmara e suas funções ajustadas para os RN avaliados, observa-se que a região que compreende os 90 mm da profundidade do poço, apresenta variação menor que 20% na atividade das FRS.

A TAB. 9, apresenta a avaliação da incerteza combinada (Uc), com a variação do posicionamento da FRS de ^{137}Cs (37,0 MBq – em 30/06/2003), modelo CDC.P4, sob registro da alemã Eckert & Ziegler Nuclitec, com atividade atual estimada em 31,89 MBq.

O projeto desse modelo pode ser observado no item 6, FONTES RADIOATIVAS SELADAS, na FIG. 12, sendo essa a primeira a ser exibida no interior da moldura.

TABELA 9: Avaliação da incerteza combinada, em função da variação da posição relativa da FRS*, mantido o valor de CC

Posição	Atividade Estimada (MBq)	Desvio (kBq)	Incerteza Combinada (Uc) (%)
Vertical	31,88	960,96	3,0
Horizontal	31,89	1020,79	3,2

* Dimensões da FRS: Φ = 8 mm X 16 mm. Valores obtidos com 95% de nível de confiança. CC = 258.
* ^{137}Cs, $T_{1/2}$= 30,07 anos.

Pode-se observar que a incerteza entre as posições é muito baixa, desse modo, para radionuclídeos (RN) emissores gama, os CC apresentam-se bastante estáveis, permitindo que esta metodologia seja aplicada com o nível de confiança adequado e, a princípio em qualquer posição da fonte.

A partir daqui, serão apresentados os RN, modelos de FRS, suas avaliações dos CC e FA, bem como suas respectivas incertezas.

10.1 Césio – 137

Na TAB. 10 pode-se verificar a estabilidade do FA, com relação ao intervalo dos CC, demonstrando a estabilidade da leitura, quando o RN apresenta características adequadas (predominância de emissão gama), que proporcionam a estabilidade na ionização do gás de preenchimento da câmara de ionização.

TABELA 10: Valores de CC para FRS*, contendo ^{137}Cs ($T_{1/2}$= 30,07 anos)

Número de Série (NS)	Coeficiente de Calibração (CC)	Fator de Ajuste (FA)	Uc (%)
LF 958	278		3,7
LF 959	262		3,5
LF 960	251		3,3
LF 961	283		4,5
LF 962	255		3,4
LF 963	261	1	5,6
LF 964	264		3,0
LS 464	262		3,3
LS 466	282		3,7
LS 467	285		3,5
LS 468	267		7,5

* Modelo CDC.P4, posição vertical central, atividade original 37,0 MBq (30/06/2003), com atividade atual, estimada em 31,89 MBq.

As FIG. 37 e 38 apresentam respectivamente, a avaliação do CC para uma FRS e o seu intervalo para o conjunto avaliado na TAB. 10.

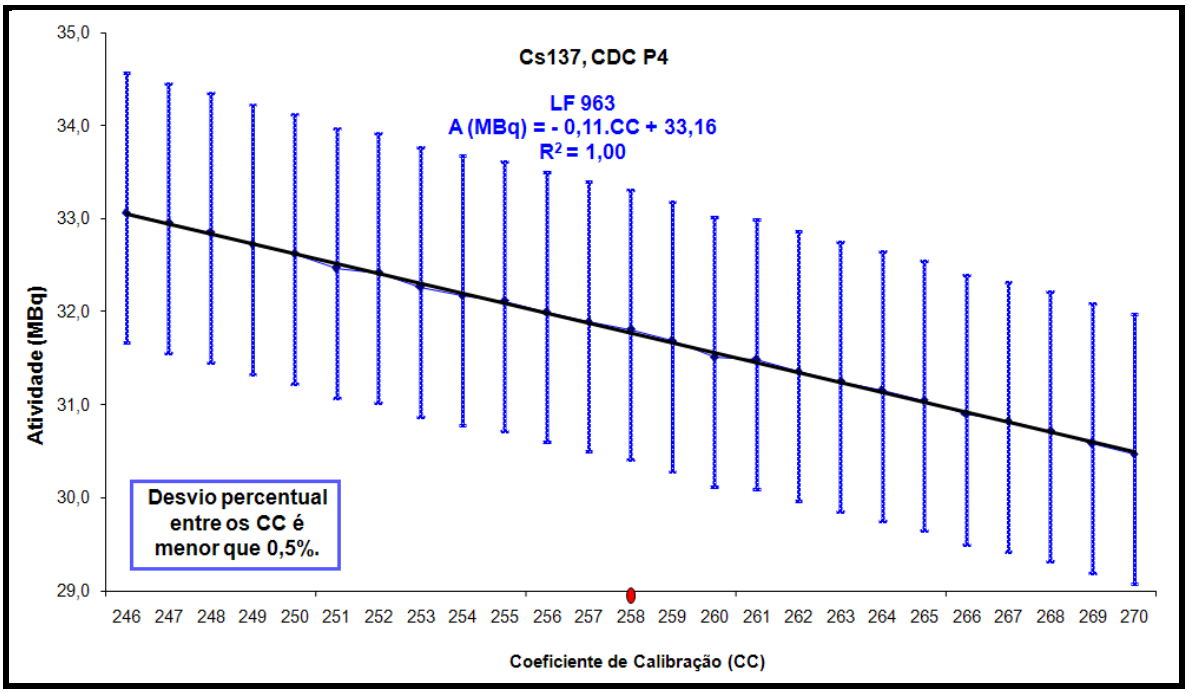


FIGURA 37: Medidas da atividade em função do CC, para a avaliação das incertezas para uma FRS conhecida

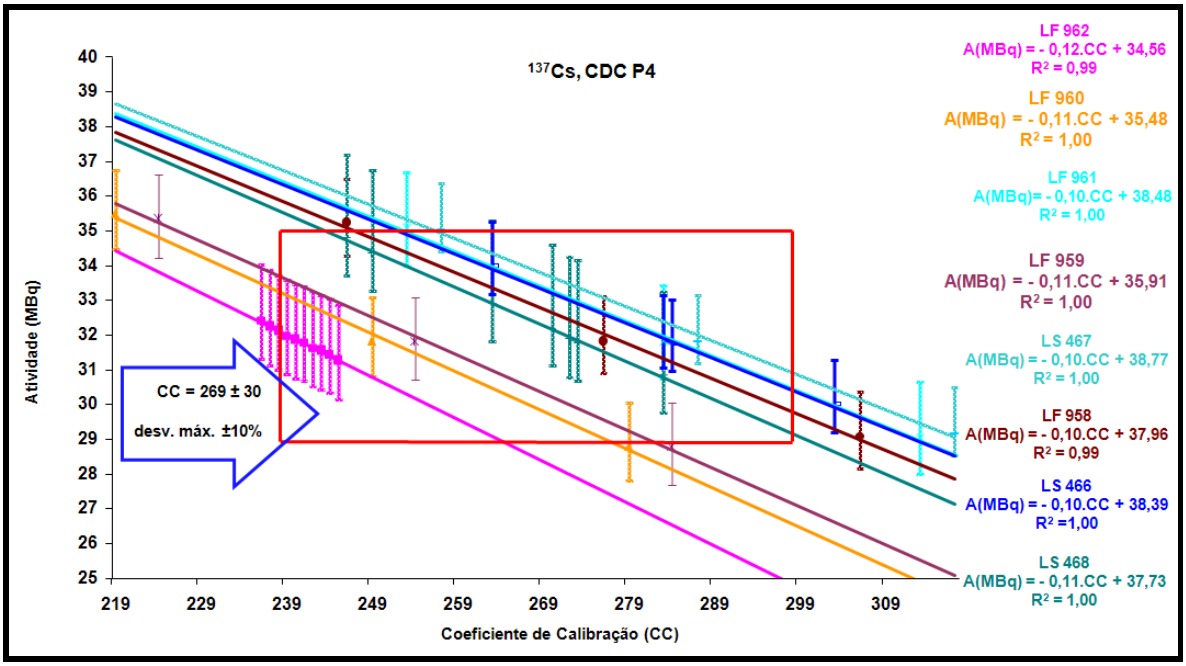


FIGURA 38: Medidas da atividade em função dos CC, para a avaliação das incertezas de um conjunto de FRS

* Modelo CDC.P4, posição vertical, atividade original (A_0) de 37,0 MBq (30/06/2003), com atividade atual (A), estimada em 31,89 MBq., para as FIG. 37 e 38.

* Conjunto de FRS conhecidas, contendo a mesma atividade estimada.

Pode-se verificar que a faixa dos CC (de 251 a 285) apresenta-se relativamente estreita, o que indica a possibilidade da adoção de um valor médio, que poderá ser utilizado em caso de FRS onde não se tenham os dados necessários para a estimativa de sua atividade e também as incertezas relativas obtidas por meio deste procedimento prático.

Este mesmo procedimento poderá ser adotado para a caracterização de FRS, a ser implementado nas rotinas da GRR.

A FIG. 39, apresenta a blindagem utilizada para armazenamento de FRS, tanto para ^{137}Cs, quanto para ^{60}Co e também algumas fontes com características similares ao modelo CDC.P4.

FIGURA 39: Blindagem utilizada para transporte e armazenamento, durante sua vida útil na instalação industrial e FRS contendo ^{137}Cs

Fotos das FRS, modelo CDC.P4. Há grande quantidade de FRS com as mesmas características.

Para FRS em que serão adotados os valores médios dos CC, devido à falta de suas informações originais, devem ser utilizados também os valores das incertezas do tipo B, que já foram indicadas no decorrer deste trabalho.

Esse procedimento elevará a incerteza da medida, todavia isso implicará em um elevado fator de segurança na estimativa da atividade dessas FRS.

10.2 Amerício - 241

Na TAB. 11, são apresentados os valores de CC e FA para FRS que foram obtidos com o posicionamento da fonte no eixo da câmara de ionização, na posição vertical. Nota-se que as FRS que têm características construtivas semelhantes, embora de fabricantes distintos, apresentam esses valores muito próximos. O que reforça a afirmação de que, os materiais empregados na fabricação de diferentes modelos, em geral, possuem propriedades similares [61, 62, 63, 64, 65].

As FRS, cujo modelo não foi identificado, possuem uma blindagem móvel em sua estrutura, que também serve como colimador do feixe e pode ser visto na seqüência entre as imagens de 1 a 3 na FIG. 40, para aumentar as taxas de dose e conseqüentemente a ionização no interior da câmara, foi feita sua remoção, assim obteve-se a menor interferência na medida.

Na FIG. 40, são apresentados os modelos de FRS avaliadas, pela ordem do modelo avaliado, tal como apresentadas na TAB. 11.

TABELA 11: Valores de CC e FA, para FRS de ^{241}Am. ($T_{1/2}$= 432,2 anos)

Modelo	NS	Data de Fabricação	Atividade Original (GBq)	Ativ. Atual Estimada (GBq)	CC	FA	Uc (%)
1775	2892 LQ	09/1997	11,1	11,1	229	7,0	3,1
AMC 17	9867 LX	06/1994	11,1	11,1	19	3,0	1,0
AMC	1449	11/1969	14,8	13,9	16	2,0	8,0
AM 190	MCR - AM-974	11/1974	37,0	35,0	11	3,0	3,5
n/i *	91121	11/07/1996	3,70	3,62	56	10,0	1,2
n/i	115169	10/07/1996	3,70	3,62	56	10,2	0,6
n/i	113336	29/03/1991	3,70	3,59	56	11,4	0,9
n/i	113336	29/03/1991	3,70	3,59	67	12,3	0,4
n/i	113336	29/03/1991	3,70	3,59	47	10,0	0,7
n/i	113336	29/03/1991	3,70	3,59	27	7,6	0,8

* n/i = não identificado.

* Há grande quantidade de FRS com as mesmas características físicas.

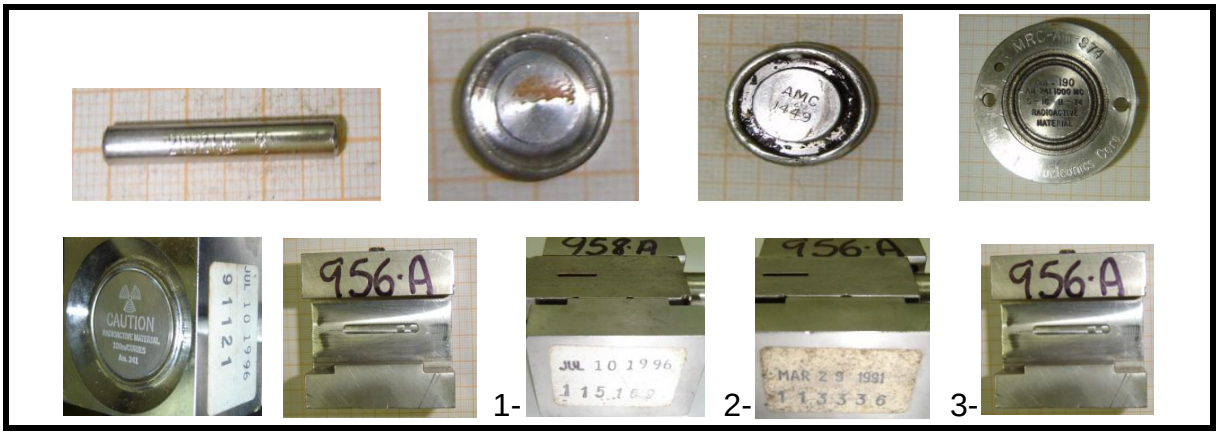


FIGURA 40: Alguns modelos de FRS, contendo ^{241}Am

As FRS avaliadas, que contêm ^{241}Am, foram devidamente posicionadas no centro da câmara de ionização e seus eixos de simetria, ou comprimento, coincidem com o eixo de simetria do poço, garantindo-se assim a manutenção da isodose no interior da câmara de ionização.

Para a FRS de formato cilíndrico, com diâmetro menor que 10 mm, utilizou-se o porta-fonte da Capintec apresentado na FIG. 19, item E e para as que apresentam-se sob a forma de discos espessos utilizou-se o modelo tipo concha, apresentado na mesma figura, no item D.

Para o instrumento, cujo modelo não foi identificado (n/i), foi necessária a remoção de uma blindagem frontal, tipo gaveta com colimador, para a exposição do feixe de radiação. Esse modelo possui dimensões próxima ao diâmetro interno da capa protetora contra contaminação, por esse motivo não se adaptava ao porta-fonte (suporte) tipo concha da Capintec, sendo inserido diretamente no poço, com o auxílio de uma embalagem polipropileno, com 0,12 mm de espessura, posicionada na capa protetora de contaminação, na região mais profunda do poço da câmara de ionização, observa-se que a janela de exposição da radiação está devidamente localizada sobre o eixo de simetria do poço, como pode ser observado na FIG. 41.

FIGURA 41: Remoção da blindagem do instrumento e seu posicionamento no poço da câmara de ionização

Esse mesmo procedimento será adotado para todas as FRS que serão avaliadas por esta metodologia.

10.3 Pára-raios Radioativos (Amerício – 241)

Foram avaliadas, cerca de 190 fontes, apresentadas na TAB. 12, provenientes desses captores atmosféricos (pára-raios radioativos - PRR), essas fontes foram “seladas” em fita adesiva plástica com espessura próxima de 0,04 mm, pois podem apresentar vazamento do RN durante seu manuseio na avaliação da atividade das mesmas.

Para isso, foi utilizado um espectrômetro gama, que consiste basicamente de um detector de Germânio Hiperpuro (HPGe), modelo GX2518, com 25% de eficiência, conectado a um amplificador e uma fonte de alta tensão da CANBERRA e utilizando-se de um multicanal ACCUSPEC e um sistema computacional GENIE 2000.

Para a calibração do detector utilizou-se uma fonte calibrada contendo 241Am, proveniente de um pára-raios radioativo, certificada pelo Laboratório de Metrologia Nuclear do IPEN-CNEN/SP, sob certificado de calibração número AI-22/2002, com data de referência de 01/11/2002, com incerteza de 2,3% (68% de nível de confiança) e esta atividade foi determinada, sendo assumida uma cobertura de 0,001 mm de ouro sobre o ^{241}Am.

O tempo de contagem da cada fonte foi de 200 segundos. Este procedimento foi necessário para avaliar as atividades reais e média dessas fontes radioativas.

O valor real médio obtido da atividade do conjunto de fontes foi de (8,107 ± 3,317) MBq, a distribuição das atividades entre as fontes está representadaé representado na FIG.42.

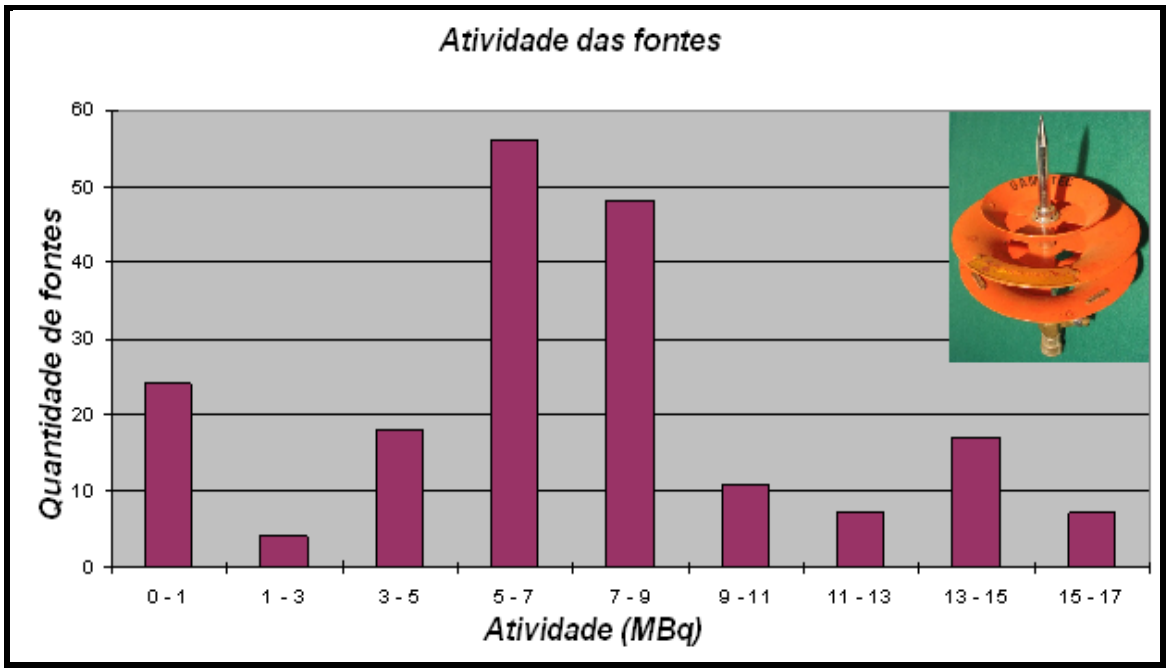


FIGURA 42: Distribuição dos valores de atividades das fontes de ^{241}Am de PRR, em intervalos de 2MBq

Para agilizar o procedimento de avaliação da atividade das fontes dos PRR, foi tomada a decisão de avaliá-las como medida de fontes múltiplas, ou seja, a avaliação de várias fontes na mesma medida. Para esta finalidade, foram tomadas algumas distribuições diferentes, para se obter uma condição satisfatória, a fim de tornar-se um procedimento simples e prático.

TABELA 12: Avaliação da atividade real das fontes contendo ^{241}Am, provenientes de pára-raios radioativos

Fonte Número	Atividade (MBq)	Fonte Número	Atividade (MBq)	Fonte Número	Atividade (MBq)	Fonte Número	Atividade (MBq)
1	7,049	48	14,371	95	0,062	142	7,046
2	13,749	49	13,199	96	0,068	143	12,757
3	6,275	50	0,000	97	6,557	144	0,004
4	15,449	51	0,000	98	3,602	145	6,140
5	13,731	52	4,772	99	8,082	146	7,014
6	14,935	53	3,304	100	11,046	147	7,757
7	8,240	54	6,235	101	2,589	148	0,000
8	6,419	55	10,574	102	8,649	149	6,017
9	14,738	56	5,949	103	4,351	150	7,332
10	11,185	57	6,598	104	12,720	151	6,237
11	8,215	58	6,634	105	4,300	152	8,427
12	8,371	59	0,003	106	7,058	153	0,000
13	8,173	60	6,972	107	4,355	154	6,479
14	6,905	61	0,000	108	9,895	155	0,001
15	15,093	62	7,593	109	6,002	156	10,413
16	8,758	63	3,282	110	4,702	157	13,630
17	8,038	64	4,749	111	7,307	158	16,741
18	7,451	65	14,272	112	5,982	159	6,597
19	6,610	66	0,001	113	6,129	160	16,545
20	9,230	67	7,136	114	10,030	161	7,107
21	6,967	68	7,003	115	14,876	162	0,000
22	8,572	69	4,599	116	10,218	163	5,955
23	8,739	70	8,491	117	6,135	164	7,472
24	0,004	71	5,681	118	7,247	165	14,922
25	6,769	72	6,997	119	0,002	166	6,267
26	6,921	73	6,636	120	8,247	167	7,226
27	6,991	74	12,861	121	0,000	168	6,430
28	6,699	75	10,131	122	7,604	169	8,882
29	6,921	76	7,500	123	4,661	170	13,159
30	8,814	77	15,976	124	4,432	171	6,462
31	13,583	78	0,001	125	7,121	172	7,159
32	0,000	79	6,562	126	6,544	173	7,319
33	6,186	80	10,377	127	6,511	174	14,583
34	0,000	81	4,404	128	6,183	175	4,599
35	12,338	82	2,197	129	2,894	176	6,086
36	0,000	83	7,440	130	6,283	177	7,925
37	6,566	84	6,467	131	8,507	178	7,713
38	10,670	85	2,570	132	14,197	179	6,525
39	4,239	86	0,001	133	6,019	180	7,322
40	7,753	87	6,646	134	6,718	181	7,341
41	16,257	88	0,000	135	6,056	182	3,387
42	0,000	89	6,530	136	4,823	183	6,377
43	0,002	90	5,638	137	8,907	184	6,837
44	6,285	91	6,327	138	6,631	185	6,554
45	10,916	92	0,002	139	16,537	186	7,359
46	6,311	93	7,887	140	9,900	187	5,962
47	7,030	94	3,165	141	7,871		

* incerteza da ordem de 0,35%, na atividade de cada fonte

A GRR já recebeu, até a presente data, cerca de 16.000 unidades de PRR o que representa cerca de 95%, dos captores que já foram recolhidos no Brasil, no entanto, estima-se que tenham sido comercializados cerca de 85.000 unidades em território nacional.

Foram montados conjuntos com diferentes atividades, desde conjuntos contendo as maiores atividades, outros com as menores e também com valores intermediários.

Nos conjuntos formados, não foram excluídas fontes cuja atividade pode ser considerada nula, a fim de manter-se a realidade das fontes comercializadas no Brasil. Os resultados são apresentados na TAB. 13, onde podem ser verificadas as distribuições de acordo com a atividade total de cada conjunto.

Na TAB. 13 são apresentados os valores obtidos para CC e FA, para as fontes provenientes de desmontagem de PRR, em várias distribuições e têm como objetivo, a obtenção de um valor médio de CC e de FA, que proporcionem uma forma prática, rápida e confiável da estimativa de atividade de conjuntos de fontes.

TABELA 13: Avaliação da atividade dos conjuntos de fontes de PRR, contendo ^{241}Am ($T_{1/2}$= 432,2 anos)

Posição da Fonte *	Quantidade de Fontes	Atividade Real (MBq)	Atividade Medida (MBq)	CC	FA	Uc (%)
1	13	165,49	168,3	21	1	1,0
	13	121,61	116,5			
	13	85,64	83,6			
	13	93,54	92,1			
	13	71,79	68,6			
	13	66,93	65,0			
	11	77,12	78,4			
	13	81,55	78,1			
	13	45,34	46,1			
	14	69,26	67,4			
	13	82,7	81,4			
	13	81,54	82,9			
	13	59,56	59,4			
2	30	190,95	79,9	12	2,4	1,0
	30	195,7	98,4		2,0	
	25	200,36	115,1		1,7	
	30	94,72	49,6		1,9	
	27	98,42	47,4		2,1	
	25	115,09	53,9		2,1	
	27	159,50	86,9		1,8	
	28	191,95	95,1		2,0	
	29	211,18	115,4		1,8	
	28	194,07	108,8		1,8	
3	27	191,36	61,0	12	3,1	1,0
	29	175,96	47,7		3,7	
	29	182,34	51,4		3,5	
	30	216,46	62,9		3,4	
	29	212,76	64,2		3,3	
	29	226,58	60,7		3,7	
	29	208,10	59,2		3,5	
	28	137,92	42,5		3,3	
	30	213,47	58,9		3,6	
	24	165,79	49,4		3,4	
4	21	156,43	86,9	12	1,8	1,0
	23	165,79	72,2		2,3	
	24	198,93	94,7		2,1	
	20	140,07	63,9		2,2	
	20	144,92	70,7		2,2	
	19	123,79	62,6		2,0	
5	68	521,15	177,2	12	2,9	1,0
	59	408,78	151,7		2,7	
	60	376,62	148,0		2,5	
	62	431,50	173,9		2,5	
	62	433,93	158,4		2,7	
	63	402,33	176,1		2,3	
	62	437,34	168,2		2,6	

* Posição 1 - Vertical, com as fontes posicionadas de forma organizada e voltadas para a câmara de ionização, a 5 mm de distância da parede interna do poço, no suporte tipo concha da Capintec

* Posição 2 - Vertical, com as fontes voltadas para a câmara de ionização

* Posição 3 - Vertical, com as fontes voltadas para o eixo da câmara de ionização

* Posição 4 - Fontes posicionadas aleatoriamente na vertical

* Posição 5 - Fontes posicionadas aleatoriamente e desordenadamente, em embalagem plástica de PP, com 0,12 mm de espessura, posicionada na capa protetora de contaminação, na região mais profunda da câmara de ionização, ocupando o volume equivalente aos 50 mm da profundidade do poço. Condição avaliada para a caracterização dessas fontes, a ser implementada na GRR

Obs.: Nas posições 2, 3 e 4 as fontes foram dispostas em um frasco de polietileno industrial (Φ=25 mm X 60mm) modelo BAHI 2081, posicionado no centro do suporte tipo concha

Observa-se que o valor de CC se mantém constante, para os conjuntos com mais de vinte fontes de ^{241}Am e que é possível, na prática, adotar-se um valor médio do FA, em torno de 2,5 para os conjuntos em que há grande quantidade de fontes sendo avaliadas.

Vale ressaltar que as atividades em estudo, podem ser consideradas reais devido à metodologia de avaliação das mesmas, ou seja, por meio de espectrometria gama, com fonte de referência calibrada.

10.4 Promécio – 147

As FRS de ^{147}Pm (γ_1 = 121,2 keV e β^-_{max} = 224,6 keV) compõem a estrutura básica de uma série de sensores e medidores nos processos industriais, em particular, na indústria de papel, onde são largamente utilizados nos medidores de gramatura e de espessura.

As TAB. 14 e 15 apresentam a avaliação de um modelo específico de FRS, fabricado pela AMERSHAM, bastante utilizadas na indústria de papel e filmes plásticos, sendo similar em sua construção, se comparado aos da série NER584 / NER586, da Eckert & Ziegler Isotope Products.

TABELA 14: Avaliação do posicionamento da FRS contendo ^{147}Pm, modelo PHB.D1*, no suporte tipo concha e sua influência no FA e na incerteza ($T_{1/2}$= 2,623 anos)

Posição da Fonte	Número de série (NS)	Data de Fabricação	Atividade Atual Estimada (MBq)	CC	FA	Uc (%)
Horizontal	FP 223	10/1997	740	10	177	5,3
Vertical					276	4,4

* A_o = 18,5 GBq

Tabela 15: Avaliação de CC e FA para FRS* contendo ^{147}Pm

NS	Data de Fabricação	Ativ. Atual Estimada (MBq)	CC	FA	Uc (%)
FP 223	10/1997	740	10	177	5,3
FZ 613	04/1998	802		171	4,6
GI 890	03/1999	1020		182	5,0
HY 805	06/2001	1850		243	2,6
KR 445	06/2002	2410		240	2,0
KR 444	06/2002	2410		238	2,0

* Posição da FRS: Horizontal. FRS, modelo PHB.D1

Observa-se que o valor de CC se mantém constante, para a faixa de atividade avaliada e pode-se assumir, na prática, um valor médio do FA em torno de 200, quando a FRS não apresentar os dados relativos à sua fabricação, entre eles a data de sua fabricação e atividade original (A_o).

As FIG.43 e 44 mostram algumas das FRS, que foram retiradas de suas blindagens originais durante o desenvolvimento deste trabalho. Pode-se observar uma das FRS, sendo avaliada no interior do poço da câmara de ionização utilizando-se o suporte tipo concha, na posição horizontal, que foi considerada a melhor condição prática de avaliação para esse modelo.

O deslocamento da FRS, no interior do suporte é mais restrito na posição horizontal que na vertical, durante seu transporte até o interior do poço da câmara de ionização.

Levando-se em consideração que essa tarefa será executada no interior de uma cela quente, seria necessário o reposicionamento da FRS, caso apresente deslocamento no interior do suporte, por esse motivo a posição horizontal foi estabelecida para agilizar a prática desta metodologia, observando-se ainda que a diferença na incerteza por esse posicionamento é inferior a 1% no valor da atividade medida, como pode ser observado na TAB. 14.

FIGURA 43: Fontes do modelo PHB.D1, contendo ^{147}Pm

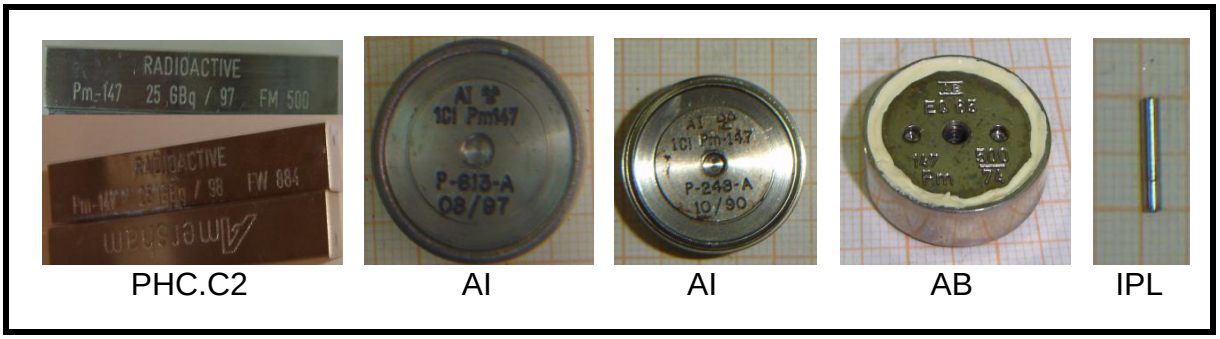


FIGURA 44: Diferentes modelos de FRS contendo ^{147}Pm

Na TAB. 16**,** apresenta-se resultados de outros modelos de FRS de ^{147}Pm, onde podem ser observadas algumas similaridades entre o modelo AI e o AB.

TABELA 16: Avaliação dos CC e FA para outros modelos de FRS contendo ^{147}Pm

Modelo *	NS	Data de Fabricação	Atividade Original (Bq)	Ativ. Atual Estimada (Bq)	CC	FA	Uc (%)
PHC-C2	FM 500	06/2005	25 G	21,7 G	10	224	9,1
PHC-C2	FW 884	06/1998	25 G	1,05 G		198	4,2
AI	P-613-A	08/1997	37 G	1,34 G	10	187	3,5
AI	P-248-A	11/1990	37 G	220,5 M		175	16,1
AB	EQ 65	1974	18,5 G	14,7 M	10	183	2,8
IPL	B2-536	08/2003	185 M	32,6 M	10	40	1,0
IPL	VV-502	12/2000	185 M	16,2 M		36	2,0

* Posição vertical, no eixo da câmara

Observa-se que os FA, apresentam pouca variação para este RN, quando são avaliados modelos similares, caso ocorrido entre os modelos AI e AB, esses modelos também apresentam similaridades com o modelo PHC.C1 da AMERSHAM.

O modelo PHC.C1 não foi avaliado, pois não foram obtidas todas as informações necessárias para a estimativa de suas atividades atualizadas. Por comparação física entre os modelos, o que apresenta a maior similaridade é o modelo AB, cujo fabricante não foi determinado, essa comparação entre os modelos pode ser observado na FIG. 45.

AI AI AB PHC.C1

FIG. 45: Apresentação das similaridades entre os modelos AI, AB e o PHC.C1 da AMERSHAM

A similaridade entre esses modelos, indica a possibilidade da adoção dos CC e FA do modelo AB, para a avaliação das FRS do modelo PHC.C1.

As FRS modelo PHC.C1 e PHC.C2, são de fabricação da AMERSHAM. Essas fontes, são atualmente fabricadas pela Echert & Ziegler Nuclitec GmbH, sob o mesmo nome do modelo original.

10.5 Cobalto – 60

Na TAB. 17, podem ser observados os valores do CC e do FA, onde foram obtidos valores estabilizados, indicando-se assim a pré-disposição para a adoção de valores bem definidos, para os casos de emissores gama com alta energia,

embora o número de amostras seja pequeno, quando comparado com a quantidade de FRS de ^{137}Cs modelo CDC.P4, apresentado na tabela 10.

Observa-se, ainda, que o modelo AG 30 é muito similar em sua construção ao CDC.P4; ou seja; possui uma estrutura cilíndrica em aço inoxidável (ou equivalente), o mesmo ocorre para modelos com aplicações e atividades similares, quando comparados com catálogos de FRS de alguns fabricantes para esses e outros RN.

A similaridade entre os modelos CDC.P4, AG30 e o IEA, pode ser notada ao serem comparadas as FIG. 24 e 29, observando-se ainda que o porta fonte (corpo cilíndrico com maior diâmetro) desses modelos, possuem dimensões muito próximas (diâmetro Φ ~ 6 a 8 mm X 9 mm de comprimento).

Tabela 17: Valores de CC e FA para FRS contendo ^{60}Co ($T_{1/2}$= 5,27 anos)

Modelo*	NS	Data de Fabricação	Atividade Original (MBq)	Ativ. Atual Estimada (MBq)	CC	FA	Uc (%)
AG 30	1860	05/1977	370	4,96	183	0,2	0,6
AG 30	1859	05/1977	370	4,96	183	0,2	0,4
IEA (IPEN)	COS 047	08/1987	672,6	34,7	183	0,2	0,7

* Posição Vertical, no eixo da câmara

Foi feita a avaliação do comportamento dos CC e FA, com relação ao posicionamento de FRS contendo ^{60}Co, com o objetivo de verificar se haveria diferenças de valores na medida da atividade de modo significativo. Como pode-se observar na TAB. 18, a variação na incerteza é pouco significativa para a faixa de atividade avaliada, embora haja entre elas um fator de cinco, em relação à atividade mínima estudada.

A limitação da atividade avaliada é devido à falta de condições de segurança em expor FRS, cuja atividade esteja próxima à capacidade avaliada para a cela quente (37 GBq de ^{60}Co), pois a instalação necessária não foi devidamente concluida até o término deste trabalho.

As FRS contendo ^{60}Co, que foram objetos de estudo no desenvolvimento desta metodologia para sua caracterização, são demonstradas na FIG. 46.

Tabela 18: Deslocamento do ponto da medida em um diâmetro da FRS (cerca de 7 mm), em relação ao eixo da câmara de ionização

Modelo	NS	Data de Fabricação	Atividade Original (MBq)	Ativ. Atual Estimada (MBq)	CC	FA	Uc (%)
AG 30	1860	05/1977	370	4,96	183 179	0,2	0,6 0,4

* Valores muito próximos foram verificados para as outras FRS

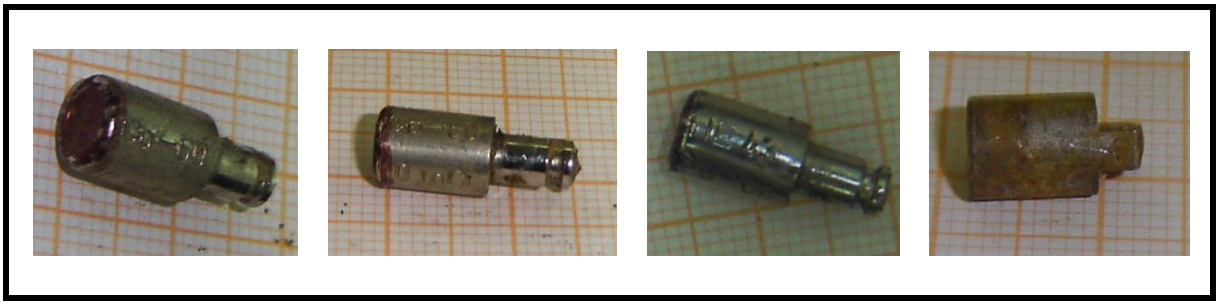


Figura 46: FRS contendo ^{60}Co

Há grande quantidade de FRS com as mesmas características apresentadas por essas.

A Eckert & Ziegler Nuclitec GmbH, fabricante do modelo CDC.P4 (^{137}Cs), produz com o mesmo porta-fonte o modelo CKC.P4, que é utilizado para conter ^{60}Co em atividades maiores e, assim como outros fabricantes, indica ainda o tempo recomendado de trabalho para suas aplicações específicas.

10.6 Kriptônio – 85

Por meio de consulta a catálogos de fabricantes, pode-se identificar alguns modelos e com isso fornecer maior consistência ao inventário das FRS, como foi o caso da FRS, modelo KF301, série NER8170, a FRS apresentada na FIG. 47, item B. Verifica-se que não há indicação do fabricante, porém com essas consultas, foi possível identificá-la como sendo de fabricação da Eckert & Ziegler

Isotope Products. Na TAB. 19 são apresentados os CC e FA obtidos nas avalições das fontes de ^{85}Kr.

Tabela 19: Avaliação de CC e FA para FRS[1] contendo ^{85}Kr ($T_{1/2}$= 10,756 anos)

Modelo	NS	Data de Fabricação	Atividade Original (GBq)	Ativ. Atual Estimada (MBq)	CC	FA	Uc (%)
S-41	84	07/1988	5,55	1.376	10	20	8,0
KF 301	NER 8170	11/1991		1.710		12	8,4
n/i[2]	1782	05/1967	1,85	117,3	10	20	27,4
n/i[2]	7774 BK	08/1998	9,25	4.406		34	3,2

1- Posição da FRS: vertical, no eixo da câmara (ver FIG. 46, item E)
2- n/i = modelo não identificado

Por comparação direta dos modelos avaliados, pode-se verificar algumas similaridades entre o S-41 e o KF 301, embora não se tenham informações sobre o fabricante do primeiro modelo. Em consultas aos catálogos dos fabricantes pode-se inferir que os materiais utilizados nos processos fabris sejam similares, sendo assim esperavam-se valores dos CC bastante próximos, por tratar-se do mesmo RN e o mesmo era esperado com relação aos FA, nesse caso a diferença entre os valores obtidos podem ser provenientes de algumas hipóteses principais, que são as seguintes:

1. Os materiais envolvidos na fabricação das fontes podem apresentar características diferentes. Entre elas pode-se citar o coeficiente de atenuação, o número atômico efetivo entre outras;
2. Variação significativa entre as tolerâncias das medidas da atividade no processo de fabricação; e
3. Diferentes metodologias envolvidas na avaliação estatística dessas atividades, podendo subestimar ou superestimar as atividades fornecidas em seus produtos finais.

A seqüência das FRS, avaliadas para esse RN pode ser vista na FIG 47, do item A ao D; no item E observa-se o posicionamento vertical da FRS inserida no poço da câmara de ionização.

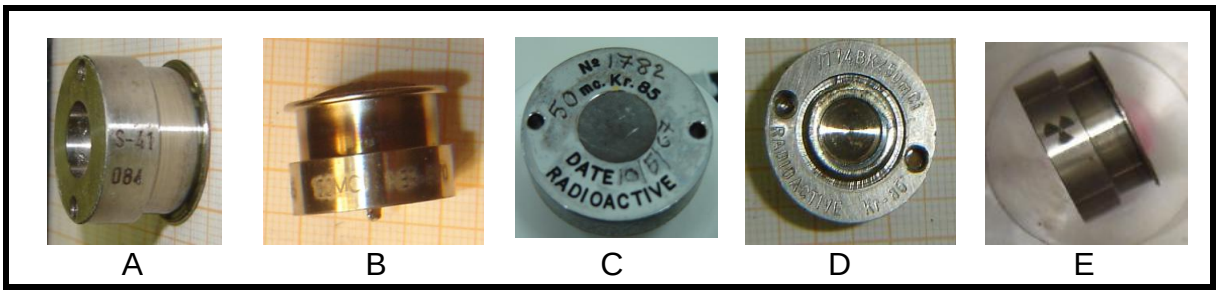


FIGURA 47: FRS contendo ^{85}Kr

Com relação às FRS, cujos modelos não foram identificados pode-se fazer a mesma análise feita no parágrafo anterior, ou seja, a variação nos FA, pode ser devido à falta de informações com relação aos materiais empregados na fabricação das FRS, bem como das fontes de incertezas nas medidas de suas atividades no processo de avaliação de suas atividades originais.

Neste caso, as FRS foram avaliadas com o suporte tipo concha e foram posicionados na posição vertical em relação ao eixo de simetria do poço da câmara de ionização, assim como pode ser verificado na FIG. 46, item E.

11 CONCLUSÕES

Embora a calibração dos ativímetros não seja exigida pela norma CNEN NE 3.05; essa deve ser realizada com fontes de radionuclídeos utilizados clinicamente, ou com os indicados pela norma. Procedimento que deve ser executado por pessoal e laboratórios de calibração que têm a competência para isso.

O eixo de simetria do poço é o que apresenta a menor incerteza, por esse motivo deve ser adotado, não apenas nos SMN, mas também nos protocolos de identificação das FRS.

Como foi verificada durante o procedimento experimental, a avaliação da sensibilidade da câmara de ionização, no sentido helicoidal do poço não apresenta variação significativa, para esta finalidade, podendo-se assumir que a secção transversal da câmara é relativamente homogênea.

Para FRS que possam ser consideradas puntiformes, pôde-se indicar uma posição considerada ótima para avaliação da atividade contida na fonte, obtendo-se assim a menor incerteza na medida e como conseqüência um valor mais confiável para o inventário de fontes que serão destinadas ao repositório nacional.

Este estudo indica que o ativímetro utilizado para desenvolver este trabalho, está em acordo com as exigências feitas pelo organismo regulador e tem sensibilidade adequada para a avaliação de FRS, pois foi possível avaliar a sensibilidade em relação a alguns modelos e conferir ao CC, um nível de confiança de 95%, após cinco avaliações para cada fonte.

Esses resultados podem orientar as autoridades competentes a adotar uma metodologia para a caracterização das fontes, fornecendo uma ferramenta para determinar suas atividades, orientando o planejamento, tratamento, construção, transporte e armazenamento final dessa classe de rejeitos radioativos, que se encontram armazenadas em depósitos provisórios.

As FRS devem passar por procedimentos de avaliação mínima de estanqueidade, pois, durante sua vida útil nas instalações estão sujeitas a ambientes de trabalho algumas vezes agressivos, pois, em caso de vazamento dessas fontes, há risco de contaminação na unidade de desmontagem da GRR,

ou outra instalação. Algumas FRS ou RN oferecem esse risco, em especial o ^{226}Ra, em geral sob a forma de agulhas e representam cerca de 22% do inventário atual da GRR.

Para fins práticos e rotineiros, da GRR e outros institutos interessados, a adoção dessa metodologia pode tornar mais rápida e segura a preparação do inventário de FRS, que serão encaminhadas ao repositório desta classe de rejeitos, porém cabe enfatizar que a adoção direta não garante a veracidade da caracterização, mas sim um novo desenvolvimento destes mesmos passos para o local em que for adotada. Para garantir que a metodologia adotada em outro local seja confiável, os valores de CC e FA deverão ser avaliados nas condições de tal instalação, pois esses valores sofrem influências de todo um conjunto externo, entre eles o *background* da instalação, a proximidade de focos de irradiação externa, das blindagens que revestem a câmara de ionização, do espalhamento da radiação, etc.

Quando o laboratório, destinado à remoção das FRS de suas respectivas blindagens, estiver em condições operacionais, essa metodologia deverá ser constantemente avaliada e atualizada, desse modo será possível a ampliação do quadro de comparações entre os modelos.

12 TRABALHOS FUTUROS

Estudar a validação deste trabalho, com uma quantidade maior de FRS em faixa mais ampla de atividade.

Estudar de forma rigorosa, as fontes de incertezas envolvidas na estimativa da atividade das FRS, assim como uma amostragem de FRS mais representativa, pois, para fins de disposição a incerteza indicada pela AIEA, pode ser considerada muito grande para as fontes, por tratar-se de material com alta concentração de material radioativo, facilitando sua quantificação. Levando a um estudo de otimização dos custos das instalações do repositório.

Estudar a possibilidade de substituição da câmara de ionização, por outra de maiores dimensões, reduzindo o efeito de geometria da fonte.

Desenvolvimento de um banco de dados que inclua imagens e planilhas para a manutenção e atualização da atividade das FRS de forma contínua, isso é necessário para a disponibilização imediata, quando for feita a transferência das FRS ao repositório nacional.

Avaliar a reciclagem dos materiais metálicos das blindagens, na construção de novas blindagens tipo “padrão” de forma a dar sustentabilidade à produção das mesmas.

Avaliar os coeficientes de atenuação e camadas semi-redutoras para materiais nacionais, utilizados como blindagem no interior da cela quente, quando esta estiver em condições de operacionalidade. As FRS servirão de referência para vários emissores, cujas energias são conhecidas e as atividades envolvidas estarão sendo estimadas.

Estudar a aplicação de camadas semi-redutoras no interior do poço da câmara de ionização, como forma de controlar as doses a que esta fica exposta durante os procedimentos e verificação do tempo de resposta do equipamento.

Estudar a aplicação da metodologia a fontes órfãs, pois representam cerca de 10% das FRS sob cautela da GRR.

Estudar a viabilidade de utilização de um detector beta, com geometria 2π utilizada com a mesma unidade de leitura, cujo fabricante mantém no mercado

para avaliação de emissores beta puros, como por exemplo, o ^{90}Sr que representa cerca de 1,5% do inventário da GRR.

Estudar a relação dos custos envolvidos na redução do volume gerenciado, em comparação ao armazenamento em blindagens “padrão”.

Avaliar os efeitos de blindagem na estatística da metodologia.

13 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. ***Requisitos de radioproteção e segurança para serviços de radioterapia***. Rio de Janeiro: CNEN, mar. 1990. (CNEN-NE-3.06).

2 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Handling, conditioning and storage of spent sealed radioactive sources***. Vienna: IAEA, 2000. (IAEA-TECDOC-1145).

3 VICENTE, R. ***Gestão de fontes radioativas seladas descartadas.*** 2002. Tese (Doutorado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.

4 U.S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY OFFICE OF RADIATION AND INDOOR AIR. ***Industrial Applications of Sealed Radiation Sources and Alternative Non Nuclear Technologies***. Washington, DC: EPA, 2002.

5 LE-CERCA, AREVA. **Certificate of *Return of Sealed Sources***. Nov. 2007 Disponível em: <www.lea-cerca.com/en/provisions-service/taking-back-depleted-rad.html>. Acessado em: 10 mar. 2009.

6 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Safety of radiation generators and sealed radioactive sources*** Vienna: IAEA, 2006. (STI/PUB/1258).

7 FISHER, D. ***Potential greater-than-class C low-level waste sealed radiation source recycle initiatives.*** Idaho, Idaho Falls: EG&G Idaho, 1992. (DOE/LLW-145).

8 DINEHART, S. M.; HATLER, V. A.; GRAY, D. W.; GUILLEN, A. D.; BROWN JR., C.; JONES, S. W.; GRIGSBY, C. O.; LEONARD, L. E.; CAMPBELL, R. A.. ***Radioactive source recovery program. Responses to neutron source emergencies***. Los Alamos, 1997. (LA-UR-97-1105).

9 GERÊNCIA DE REJEITOS RADIOATIVOS – GRR, IPEN/CNEN-SP. ***Cadastro de fontes seladas recebidas pela GRR***, São Paulo, 2010.

10 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Disposal options for disused radioactive sources***. Vienna: IAEA, 2005. (TRS 436).

11 KOZAK, M. W.; STENHOURSE, J. H.; BLERK, J.J. VAN; HEARD, R. G.. ***Borehole disposal of spent sources. Volume II. Initial safety assessment and evaluation of the disposal concept.*** Pretoria: Atomic Energy Corporation, 1999. (GEA-1353).

12 KERR, T. A. ***A comparision on cross-reference of commercial low-level radioactive waste acceptance criteria.*** United States Department of Energy. 1997. (DOE/LLW-239).

13 IDAHO NATIONAL ENGINEERING LABORATORY. ***Greater-than-class C low-level radioactive waste characterization – estimated volumes, radionuclide activities, and other characteristics***. Idaho, Idaho Falls: EG&G Idaho. Aug. 1991. (DOE/LLW-114).

14 LABORATÓRIO DE REJEITOS RADIOATIVOS. ***Requisitos para aceitação de rejeitos radioativos***. IPEN, abr. 2006. Disponível em: <www.ipen.br/conteudo/upload/200608281333210.requisitos.pdf>. Acessado em: 02 abr. 2009.

15 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. ***Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas***. Rio de Janeiro: CNEN, 1988. (CNEN NE - 6.05).

16 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. ***Requisitos de Radioproteção e Segurança para Serviços de Medicina Nuclear.*** Rio de Janeiro: CNEN, 1996. (CNEN-NE-3.05).

17 BENSCH, F.; LEDERMANN, H. Rapid determination of radionuclide activities by a well-type gamma-ionization chamber. Vienna, Austria: Atominstitut der Österreichischen Hochschulen, ***Nuclear Instruments and Methods***, 72, p 56-60, 1969.

18 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Strategy and Methodology for Radioactive Waste Characterization***. Vienna: IAEA, 2007. (IAEA-TECDOC-1537).

19 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Identification of radioactive sources and devices***. Reference Manual. Vienna: IAEA, 2007. (NSS 5).

20 FERGUSON, C. D.; KAZI, T.; PERERA, J. ***Commercial Radioactive Sources: Surveying the Security Risks***. CENTER FOR NONPROLIFERATION STUDIES. USA: Monterey Institute of International Studies. Monterey, CA. Jan. 2003.

21 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. ***Certificação do Atendimento aos Requisitos de Segurança e Radioproteção pelas Instalações Nucleares e pelas Instituições Radiativas***. Rio de Janeiro: CNEN, 1994. (CNEN IN-01).

22 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Management of disused long lived sealed radioactive sources (LLSRS)***. Vienna: IAEA, 2003. (IAEA-TECDOC-1357).

23 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Management of spent high activity radioactive sources (SHARS)***. Vienna: IAEA, 2002. (IAEA-TEC-DOC-1301).

24 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. ***Seleção e Escolha de Locais para Depósitos de Rejeitos Radioativos***. Rio de Janeiro: CNEN, 1990. (CNEN NE - 6.06).

25 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Safety of transport of radioactive material***. In: PROCEEDINGS OF AN INTERNATIONAL CONFERENCE ON THE SAFETY OF TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL ORGANIZED BY THE INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Jul. 7-11, 2004, Vienna. ***Proceedings...*** Vienna: IAEA, 2004.

26 Radiologia Industrial. ***Boletim informativo – Radiologia industrial.*** Ano 1, número 1. Disponível em: <www.radiologiaindustrial.com.br/index-1a.html>. Acessado em: 09 mar. 2010.

27 TENNENBAUM, J. ***Energia Nuclear – Dínamo da Reconstrução Econômica Mundial.*** Rio de Janeiro, R.J.: Capax Dei, 2009.

28 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Disposal of Low Activity Radioactive Waste.*** Vienna: IAEA, 2005. (IAEA – PUB 1224).

29 MANAGING RADIOACTIVE WASTE SAFELY. ***A framework for Implementing Geological Disposal***. Department for Business Enterprise & Regulatory Reform. UK. June 2008.

30 LEMER PAX Ind. Francesa. ***Medecine Nucleaire.*** Disponível em: <http://www.lemerpax-medecinenucleaire.com/media/plaquette_commerciale_medecine_nucleaire_activimetres_mai09_fr__096011500_1103_25062009.pdf>. Acessado em: 07 jul. 2009.

31 GAMMASYS Ind. Argentina. ***Manual de Operaciones - Calibrador de Dosis.*** Disponível em: < http://www.gammasys.com.ar/productos3.htm>. Acessado em: 07 jul. 2009.

32 OLSOVKOVÁ, V.; HAVELKA, M. *Monte Carlo calculations of calibration and geometry correction factors of a radionuclide calibrator*. ***Applied radiation and Isotopes,*** v. 64, p. 1370-1374, 2006.

33 CECATTI, S. P. G. ***Desenvolvimento de sistemas Tandem de activímetros e estabelecimento de dosimetria beta em serviços de medicina nuclear***. 2004. Tese (Doutorado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.

34 BESSA, A. C. M. ***Intercomparação de câmaras de ionização em feixes padrões de raios x, níveis radioterapia, radiodiagnóstico e radioproteção***. 2007. Dissertação (Mestrado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.

35 KNOLL, G. F. ***Radiation detection and measurement***. 2.ed. Singapore: Wiley, 1989.

36 NATIONAL PHYSICAL LABORATORY - NPL. ***Protocol for establishing and maintaining the calibration of medical radionuclide calibrators and their quality control***. Measurement Good Practice Guide No. 93. UK, 2006.

37 ALVAREZ, O. T. B.; CALDAS, L. V. E.. ***Controle de qualidade em câmara de ionização tipo poço usada em braquiterapia de baixa taxa de dose.*** In: Anais do IX Congresso Brasileiro de Física Médica, Rio de Janeiro. 2004, v. CD-ROM. p. 1-4. Comissão Nacional de Energia Nuclear – 2004.

38 BESSA, A. C. M.; COSTA, A. M.; CALDAS, L. V. E. Levantamento do controle de qualidade de calibradores de dose de radiofármacos em serviços de medicina nuclear na cidade de São Paulo. ***Radiologia Brasileira***, v. 41 (2), p.115-118, 2008.

39 SCHRADER, H. ***Activity measurements with ionization chambers***, BUREAU INTERNATIONAL DES POIDS ET MESURES. Monographie BIPM-4, 1997.

40 OROPESA, P.; HERNANDEZ, A. T.; SRRA, R.; VARELA, C***.*** Comparisons of activity measurements with radionuclide calibrators – A tool for quality assessment and improvement in nuclear medicine. ***Applied Radiation and Isotopes*****,** v. 63, p. 493-503, 2005.

41 ÖLSOVCOVÁ, V.; HAVELKA, M. Monte Carlo calculations of calibration and geometry correction factors of a radionuclide calibrator. ***Applied Radiation and Isotopes,*** v. 64, p. 1370-1374, 2006.

42 CECCALLI, A.; BESSANI, M.; ANDREA, M. D.; DE FELICE, P.; FAZIO, A. Experimental determination of calibration settings of a commercially available radionuclide calibrator for various clinical measurement geometry and radionuclides. ***Applied Radiation and Isotopes,*** v. 65, p. 120-125, 2007.

43 CAPINTEC. ***Radioisotope dose calibrator***, CRC 15 BT Owner's manual, 2001.

44 MARTI-CLEMENT, J. M.; PEÑUELAS, I. ; GARCIA-VELOSO, M. J.; CATALÁN, R.; CHALEZQUER, A.; CIORDIA, M. A. ***Control de calidad en calibradores de dosis***. En: VI Congresso de la Sociedad Española de Proteccion Radiológica, p. 304-305, Sep. 24-27, 1996.

45 HARE, D. L.; HENDEE, W. R. ; WHITNEY, W. P.; CHANEY, E. L. Accuracy of well ionization chamber isotope calibrators. ***J. Nucl. Med.*** v. 5, n. 12, p. 1138–1141, 1974.

46 SINCLAR, W. K.; NEWBERY, S. P. A. A direct reading meter for measurement of highly active samples of gamm-emitting radioisotopes. ***J. Sci. Instr.*** v. 28, p. 234-236,1951.

47 BULLEN, M. A. Ionization-chamber device for clinical gamma-ray use. ***Nucleonics***, v. 11, n. 12, p. 15-17, 1953.

48 SINCLAIR, W. K., TROTT, N. G.; BELCHER, E. H. The measurement of radioactive samples for clinical use. ***Brit. J. Rad***. v. 27, p. 565-574, 1954.

49 HEYDORN, K. Geometrical effects oh the response os the National Physical Laboratory ionization chamber type 1383 A. ***Int. J. Appl. Radiat. Isot.*** v. 18, p. 479-483, 1967.

50 BALDOCK, C.; BATCHELOR, S. Analisys os sample volume dependence of ^{125}I in a radionuclide calibrator. ***Nucl. Med. Commun.*** v. 12, p. 445-450, 1991.

51 MENDES, L. C. G. ***Controle de qualidade em calibradores de dose***. Rio de Janeiro; IRD/ABFM. 1984.

52 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Quality control of nuclear medicine instruments***. Vienna: IAEA, 1991. (IAEA-TECDOC-602).

53 SCHRADER, H., KOSSERT, K., J. MINTCHEVA. ***Calibration of a radionuclide calibrator system as a Bulgarian standard for activity***, v. 66, p. 965–971, 2008.

54 TÖLLI, H.; SIPILÄ, P.; KOSUNEN, A.. ***Comparison of calibrations of a well type ionization chamber between the IAEA the SSDL of Finland***, STUK, Finland, (SSDL Newsletter) 2002.

55 EVANS, R. D. ***The Atomic Nucleus***. Malabar, FL: Krieger, 1985.

56 KAPLAN, I. ***Física Nuclear.*** 2. ed. Rio de Janeiro, R.J.: Guanabara Dois, 1978.

57 Canadian Nuclear safety Commission. ***Principles of Radiation Protection***. Disponível em: http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/readingroom/publications/gauges/index.cfm. Acessado em: 04 nov. 2009.

58 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. ***Apostilas Educativas.*** Disponível em: http://www.cnen.gov.br/ensino/apostilas . Acessado em: 04 mar. 2010.

59 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***The Principles of Radioactive Waste Management***. Vienna: IAEA, 1995. (SS No. 111-F).

60 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. ***Licenciamento de Instalações Radiativa.*** Rio de Janeiro, R.J.: CNEN, 1998. (CNEN–NE–6.02).

61 ***Industrial gauging and analytical instrumentation sources.*** AMERSHAM INTERNATIONAL PLC. 1996. Buckinghamshire, UK. Arquivo eletrônico em poder do aluno, atualmente indisponível na Internet.

62 ***Special Sources Catalogue.*** Produced by LEA CERCA/AREVA - novembre 2007. Disponível em: <http://www.lea-cerca.com/data/document/b_sources-speciales_uk-catalogue-novembre-2007-pages-7.0-7.11.pdf>. Acessado em 16/07/2009.

63 ***High Technology Sources - Sources Applications.*** Disponível em: <http://www.hightechsource.co.uk/generalapplications.html>. Acessado em 07/07/2009.

64 ***Industrial Radiation Sources - Product Information.*** Eckert & Ziegler Isotope Products. Disponível em: <http://www.isotopes-isotopen.de/downloads/IPL_indust_ctlg_092208_Lo.pdf>. Acessado em 17/07/2009.

65 ***Catálogo de Fontes Radioativas Seladas*.** RITVERC Isotope products. Disponível em: <http://www.ritverc.com/pdf/RITVERC_catalogue_v18.pdf>. Acessado em 12/01/2010.

66 ***Source Holders.*** Ronan. Disponível em: <http://www.ronanmeasure.com/pages/default2.asp?active_page_id=134> Acessado em 02/12/2009.

67 ***Instruments for Level Measurement.*** Endress+Hauser. Disponível em: <http://www.products.endress.com/eh/home.nsf/systemcontentview/index.html?Open&DirectProductURL=E8428495002B0D55C125689C004599C9> Acessado em 10/07/2009.

68 ***Measurement Technology.*** OhmartVega. Disponível em: <http://www.ohmartvega.com/en/nuclear.htm>. Acessado em 05/06/2009.

69 ***Source Holders.*** Nuclear Stuff. (Nuclear Australia). Disponível em: <http://www.nuclearstuff.com/products/source-holders.html> Acessado em 05/06/2009.

70 ***Source Holders.*** Croft products, energy suppliers. Disponível em: <http://nuclear.energy-business-review.com/suppliers/croft/products/> Acessado em 09/12/2009.

71 ***Sources & Source Holders.*** QSA Global – Sentinel. Disponível em: <http://sentinel.thomasnet.com/category/gamma-radiography?> Acessado em 09/12/2009.

72 ***Radiation Shielding*****.** Alchemy Castings. Disponível em: <http://www.alchemycastings.com/lead-products/radiation-shielding.htm> Acessado em 02/12/2009.

73 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Safety considerations in the disposal of disused sealed radioactive sources in borehole facilities.*** Vienna: IAEA, Aug. 2003. (IAEA-TECDOC-1368).

74 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. ***Management for the Prevention of Accidents from Disused Sealed Radioactive Sources.*** Vienna: IAEA, 2001. (IAEA-TECDOC-1205).

75 U.S. DEPARTMENT OF ENERGY. ***Sealed Source Recovery***. USA: Office of Global Threat Reduction, 2009.

76 ***Informações sobre acidentes envolvendo materiais radioativos e nucleares.*** Disponível em: http://www.johnstonsarchive.net/nuclear/radevents/index.html]. Acessado em 12/09/2010.

77 MARTELL, E. S. Safety of sealed source disposal. ***Radiation Physics and Chemistry,*** v. 71, p. 575-578, 2004.

78 LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY. ***Off-Site Source Recovery Project - OSRP.*** Disponível no site: <http://osrp.lanl.gov/>. Acessado em 24 set. 2009.

79 DOLAN, T. J. ***Safety and Security of Radioactive Source.*** American Nuclear Society Speakers Bureau. USA: University of Illinois. 2008.

80 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Conference on Security of Radioactive Sources. Disponível em: < http://www-ns.iaea.org/meetings/rw-summaries/rdd-vienna-2003.htm>. Vienna, 2003.

81 INTERNATIONAL STANDARD ORGANIZATION. ***Radiation protection – Sealed radioactive sources – Leakage test methods.*** Switzerland: Feb. 15, 1992. (ISO 9978).

82 INTERNATIONAL STANDARD ORGANIZATION. ***Evaluation of surface contamination***. Parte 1 e 2 -1988, parte 3 - 1996***.*** Switzerland. (ISO 7503).

83 INTERNATIONAL STANDARD ORGANIZATION. ***Radiation protection – Sealed radioactive sources – General requirements and classification.*** Switzerland: Feb. 15, 1999. (ISO 2919).

84 SANDLER, MP.; COLEMAN, R.E.; WACKERS, F.J.TH.; PATTON, J.A.;GOTTSCHALK, A.; HOFFER, P.B. ***Diagnostic nuclear medicine****.* Pensilvânia, 2.ed. New York: Williams & Wilkins, 1995.

85 DEBERTIN, K.; SCHRÄDER, H. Intercomparisons for quality assurance of activity measurements with radionuclide calibrators. ***Nucl. Inst. Meth. Phys. Res.****, A312,* p. 241-245, 1992.

86 E. FENYVES, O. HAIMAN. ***The physical principles of nuclear radiation measurements***. Academic, 1969.

87 A. SVEC, H. SCHRADER. An ionization chamber as a secondary standard for activity. ***Applied radiation and isotopes,*** v. 52, p. 633 -636, 2000.

88 TYLER D.K., BAKER M., WOODS M.J. NPL secondary standard radionuclide calibrator. Syringe calibration factors for radionuclides used in nuclear medicine. ***Applied Radiation and Isotopes***, v. 56, p. 343–347, 2002.

89 TYLER, D.K., WOODS, M.J. Syringe calibration factors for the NPL secondary standard radionuclide calibrator for selected medical radionuclides. ***Applied Radiation and Isotopes***, v. 59, p. 367-370, 2003.

90 SCHRADER, H., KLEIN, R., KOSSERT, K. Activity standardisation of ^{18}F and ionization chamber calibration for nuclear medicine. ***Applied Radiation and Isotopes***, v. 65, p. 581-586, 2007.

91 W.E.Y. ABDEL MALIK, A. S. IBRAHIM, S.K. YOUSSEF e M.A. GOMAA. Estimation of Unknown Activities by Comparative Calibration Method. ***Radiat. Phys. Chem.,*** v. 44, p. 83-85, 1994.

92 BRUNO B. ROSSI. ***Ionization chambers and counters – Experimental techniques - MIT***. Ann Arbor, MI. Mc Graw Hill, 1949

93 BEVINGTON, P. R.; ROBINSON, D. K. ***Data Reduction and Error Analysis for the Physical Sciences.*** 3.ed. New York, N.Y.: McGraw-Hill, 2003.

94 BIRCH, K. ***Estimating Uncertainties in Testing.*** Measurement Good Practice Guide No. 36. U.K. Mar. 2003.

95 MOORE D. S., MCCABE G. P. ***Introduction to the Pratice of Statistics***. 5.ed. New York, N.Y.: Freeman, 2006.

96 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY***. Measurement Uncertainty***. Vienna: IAEA, 2008. IAEA-TECDOC-1585.

97 MAGILL, J.; GALLA,Y.; GALY, J. ***Radioactivity Radionuclides Radiation - Universal Nuclide Chart.*** 1.ed. Institute for Transuranium Elements. Karlsruhe, Germany: Springer, 2005.