INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia Associada à Universidade de São Paulo

**Determinação da atividade de fontes radioativas seladas de
irídio-192 em desuso**

NATALIE COSTA ROLINDO

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

Orientador:

Prof. Dr. Roberto Vicente

São Paulo

2020

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia Associada à Universidade de São Paulo

**Determinação da atividade de fontes radioativas seladas de
irídio-192 em desuso**

Versão Corrigida
Versão Original disponível no IPEN

NATALIE COSTA ROLINDO

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

Orientador:
Prof. Dr. Roberto Vicente

São Paulo
2020

Fonte de Financiamento: Bolsa Institucional - Quota IPEN/CNEN

Autorizo a reprodução e divulgação total ou parcial deste trabalho, para fins de estudo e pesquisa, desde que citada a fonte

Como citar:

ROLINDO, N.C.; ***Determinação da atividade de fontes radioativas seladas de irídio-192 em desuso***. 2020. 95 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP, São Paulo. Disponível em: (data de consulta no formato: dd/mm/aaaa)

Ficha catalográfica elaborada pelo Sistema de geração automática da Biblioteca IPEN/USP, com os dados fornecidos pelo(a) autor(a)

Costa Rolindo, Natalie
Determinação da atividade de fontes radioativas seladas de irídio-192 em desuso / Natalie Costa Rolindo; orientador Roberto Vicente. -- São Paulo, 2020.
95 p.

Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Aplicações) -- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2020.

1. Fontes radioativas seladas em desuso. 2. irídio-192. 3. Caracterização de rejeitos radioativos. 4. Método dose-para-becquerel. 5. Gamagrafia industrial. I. Vicente, Roberto, orient. II. Título.

FOLHA DE APROVAÇÃO

Autor: Natalie Costa Rolindo

Título: Determinação da atividade de fontes radioativas seladas de irídio - 192 em desuso.

Dissertação apresentada ao Programa de Pós – Graduação em Tecnologia Nuclear da Universidade de São Paulo para obtenção do título de Mestre em Ciências.

Data: 22 / 01 / 2020

Banca Examinadora

Prof. Dr.: _____

Instituição: _____ **Julgamento:** _____

Prof. Dr.: _____

Instituição: _____ **Julgamento:** _____

Prof. Dr.: _____

Instituição: _____ **Julgamento:** _____

*Aos meus pais que tanto amo,
João e Patrícia.*

AGRADECIMENTOS

A Deus, por mostrar os caminhos, abrir as portas e permitir a realização deste trabalho. “Porque Dele, e por Ele, e para Ele são todas as coisas. A Ele seja a glória para todo o sempre! Amém. (Romanos 11:36);

Ao meu orientador, Dr. Roberto Vicente, pela dedicação no desenvolvimento deste trabalho, pela sabedoria no ato de ensinar e pela amizade construída durante esses anos, sempre guiando com amor e cuidado seus orientandos pelos melhores caminhos;

Aos doutores, Júlio Takehiro Marumo, Rogério Mourão e Carolina Braccini pelas observações, sugestões e considerações feitas para a conclusão deste trabalho;

Aos meus pais, João e Patrícia, que me apoiaram e incentivaram desde a decisão de iniciar esta etapa e por sempre fazerem tudo que podem para ajudar a tornar a caminhada menos árdua. Sem o apoio e compreensão deles, este trabalho não teria sido concluído;

A minha família, em especial aos meus irmãos, cunhadas e sobrinho, Tiago e Rosíris, Lucas, Milena e Jonathas. Aos meus avós, tios e suas respectivas famílias por todo apoio emocional e financeiro para a conclusão de cada etapa e concretização de cada sonho vivido nesse mestrado. Além do constante incentivo, orações e torcida pelo meu sucesso;

Aos amigos e alunos bolsistas do IPEN, Alexandre, Ana Paula, Andreia, Andressa, Andreza, Bianca, Cecília, Eduardo Petraconi, Júlio, Leandro, Luciano, Naomi, Rafael e Ricardo Smith pelos momentos de descontração, conversas e trocas de conhecimento;

A minha amiga e companheira fiel desta jornada, Ana Paula Gimenes Tessaro, por ter sido minha família durante o tempo em que morei sozinha em São Paulo, por todo apoio, incentivo e ajuda na realização dos experimentos e tratamento dos dados;

A todos os funcionários da SeGRR, aos funcionários da Secretaria de pós graduação, em especial a Bruna Roque, e a todos os funcionários do IPEN que contribuíram de alguma forma para a realização deste trabalho;

Aos meus amigos e família do coração, pelo constante carinho e apoio. Em especial, Waldomiro, Ivani, Juliana, Fábio, Walquíria, Leonor, Anderson, João Filipe e Rialma;

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e a Universidade de São Paulo (USP) pela oportunidade de realizar este Mestrado;

E por fim, a todas as pessoas que passaram pela minha vida, permanecendo nela ou não, que contribuíram para a realização deste trabalho e principalmente para o meu crescimento profissional e pessoal.

“A excelência nunca é um acidente. É o resultado de intenção elevada, esforço sincero e execução inteligente. Ela representa a opção mais sábia entre muitas alternativas. Escolha, não acaso, determina o seu destino, os seus sonhos e os seus valores.”

Aristóteles

RESUMO

ROLINDO, N. C. **Determinação da atividade de fontes radioativas seladas de irídio-192 em desuso.** 2020. 96 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN – CNEN/SP. São Paulo.

Fontes radioativas seladas de ^{192}Ir são amplamente utilizadas em gamagrafia pela indústria em testes não destrutivos. Estas fontes são obtidas em um reator nuclear por meio da reação nêutron-gama com o radioisótopo natural do irídio e após uma vida útil de cerca de um ano, tornam-se "fontes radioativas seladas em desuso" (FRSD). Considerando a meia-vida de 73,8 dias e as atividades iniciais típicas do ^{192}Ir disponíveis comercialmente, a atividade destas fontes deveria cair abaixo do nível de dispensa em um período de 5 a 6 anos, quando poderiam ser liberadas do controle regulatório. No entanto, após o decaimento, estas fontes ainda apresentam taxas de dose mensuráveis e atividade acima dos níveis de dispensa. Uma investigação sobre as causas indicou que as fontes apresentam radioatividade residual devido à presença de ^{60}Co ($T^{1/2}$ de 5,3 anos) e do segundo estado metaestável $^{192\text{m2}}\text{Ir}$ ($T^{1/2}$ de 241 anos). Portanto, essas se qualificam para deposição em repositório para fontes seladas de meia-vida longa. O objetivo deste trabalho foi o desenvolvimento de um método para determinar a atividade de, pelo menos, 6 mil fontes de ^{192}Ir armazenadas no Serviço de Gerenciamento de Rejeitos Radioativos do IPEN. Espectrometria gama, medida da taxa de dose realizadas com um detector CZT portátil e simulação com o software *Microshield*® foram usados no método dose-para-atividade para determinar as atividades.

Palavras-chave: Fontes radioativas seladas em desuso, irídio-192, caracterização de rejeito radioativo, método dose-para-atividade.

ABSTRACT

ROLINDO, N. C. **Determination of the activity of disused sealed radioactive sources of iridium – 192.** 95 p. 2020. Master Thesis. (Master's Degree in Nuclear Technology) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN – CNEN/SP. São Paulo. – IPEN – CNEN/SP. São Paulo.

^{192}Ir sealed radioactive sources (SRS) are widely used in gammagraphy for non-destructive testing in the industry. These sources are obtained by irradiating natural iridium in a nuclear reactor by neutron-gamma reaction, after a service life of about one year, these sources become disused sealed radioactive sources (DSRS). Considering the half-life of 73.8 days and the typical initial activity of the commercially available sources, the activity of ^{192}Ir DSRS should decay to below the waste clearance level in about 5 to 6 years, when they could be released from the regulatory control. However, after decaying these sources still present measurable dose rates and activity above clearance levels. An investigation on the causes indicated the presence of ^{60}Co ($T^{1/2}$ 5.3-year) and the second metastable state of $^{192\text{m}2}\text{Ir}$ ($T^{1/2}$ 241-year). Consequently, these sources qualify for disposal in a repository for long-lived DSRS. The objective of this work was to develop a method to determine the activity of about 6.000 ^{192}Ir DSRS stored at the Radioactive Waste Management Service at IPEN. Gamma spectrometry, dose rates measurements with a handheld CZT detector and modelling with the *Microshield*[®] software were used in the dose-to-activity method to determine source activities.

Key- words: disused sealed radioactive sources, Iridium–192, radioactive waste characterization, dose-to-activity method.

LISTA DE TABELAS

Tabela 1 - Principais radiações emitidas pelos isômeros do isótopo ^{192}Ir	21
Tabela 2 - Propriedades do irídio-192.....	25
Tabela 3 - Radioisótopos mais utilizados em gamagrafia industrial	27
Tabela 4 - Taxa de dose máxima em relação à superfície (mSv/h)	29
Tabela 5 - Rendimento teórico de ^{192}Ir por irradiação	31
Tabela 6 - Classificação das fontes quanto ao desempenho	35
Tabela 7 – Testes de vazamento aplicados às fontes radioativas seladas.....	37
Tabela 8 - Classificação dos rejeitos radioativos no Brasil	43
Tabela 9 - Comparação das Classificações de rejeitos e depósitos	43
Tabela 10 - Estimativa do inventário das FRSD no Brasil	45
Tabela 11 - Sistema de categorização de fontes segundo IAEA	47
Tabela 12 - Sistema de categorização sugerido	47
Tabela 13 – Atividade e categoria segundo IAEA.....	48
Tabela 14 - Níveis de dispensa para rejeitos sólidos	49
Tabela 15 - Seções de choque para as reações (n, γ) do cobalto.	50
Tabela 16 - Seções de choque para as reações (n, γ) com o ^{191}Ir	51
Tabela 17 - Valores das seções de choque para as reações (n, γ) com o irídio.....	52
Tabela 18 - Parâmetros dimensionais utilizados no MicroShield®	61
Tabela 19 - Densidades utilizadas no MicroShield®	62
Tabela 20 - Radionuclídeos e atividades estimadas utilizadas no MicroShield®	62
Tabela 21 - Radionuclídeos presentes na espectrometria gama.....	65
Tabela 22 - Estimativa da atividade e fator de correção.....	67
Tabela 23 - Correção da atividade e taxa de dose.....	71
Tabela 24 - Identificação das fontes do pote 1 e soma das atividades.....	73
Tabela 25 - Identificação das fontes do pote 2 e soma das atividades.....	73
Tabela 26 - Identificação das fontes do pote 3 e soma das atividades.....	73
Tabela 27 – Resultados das taxas de dose em diferentes distâncias e ângulos do pote 1 ...	74
Tabela 28 - Resultados das taxas de dose em diferentes distâncias e ângulos do pote 2....	74
Tabela 29 – Resultados das taxas de dose em diferentes distâncias e ângulos do pote 3 ...	74
Tabela 30 - Comparação das taxas de dose medidas e calculadas do pote 1	74
Tabela 31 - Comparação das taxas de dose medidas e calculadas do pote 2.....	75
Tabela 32 - Comparação das taxas de dose medidas e calculadas do pote 3.....	75

LISTA DE ILUSTRAÇÕES

Figura 1 - Esquema de decaimento e emissão gama do núcleo do ^{192}Ir	21
Figura 2 - Representação dos efeitos da interação gama com a matéria	22
Figura 3 - Efeitos da interação da radiação com a matéria.....	23
Figura 4 – Primeira radiografia realizada no ano de 1896.....	26
Figura 5 - Exemplo do preparo e utilização de gamagrafia industrial.....	28
Figura 6 - Diagrama de arranjo de um END.....	28
Figura 7 - Radioisótopos mais utilizados em gamagrafia industrial.....	29
Figura 8 - Modelo de um irradiador panorâmico.....	30
Figura 9 - Esquema de um irradiador panorâmico	30
Figura 10 - Demonstração de discos de Ir-192 agrupados dentro de uma cápsula.....	31
Figura 11 - Etapas de produção da fonte selada de ^{192}Ir	32
Figura 12 - Produção nacional de fontes de Ir-192/ ano.....	38
Figura 13 - Fluxograma de gerenciamento de rejeitos radioativos.....	40
Figura 14 – Balanço das FRS no Brasil.....	44
Figura 15 - Resumo do modelo de ativação e decaimento dos isótopos de irídio.....	53
Figura 16 - Blindagem padrão	54
Figura 17 - Barreira utilizada para separação das fontes	54
Figura 18 - Detector de HPGe utilizado para espectrometria gama	55
Figura 19 - Curva de calibração de eficiência em energia.....	56
Figura 20 – Medida de taxa de dose de cada fonte individual.....	57
Figura 21 - Medida de taxa de dose das fontes agrupadas	57
Figura 22 - Interface do Software Microshield®	60
Figura 23 – Representação esquemática da metodologia utilizada	63
Figura 24 – Modelos de fontes encontrados no inventário da SeGRR.....	64
Figura 25 - Espectro gerado pelo detector HPGe	65
Figura 26 – Taxa de dose e espectro gerado pelo detector CZT	66
Figura 27 – Taxas de dose medidas e taxas de dose calculadas	70
Figura 28 – Taxas de dose medidas e taxas de dose corrigidas	70
Figura 29 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 1 – teste 1	75
Figura 30 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 1 – teste 2	76
Figura 31 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 1 – teste 3	76
Figura 32 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 2 – teste 1	76

Figura 33 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 2 – teste 2	77
Figura 34 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 2 – teste 3	77
Figura 35 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 3 – teste 1	77
Figura 36 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 3 – teste 2	78
Figura 37 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 3 – teste 3	78

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	14
2	OBJETIVOS	16
2.1.	Objetivos Gerais.....	16
2.2.	Objetivos Específicos.....	16
3	REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	17
3.1.	Dcaimento radioativo	17
3.2.	Atividade	17
3.3.	Modos de decaimento radioativo	18
3.4.	Interação da radiação gama com a matéria	21
3.5.	Fontes Radioativas Seladas	23
3.5.1.	As fontes de irídio -192 e suas aplicações	24
3.5.2.	Gamagrafia industrial	25
3.5.3.	Aplicação da técnica	27
3.5.4.	Produção das fontes de irídio-192	30
3.5.5.	Regulamentação da técnica.....	32
3.5.6.	Laboratório de produção de fontes seladas do IPEN.....	38
3.6.	Rejeitos Radioativos.....	39
3.6.1.	Gerência de Rejeitos Radioativos	39
3.6.2.	Fundamentos do gerenciamento dos rejeitos radioativos	40
3.6.3.	Classificação dos rejeitos radioativos	41
3.6.4.	Gerenciamento das FRSD no Brasil	44
3.6.5.	Classificação das FRSD.....	46
3.6.6.	Categorização das fontes radioativas seladas em desuso de irídio - 192.....	48
3.6.7.	Formação do Cobalto-60	49
3.6.8.	Ativação do segundo estado metaestável do irídio-192.....	50
4	MATERIAIS E MÉTODOS	54

4.1.	Triagem das fontes	54
4.2.	Medição do Espectro Gama e das Taxas de Dose.....	55
4.2.1.	Detector de HPGe	55
4.2.2.	Espectrômetro CZT (Kromek).....	56
4.2.3.	Medidas de Taxa de dose.....	57
4.3.	Estimativa de atividade	58
4.3.1.	Fator de correção	58
4.3.2.	Atividade corrigida	59
4.3.3.	Cálculo da taxa de dose – Constante gama.....	59
4.4.	Modelagem utilizando o software <i>MicroShield</i> ®	60
5	RESULTADOS E DISCUSSÃO.....	64
5.1.	Triagem das fontes	64
5.2.	Espectrometria HPGe.....	65
5.3.	Medidas de taxa de dose	66
5.4.	Estimativa da atividade e fator de correção	66
5.5.	Correção da atividade e da taxa de dose	70
5.6.	Condicionamento das fontes no pote cilíndrico e soma das atividades	73
5.7.	Medidas das taxas de dose das fontes agrupadas	73
5.8.	Cálculo das taxas de dose das fontes agrupadas	74
5.9.	Protocolo final.....	79
6	CONCLUSÕES	81
	REFERÊNCIAS.....	82
	APÊNDICES	83

1 INTRODUÇÃO

Os padrões de segurança exigidos pelos órgãos reguladores, na área de gestão de rejeitos radioativos, requerem que o conteúdo radioativo seja conhecido para que se possa classificar, definir os tratamentos, transporte e tipo de armazenamento. Além disso, para a deposição final, é essencial que se tenha informações do inventário radioisotópico, permitindo assim que se avalie os processos de segurança em longo prazo. (TESSARO, A.P.G. 2015)

No entanto, o inventário radioisotópico das fontes radioativas seladas em desuso (FRSD) raramente é conhecido no início do gerenciamento com exatidão suficiente para que as incertezas nos resultados dos cálculos de dose e risco possam ser consideradas aceitáveis. Em outras palavras, para se garantir um nível adequado de segurança radiológica dos rejeitos radioativos em longo prazo, é necessário determinar, com exatidão razoável, o inventário radioisotópico contido neles. (IAEA, 2009).

As fontes radioativas seladas se constituem de um material radioativo encerrado em uma cápsula, com dimensões da ordem de poucos centímetros, que impede o material de escapar ou vaziar sob as condições normais de uso, ou até mesmo sob condições moderadas de acidente. Estas fontes são ou eram utilizadas em diversas aplicações industriais, na pesquisa, na medicina e até em produtos de consumo. (IAEA, 2014).

Quando as fontes seladas são retiradas de serviço se tornam, de acordo com a nomenclatura da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), fontes radioativas seladas em desuso (FRSD), uma classe de rejeito radioativo. As FRSD são fontes seladas que não estão mais em uso por diversas razões como, por exemplo, o decaimento para um valor de atividade abaixo daquele necessário para aplicação, troca de tecnologia, obsolescências ou danos ao equipamento ou à própria fonte durante o uso, exigência regulatória etc. e para as quais não há mais previsão de utilização.

No espectro geral, o problema de se determinar a atividade de FRSD é simples de ser resolvido, se comparado a outros tipos de rejeitos radioativos. Em especial, nas fontes de ^{192}Ir utilizadas em gamagrafia industrial, objeto de estudo neste trabalho.

As fontes de ^{192}Ir são recebidas e armazenadas desde a década de 1980 no depósito intermediário do Serviço de Gerenciamento de Rejeitos Radioativos (SeGRR) do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN). Estima-se, atualmente, um inventário de 6 mil fontes consideradas, até então, como candidatas a serem descartadas como resíduo industrial, após um período de 5 a 6 anos de decaimento. Após esse período

de tempo, a atividade estaria abaixo dos níveis de dispensa estabelecido em 10^4 Bq pela norma NN 8.01 da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). No entanto, estudos recentes mostraram que estas fontes, armazenadas por mais de uma década, ainda apresentam atividade e taxas de dose altas o suficiente para impedir a sua dispensa, fato explicado pela radioatividade residual devido à ativação durante a produção das fontes do ^{60}Co ($T_{1/2}$ de 5,3 anos) e do segundo estado metaestável $^{192\text{m}2}\text{Ir}$ ($T_{1/2}$ de 241 anos) (DELLAMANO et al., 2016).

Portanto, considerando a indisponibilidade da informação sobre a atividade e data de fabricação de uma fração das fontes, a ausência de fontes padrão de $^{192\text{m}2}\text{Ir}$ ou mesmo de ^{192}Ir e a presença de ^{60}Co em proporção variável nas FRSD, pretende -se estabelecer um protocolo de medição não trivial, que permita avaliar as atividades de milhares de fontes, de modo rotineiro de tal modo que os regulamentos estabelecidos pela CNEN sejam cumpridos.

2 OBJETIVOS

2.1. Objetivos Gerais

Desenvolver um método de medição da atividade das fontes seladas de ^{192}Ir em desuso com tecnologia já disponível para ser aplicada à rotina de caracterização do Serviço de Gestão de Rejeitos Radioativos (SeGRR).

2.2. Objetivos Específicos

- 1) Identificar a geometria dos diversos modelos de fonte de ^{192}Ir existentes no depósito do SeGRR;
- 2) Avaliar a proporção entre as atividades de ^{60}Co e ^{192}Ir em fontes individuais por meio de espectrometria gama;
- 3) Estimar as atividades de várias dezenas de fontes individuais por meio de modelagem usando o método de point-kernel ou um código comercial como o *Microshield*® para cada geometria de fonte e para as proporções entre as atividade de ^{60}Co e ^{192}Ir ;
- 4) A partir das atividades estimadas das fontes individuais, escolhidas aleatoriamente, estimar a atividade de grupos de algumas dezenas de fontes em uma geometria de medição fixa;
- 5) Verificar a influência sobre o resultado da atividade final na disposição aleatória das fontes individuais nos grupos;
- 6) Estabelecer um protocolo de medição para grupos de dezenas de fontes com diferentes geometrias para viabilizar a caracterização das milhares de fontes existentes no depósito.

3 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

3.1. Decaimento radioativo

O decaimento radioativo é um processo nuclear que ocorre quando um núcleo instável, com excesso de energia, vai para um estado de energia mais baixo. O processo ocorre pela emissão de radiação em que o número de prótons e nêutrons no núcleo pode ser alterado, transmutando ao longo do tempo o elemento radioativo em outro diferente de menor energia e com características diferentes. (TAUAHATA, 2013)

3.2. Atividade

Atividade é definida como o número de espécies radioativos em determinada amostra que decai por unidade de tempo, e que diminui exponencialmente em função do tempo de meia-vida de cada radionuclídeo. Meia-vida é definida como o tempo necessário para a atividade de uma amostra diminuir para metade do valor inicial. A meia-vida pode variar de frações de segundo a bilhões de anos. A variação temporal da atividade obedece uma lei matemática muito bem estabelecida que permite prever o número de emissões ao longo do tempo que a amostra radioativa produzirá. A atividade de uma amostra pode ser calculada pela equação: (TAUAHATA, 2013)

$$A(t) = A_0 e^{-\lambda.t} \quad (1)$$

na qual:

A = Atividade da amostra em qualquer instante t;

A₀ = Atividade da amostra para t = 0;

e = Base do logaritmo natural;

λ = Constante de decaimento

t = Tempo

A constante de decaimento está relacionada com a meia-vida de um radionuclídeo pela equação:

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} \quad (2)$$

na qual:

$\ln 2$ = logaritmo natural de 2;

$T_{1/2}$ = Tempo de meia-vida do radioisótopo

3.3. Modos de decaimento radioativo

Os processos básicos de decaimento radioativo são:

a) alfa: é a transição em que há emissão de um núcleo de dois prótons e dois nêutrons, chamado partícula alfa, e o núcleo filho resta com número atômico duas unidades menor e número de massa quatro unidades menor. Exemplo:

b) β^- : é a transição em que um núcleo pai com excesso de nêutrons, converte um nêutron em um próton, um elétron, chamado partícula beta-menos, e um anti-neutrino, resultando num núcleo filho com número atômico uma unidade mais alto e o mesmo número de massa do núcleo pai. Exemplo:

c) β^+ : é a transição em que um núcleo pai com excesso de prótons, converte um próton em um nêutron, um pósitron, também chamado partícula beta-mais e um neutrino, resultando num núcleo filho com número atômico uma unidade mais baixo e o mesmo número de massa do núcleo pai. Exemplo:

d) captura eletrônica: é a transição em que um núcleo pai com excesso de prótons, captura um elétron orbital que se liga a um próton do núcleo, formando um nêutron, seguida da emissão de um neutrino, resultando num núcleo filho com número atômico uma unidade mais baixo e o mesmo número de massa do núcleo pai. Exemplo:

e) emissão de prótons: o núcleo com excesso de prótons emite um próton e se converte num núcleo filho com uma unidade a menos no número atômico e na massa. Exemplo:

f) emissão de nêutrons: o núcleo com excesso de nêutrons, emite um nêutron e se converte num núcleo filho com uma unidade a menos no número de massa. Exemplo:

g) fissão espontânea: é um processo em que núcleos de ^{232}Th , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np e de vários isótopos de praticamente todos os outros elementos transurânicos mais pesados (MAGILL, J.; et al., 2006) sofrem fissão espontaneamente, sem a necessidade da captura de um nêutron. A fissão espontânea resulta em dois isótopos de elementos com número de massa tipicamente entre 80 e 160, como na fissão por captura de nêutrons, mas, em casos mais raros de fissão ternária, resulta em três fragmentos, um deles tipicamente uma partícula alfa. Exemplo:

h) emissão de cluster: é um processo em que núcleos pesados emitem nêutrons e prótons com massa superior à da partícula alfa, por exemplo ^{14}C ou ^{22}Ne . O fenômeno foi descoberto por um grupo de pesquisa do Centro Brasileiro de Pesquisas Físicas (CBPF), no Rio de Janeiro, em 1975. (CARVALHO, H. G.; et al.; 1976) Exemplo:

i) transição isomérica: um átomo num estado energético mais alto do que o nível fundamental, durante um período de tempo maior que da ordem de ns, decai pela emissão de radiação gama, para um núcleo com o mesmo número de prótons e nêutrons que é classificado como isômero. Neste caso, o radionuclídeo em questão recebe a classificação

de “radionuclídeo metaestável”, identificado pela letra “m” ao lado do número de massa (WALKER; P. M.; et al., 2007). A transição do núcleo do estado excitado para o estado fundamental tem meia-vida que pode chegar a horas ou dias, mas não é incomum centenas de anos e há um caso de 10^{15} anos (MAGILL, J.; et al., 2006). O decaimento ocorre por meio do mecanismo de transição isomérica por emissão de raios gama. É, também, relativamente comum a ocorrência de dois estados metaestáveis do mesmo radionuclídeo. Exemplos disso são o $^{192m1}\text{Ir}$ e o $^{192m2}\text{Ir}$.

Para fins deste trabalho, interessam o decaimento beta menos, a captura eletrônica e a transição isomérica. Nesse último processo, ocorre a emissão de um raio gama que carrega a energia de desexcitação do núcleo metaestável. No entanto, há um processo adicional que concorre com a emissão do raio gama: a emissão de um elétron, chamado elétron de conversão, em que o excesso de energia do núcleo é transferido para um elétron orbital que é emitido com energia cinética igual à diferença entre a energia de desexcitação e a energia de ligação do elétron no orbital. A probabilidade de ocorrência desse processo é característica de cada nuclídeo e pode chegar a 100 % em alguns casos, ocasião em que nenhum gama é emitido pelo núcleo metaestável ao decair. O exemplo de interesse para este trabalho é o decaimento do segundo estado metaestável do isótopo 192 do irídio, no qual, praticamente nenhum raio gama é emitido:

Os raios gama, representados pela letra grega γ , são um tipo de radiação eletromagnética da mesma natureza da luz, com comprimento de onda mais curto, que não têm carga elétrica, são indiretamente ionizantes, possuem alto poder de penetração e são emitidos com energias bem definidas por núcleos atômicos. A faixa de energia típica vai de 0,01 a 10 MeV (LBNL, 2013). A emissão de raios gama acompanha grande parte dos outros modos de decaimento e devido à energia bem definida e característica de cada radionuclídeo, os raios gama podem ser utilizados para identificar os radionuclídeos emissores gama presentes em amostras radioativas, como é o caso dos radionuclídeos do isótopo de ^{192}Ir incluídos.

Figura 1 - Esquema de decaimento e emissão gama do núcleo do ¹⁹²Ir

Fonte: ICRP, 1983

Tabela 1 - Principais radiações emitidas pelos isômeros do isótopo ¹⁹²Ir

^{192m2} Ir			^{192m1} Ir			¹⁹² Ir		
Radiação	Energia (keV)	Freq. (%)	Radiação	Energia keV	Freq. (%)	Radiação	Energia keV	Freq. (%)
I _γ	168	0,09	I _γ	56,7	(100?)	β ⁻ 2	70,8	5,61
						β ⁻ 4	161,1	41,5
						β ⁻ 5	208,9	48,1
						γ 2	296,0	29,0
						γ 3	308,4	29,7
						γ 4	316,5	82,8
						γ 6	468,1	47,8
						γ 10	604,4	8,18

Fonte: ICRP, 1983.

3.4. Interação da radiação gama com a matéria

O processo de interação da radiação gama com a matéria é aleatório, ou seja, há uma probabilidade de ocorrer a interação, na qual a energia e a direção da radiação serão

alteradas. Os fótons podem sofrer interações com os átomos do absorvedor por meio de três mecanismos principais: efeito fotoelétrico, efeito compton e produção de pares, descritos a seguir.

a) Efeito fotoelétrico: ocorre quando um átomo absorve um fóton transferindo toda a sua energia para um elétron orbital que é ejetado com energia cinética igual à diferença entre a energia do fóton incidente e a energia de ligação do elétron, e que recebe o nome de fotoelétron.

b) Efeito Compton: ocorre quando um fóton transfere parte da sua energia em forma de energia cinética para um elétron orbital de um átomo do material absorvedor. O restante da energia do fóton original é cedida para o fóton espalhado que terá uma energia menor e direção diferente.

c) Produção de pares: ocorre quando um fóton de energia igual ou superior a 1,02 MeV interage com o núcleo do átomo do material absorvedor. O fóton desaparece e dá origem a um par elétron-pósitron. A diferença entre a energia do fóton incidente e 1,02 MeV é distribuída como energia cinética para cada uma das partículas criadas (SALDAÑA, G. et al., 2012).

Figura 2 - Representação dos efeitos da interação gama com a matéria

Fonte: Adaptado de Saldaña, et al., 2012.

O parâmetro mais importante na interação dos raios gama com a matéria é o coeficiente de atenuação linear, que depende da energia do fóton e do número atômico (Z) do material absorvedor, ou seja, pode ser descrito como a probabilidade por unidade de comprimento de trajetória que um fóton sofra uma interação com o meio absorvedor.

O meio absorvedor tem três medidas especiais de espessura que ditam a caracterização do feixe de fótons: a camada semirredutora que atenua o feixe original em

50%, o livre caminho médio que atenua a intensidade do feixe por $1/e = 36,8\%$ e a camada décimo redutora que atenua a intensidade do feixe a 10%.

Além do coeficiente de atenuação, outros coeficientes e seções de choque são utilizados: coeficiente de atenuação mássico, secção de choque atômica e secção de choque eletrônica.

O gráfico apresentado na imagem a seguir apresenta as variações da ocorrência dos efeitos da interação da radiação gama com a matéria de acordo com a variação do número atômico do absorvedor e da energia dos fótons incidentes. (TAUAHATA, L. et al., 2013).

Figura 3 - Efeitos da interação da radiação com a matéria em função da energia do fóton e do número atômico do material absorvedor.

Fonte: Tahuata, L. et al., 2013.

3.5. Fontes Radioativas Seladas

Segundo o “IAEA Safety Glossary” da Agência Internacional de Energia Atômica, uma fonte é classificada como “algo que possa causar exposição à radiação” e uma fonte radioativa é “uma fonte contendo material radioativo” (IAEA, 2016).

As fontes radioativas se classificam em dois tipos e são definidas como:

- Fonte radioativa não selada: segundo a NR 32, “são aquelas em que o material radioativo está sob forma sólida (pó), líquida ou mais raramente, gasosa, em recipientes que permitem o fracionamento do conteúdo em condições normais de uso” (MINISTÉRIO DA SAÚDE, 2011).

- Fonte radioativa seladas: segundo a CNEN, é uma fonte radioativa encerrada hermeticamente em uma cápsula, ou ligada totalmente a material inativo envolvente, de

forma que não possa haver dispersão da substância radioativa em condições normais e severas de uso (CNEN, 2015).

Uma definição alternativa, equivalente, porém mais precisa quanto às condições severas de uso que devem ser suportadas, é dada pela Nuclear Regulatory Commission (NRC) dos EUA: fonte selada é qualquer material radioativo contido em uma cápsula projetada para prevenir o seu vazamento ou o escape sob as condições normais de uso ou sob as condições acidentais mais severas concebíveis de ocorrer quando a fonte está sob uso normal. (U . S . NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2010)

No caso das fontes radioativas seladas utilizadas em gamagrafia industrial, como as de ^{192}Ir , são consideradas pela norma da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), na norma NN 6.04, no Art. 3º como “I- fontes seladas emissoras de radiação gama incorporadas a irradiadores” (CNEN, 2013).

3.5.1. As fontes de irídio -192 e suas aplicações

O irídio foi descoberto em 1803, em Londres quando Smithson Tennant realizava estudos para aperfeiçoar a tecnologia de refino da platina que se dissolvia por água régia, à exceção de um resíduo preto que se julgava ser grafite até o momento em que Tennant, após se dedicar ao estudo, descobriu o ósmio e o irídio. Concomitante, na França, L. N. Vauquelin e A. E. de Fourcroy, sugeriram um novo tipo de metal provindo da platina, uma vez que também estavam estudando o mesmo resíduo preto. O nome dado ao elemento é derivado do Latim *Íris*, que significa arco-íris em virtude da diversidade de coloração dos seus sais (ARBLASTER, 2003).

O irídio é um metal de transição denso, duro e quebradiço, pertencente ao grupo da platina. Possui alta resistência a reações químicas, sendo o mais resistente de todos os metais para corrosão, insolúvel em todos os ácidos minerais, não atacado por outros metais fundidos ou por silicatos a altas temperaturas e alto ponto de fusão, além de manter boas propriedades mecânicas no ar em temperaturas acima de 1600°C. Algumas das propriedades mais importantes do elemento são apresentados na tabela 2. (HUNT, 1987; IAEA, 2014; ROSTELATO et al., 2004)

O irídio pertence ao grupo 9 da tabela periódica e os isótopos variam de ^{179}Ir a ^{198}Ir , dos quais dois são estáveis, o ^{191}Ir (37,3%) e ^{193}Ir (62,7%). O irídio natural (^{191}Ir) é utilizado para a produção de fontes radioativas seladas de ^{192}Ir , que pelo curto período de

tempo de meia-vida é utilizado em aplicações industriais e aplicações médicas, como a técnica médica de braquiterapia e a técnica de gamagrafia industrial por exemplo. A técnica de braquiterapia consiste em colocar fios de ^{192}Ir em contato com o tumor maligno a ser tratado, possibilitando a irradiação em doses mais elevadas e, assim, poupando os tecidos periféricos, já a técnica de gamagrafia industrial que utiliza as FRSD, objeto de estudo neste trabalho é explicada a seguir (IPSN, 2001).

Tabela 2 - Propriedades do irídio-192

Número atômico	77
Massa atômica	192,22
Número de prótons / elétrons	77
Número de nêutrons	115
Calor específico (O-100°C), J/g. OC.	117
Densidade	22,42g.cm-3
Ponto de fusão	2443 °C
Ponto de ebulição	4130 °C
Pressão de vapor 1500°C	10 ⁻⁸
Resistividade elétrica específica em 0°C μ , cm.	4,71
Coefficiente de temperatura da resistividade elétrica (O -100 ° C), por °C.	4.27 x 10 ⁻³
Condutividade Elétrica %	36.6
Coefficiente térmico de expansão do revestimento (O-100 ° C)	6.8 x10 ⁻⁶

Fonte: Hunt, 1987.

3.5.2. Gamagrafia industrial

O início da técnica de gamagrafia está associado com a descoberta dos raios-X por Wilhelm Conrad Roentgen, em 08 de novembro de 1895, quando realizava experimentos com raios catódicos num tubo de Crookes. O professor de física da universidade Wuerzburg na Alemanha, observou que a passagem de uma corrente elétrica pelo tubo produzia fluorescência sobre um papel impregnado por cianureto de bário e platina. Após alguns experimentos, Roentgen percebeu que os raios emitidos, denominado por ele de raios-X, eram capazes de atravessar estruturas sólidas (ARRUDA, 1996).

A primeira radiografia industrial registrada na história foi em 1896, ano seguinte da primeira radiografia. A imagem da arma de Roentgen foi realizada com um tubo de raios-X e uma placa fotográfica que revelou, através da primeira interpretação, uma mancha fina

próximo ao cano, considerada como defeito da placa (IAEA, 1965).

Figura 4 – Primeira radiografia realizada no ano de 1896.

Fig. 1

First radiograph made by W. C. Röntgen

Fonte: IAEA, 1965.

Não existem registros históricos sobre quem foi ou em que momento houve a substituição do tubo de raios-X por material radioativo. O que se tem conhecimento é sobre a descoberta dos raios gama, que se deu através de um estudo com uma amostra de rádio e uma placa fotográfica protegida por uma fina camada de chumbo (capaz de barrar a radiação alfa) realizado pelo físico e químico Paul Villard no ano de 1900. Neste experimento Villard observou com a ajuda de um campo de força magnética que havia mais de um tipo de partícula que era capaz de atravessar a placa, já que uma sofria mudança de direção por possuir carga elétrica (radiação beta) e a outra não, uma vez que não possuía carga, porém possui alto poder de penetração quando comparada às outras radiações. Este fato foi confirmado por Rutherford em 1903, que denominou a partícula como radiação gama, assim que afirmou que esta era decorrente de decaimento radioativo (LIMA, 2017).

As primeiras gamagrafias industriais foram realizadas com radioisótopos naturais um pouco antes da segunda guerra mundial (IAEA, 1965). Era comum utilizar para a prática, fontes seladas de rádio permanentemente ativas ou fontes de meia-vida curta preenchidas com radônio extraído das fontes de rádio, por serem capazes de realizar ensaios

não destrutivos em peças de aço ou ligas de cobre de grande espessura (MINTERN et al., 1959).

Apesar da possibilidade de substituir alguns testes destrutivos ou complementá-los com os ensaios não destrutivos (END), o alto preço e a escolha restrita dos radioisótopos naturais para este fim dificultaram o uso geral da técnica na época, cenário que foi modificado com a produção e chegada em 1942 dos radioisótopos artificiais, através do primeiro reator para a produção da bomba atômica.

Em 1959, o Centro de Pesquisa em Energia Atômica (AERE), principal centro de pesquisa e desenvolvimento de energia atômica no Reino Unido entre os anos 1940 e 1990, publicou a lista dos radioisótopos que poderiam ser utilizados na gamagrafia, entre eles estavam ^{60}Co , ^{154}Eu , ^{182}Ta , ^{46}Sb , ^{141}Ce , ^{192}Hf , ^{75}Se e ^{192}Ir . Com o passar do anos, ^{60}Co , ^{75}Se e ^{192}Ir passaram a ser os radioisótopos mais utilizados, sendo o ^{192}Ir produzido e utilizado em maior escala (IAEA, 1965).

O ^{192}Ir passou a ser o mais atraente para a prática devido ao tempo de meia-vida, energia de radiação, baixa taxa de dose, peso do irradiador e baixo custo. O baixo custo do irradiador está relacionado diretamente com a blindagem. Considerando uma fonte de ^{60}Co com atividade máxima de 30 Ci, o peso do irradiador pode chegar a 122 kg, por sua vez, uma fonte de ^{192}Ir com atividade máxima de 150 Ci o peso é em média de 30 kg (ANDREUCCI, 2017).

Tabela 3 - Radioisótopos mais utilizados em gamagrafia industrial

Radioisótopo	Energias y (keV)	Meia-Vida	Faixa adequada de espessura de aço, objeto do ensaio (mm).
^{60}Co	1.173 e 1.332	5,3 anos	50 – 150
^{75}Se	120 – 970	120 dias	4 – 28
^{192}Ir	200 - 1.400	74 dias	10 – 70

Fonte: IAEA, 1999.

3.5.3. Aplicação da técnica

A gamagrafia industrial faz parte do conjunto de ensaios não destrutivos (END) empregado pela indústria para assegurar a qualidade de produtos acabados ou semi-acabados que exigem alta confiabilidade, sem alterar as propriedades físicas, químicas, mecânicas ou dimensionais. Alguns exemplos são gasodutos, caldeiras de vapor, equipamentos de refinaria, tubulações, compósitos e juntas soldadas que possam apresentar

possíveis defeitos ou discontinuidades internas, como poros e trincas. Esta prática oferece algumas vantagens, como a simplicidade de operação do aparelho, portabilidade, dispensa de energia elétrica para trabalho em campo, e o exame de peças em espaços confinados (QUINN, R. A.; et al., 1980).

Figura 5 - Exemplo do preparo e utilização de gamagrafia industrial

Fonte: www.audisend.com

Figura 6 - Diagrama de arranjo de um END

Fonte: Manual Gamma Radiography, 1996

O princípio de funcionamento da radiografia industrial segue o mesmo da radiografia diagnóstica utilizada em seres humanos, com a troca da utilização dos raios-x pelos raios gama e pela doses de radiação mais altas, desta forma exigindo um nível de segurança maior.

Nesta prática, são utilizados irradiadores classificados em categorias I e II e classes P, M e F. A categoria I, inclui os irradiadores cuja fonte não é exposta durante a irradiação, permanecendo dentro da blindagem, no qual o ensaio é realizado através do deslocamento da fonte dentro do irradiador ou através de um obturador. Esse tipo de irradiador recebe o nome de direcional. A categoria II inclui os irradiadores cuja fonte é exposta por meio de um tubo guia durante a irradiação. Esse tipo de irradiador recebe o nome

de panorâmico.

Quanto aos irradiadores, a classe P compreende aqueles que não excedam o peso de 50 Kg e são portáteis. A classe M são os irradiadores móveis, que através de dispositivos próprios permitem seu deslocamento. E por último, a classe F são os irradiadores fixos dentro de uma área controlada (TAUAHATA, L. et al., 2013 e ISO 3999, 2004).

Tabela 4 - Taxa de dose máxima em relação à superfície (mSv/h)

Classe	Na superfície	A 5 cm	A 1 m
P	2	0,5	0,2
M	2	1	0,5
F	2	1	0,1

Fonte: Souza, 2015.

As fontes seladas de ^{192}Ir , objeto de estudo neste trabalho, são as mais utilizadas nos irradiadores de categoria II, classe P, seguidos pelas fontes de ^{75}Se e ^{60}Co , conforme demonstra o gráfico a seguir. (AQUINO, 2009)

Figura 7 - Radioisótopos mais utilizados em gamagrafia industrial

Fonte: Aquino, 2009.

Este tipo de irradiador é composto basicamente por estrutura metálica, blindagem, mangote e os comandos (Fig.8 e 9). A estrutura metálica é fabricada em aço, a blindagem é em urânio exaurido ou chumbo, que serve para barrar a radiação emitida continuamente pela fonte. O mangote é o tubo por onde a fonte é conduzida da blindagem até o ponto determinado para irradiação. Os comandos permitem o acionamento e o controle da fonte, que liberam seu deslocamento para fora da blindagem através do mangote. Após o tempo de exposição, a fonte é recolhida de volta para a blindagem.

Figura 8 - Modelo de um irradiador panorâmico

Fonte: www.epsbndt.com.

Figura 9 - Esquema de um irradiador panorâmico

Fonte: <http://www.endstartec.com.br/>.

3.5.4. Produção das fontes de irídio-192

As fontes de ^{192}Ir são fabricadas com discos metálicos, de diâmetro de 0,5 a 3,5 mm e espessura de 0,2 a 0,5 mm (dependendo da atividade de origem e dimensões necessárias) do elemento natural ^{191}Ir , pela irradiação em um reator nuclear por meio da reação:

A fabricação de uma fonte de ^{192}Ir acontece em etapas de acordo com a tecnologia de cada país, porém algumas em comum podem ser listadas, como:

- Preparação do alvo: O irídio metálico (platinado) com pureza específica maior que 99,7% de irídio natural é colocado na forma de discos metálicos de folha fina.

- Irradiação alvo: A irradiação do alvo do irídio feita por um reator usando a reação (n,γ) apresenta diferentes rendimentos teóricos para os discos de 1 grama, 25 mg, 15 mg em um fluxo térmico de nêutrons de $1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. O tempo de irradiação (1-30 dias) depende do cronograma de interrupções planejadas e das atividades específicas solicitadas pelo usuário.

Tabela 5 - Rendimento teórico de ^{192}Ir por irradiação

Peso do disco	Fluxo de Nêutrons	Tempo de Irradiação (dias)	Atividade (Ci)
1 g	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	1	28.147
1 g	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	7	191.6055
1 g	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	14	371
1 g	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	28	696
25 mg	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	1	0.7036
25 mg	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	7	4.79
25 mg	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	14	9.275
25 mg	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	28	17.4
15 mg	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	1	0.422
15 mg	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	7	2.874
15 mg	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	14	5.565
15 mg	$1 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$	28	10.44

Fonte: AHMAD, 2014

- Montagem da fonte: Após irradiados, os discos são colocados dentro de cápsulas de aço inoxidável com tampas de vedação soldadas em ambas as extremidades (AHMAD, 2014)..

Figura 10 - Demonstração de discos de Ir-192 agrupados dentro de uma cápsula

Fonte: <http://www.parsisotope.com/>.

A fabricação das fontes radioativas seladas de ^{192}Ir necessita de local e instrumentos adequados para a sua manipulação. As células quentes são compostas de concreto de alta densidade e blindagem de chumbo equipadas com manipuladores remotos especiais para lidar com o material radioativo.

Quando o processo de fabricação das fontes está terminado as fontes são identificadas com um número de série exclusivo, testadas e inspecionadas. As etapas de produção das fontes podem variar de fabricante para fabricante, mas que em um espectro geral possuem a maioria das etapas em comum, conforme mostra a figura 11.

Figura 11 - Etapas de produção da fonte selada de ^{192}Ir

Fonte: Ahmad, 2014. (Imagem adaptada)

3.5.5. Regulamentação da técnica

3.5.5.1. Comissão Nacional de Energia Nuclear

A Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), autarquia federal e órgão

superior responsável por regular, licenciar e fiscalizar a produção e o uso da energia nuclear no Brasil, estabelece normas e regulamentos de proteção radiológica para as diversas áreas relacionadas.

As principais normas relacionadas com a radiografia industrial são listadas e brevemente resumidas a seguir.

- **NORMA CNEN NN 6.02: Novembro/2019 – Licenciamento de Instalações Radiativas.**

Esta norma define o licenciamento de instalações radiativas que utilizam fontes seladas, fontes não-seladas, equipamentos geradores de radiação ionizante e instalações radiativas para produção de radioisótopos.

A norma classifica as fontes radioativas seladas em grupos de 1 a 3 e subgrupos que variam de 2A a 3C. A gamagrafia industrial se encaixa no grupo 2, pertencente a “Instalações que utilizam fontes seladas em equipamentos” e no subgrupo 2B de “Instalações que utilizam fontes seladas em equipamentos para fins de radioterapia, nas modalidades de teleterapia e braquiterapia com altas taxas de dose; radiografia industrial; e de outras práticas que requeiram blindagem externa para a utilização das fontes;”.

Quanto ao processo de licenciamento para instalações de gamagrafia industrial, os seguintes atos administrativos presentes no Art. 8 da norma são necessários:

- Autorização para Construção;
- Autorização para Modificação de Itens Importantes à Segurança;
- Autorização para Aquisição ou Movimentação de Fontes de Radiação;
- Autorização para Operação;
- Autorização para Retirada de Operação.

O prazo de validade da autorização para operação de gamagrafia industrial presente no ANEXO II da norma, é de 1 a 3 anos com o mínimo de um supervisor de proteção radiológica responsável pela instalação. (CNEN, 2019)

- **NORMA CNEN NN 6.04: Março/2013 – Requisitos de Segurança e Proteção Radiológica para Serviços de Radiografia Industrial.**

A norma criada em 1989 e com revisão em 2013, estabelece o funcionamento de serviços de radiografia industrial no país, assim como define os padrões de segurança e

proteção radiológica necessária para se obter a licença de operação.

As instalações de radiografia industrial, segundo a norma, se dividem em duas categorias, sendo a categoria I, as instalações para armazenamento de fontes radioativas e a a categoria 2, as instalações para operação com fontes de radiação

A categoria I se subdivide em armazenamentos tipo I e II e a categoria 2 se subdivide em operação tipo I, II, III e IV.

- Armazenamento tipo I: “sede ou escritório da empresa proprietária da fonte de radiografia gama, cuja área de armazenamento está localizada em recintos fechados, com blindagem permanente, especialmente projetada para atender à capacidade instalada de fontes radioativas, com autorização para construção emitida pela CNEN;

- Armazenamento II: “instalação cuja área de armazenamento está localizada em dependências de terceiros, onde é armazenada temporariamente a quantidade máxima de 4 (quatro) equipamentos de radiografia gama por local de armazenamento.”

- Operação tipo I: “instalação cuja área de operação está localizada em recinto isolado, com proteção física adequada, onde são realizadas operações com equipamentos geradores de radiação ionizante auto-blindados, sem a necessidade de projeto aprovado pela CNEN, devendo ser apresentada documentação técnica do equipamento;”

- Operação tipo II: “instalação cuja área de operação está localizada em recintos fechados, com blindagem permanente, especialmente projetada para atender às respectivas situações operacionais, com projeto aprovado pela CNEN;”

- Operação tipo III: “instalação cuja área de operação está localizada em espaço isolado ou cercado, com proteção específica para cada eventual situação, sem a necessidade de projeto aprovado pela CNEN.”

- Operação tipo IV: “ instalação cuja área de operação está localizada em espaço isolado ou cercado de áreas habitadas ou vias públicas, em zonas urbanas, suburbanas ou rurais, com proteção específica para cada eventual situação, com a necessidade de procedimentos específicos de proteção radiológica, devendo possuir autorização específica da CNEN. As instalações de radiografia industrial devem ser licenciadas de acordo com as diferentes instalações de operação e armazenamento que fazem parte de suas atividades.”

Apesar de a norma ter sido revisada pela última vez em 2013, no Art.39 da Subseção II (“Das fontes de Radiação e Acessórios”), a norma determina que seja cumprida a ABNT NBR 8670, de 11/1984 que abrange quais dispositivos de segurança os irradiadores devem possuir para estar em conformidade para operação. Apesar de a norma ter sido cancelada em 2012, a CNEN ainda não teve este item revisado.

Outras normas da CNEN que se aplicam de forma geral também são pertinentes, como a NN-3.01: Março/2014 – Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica; NE 3.02: Setembro/2018 – Serviços de Radioproteção; CNEN-NN-7.01: Maio/2016 – Certificação da Qualificação de Supervisores de Proteção Radiológica; NN-7.02: Março/2013 – Registro de Operadores De Radiografia Industrial e NE 5.01: Agosto/1988 – Transporte de Material Radioativo. (CNEN, 2013)

3.5.5.2. International Organization for Standardization - ISO

A International Organization for Standardization (Organização Internacional de Normalização) responsável por padronizar e garantir a qualidade de processos e produtos possui três documentos relacionados às fontes radioativas seladas, listadas abaixo.

- **ISO 2919 – Radiological Protection – Sealed radioactive sources – General requirements and classification**

Criada em 15 de fevereiro de 2015, esta norma classifica as fontes radioativas seladas com base no desempenho dos testes de padronização e especifica os requisitos gerais que as fontes devem obedecer. São cinco os testes especificados no documento, sendo estes: temperatura, pressão, impacto, vibração e punção. A tabela 6 que é apresentada na norma, lista as condições em que os testes devem ser realizados de acordo com a severidade. Os testes pelas quais as fontes de ^{192}Ir devem ser submetidas estão indicadas pela cor amarela na tabela. (ISO, 1999)

Tabela 6 - Classificação das fontes quanto ao desempenho

Teste	Classe						
	1	2	3	4	5	6	X
Temperatura	Sem ensaio	-40° C (20 min) +80° C (1h)	-40° C (20 min) +180° C (1h)	-40° C (20 min) +400° C (1h) e choque térmico a 20° C	-40° C (20 min) +600° C (1h) e choque térmico a 20° C	-40° C (20 min) +800° C (1h) e choque térmico a 20° C	Ensaio especial

Teste	Classe						
	1	2	3	4	5	6	7
Pressão Externa	Sem ensaio	25 kPa absoluto até atmosférico	25 kPa absoluto até 2 MPa absoluto	25 kPa absoluto até 7Mpa absoluto	25 kPa absoluto até 70Mpa absoluto	25 kPa absoluto até 170 Mpa absoluto	Ensaio especial
Impacto	Sem ensaio	50 g de 1m ou energia equivalente	200g de 1m ou energia equivalente	2 kg de 1m ou energia equivalente	5 kg de 1m ou de energia equivalente	20 kg de 1m ou de energia equivalente	Ensaio especial
Vibração	Sem ensaio	3 vezes de 10 min 25 a 500Hz a 49 m/s ² ((5gn) ¹) e 3 vezes de 10 min 25 a 500Hz a 49 m/s ² (5gn) ¹)	3 vezes de 10 min 25 a 50 Hz a 49 m/s ² ((5gn) ¹) e 50 a 90 Hz a 0,635 mm de amplitude de pico a pico e de 90 a 500 Hz com 98 m/s ² (10gn) ¹)	3 vezes 30 min 25 a 80 Hz com 1,5 mm de amplitude de pico a pico e 80 a 2.000 Hz a 196 m/s ² (20gn) ¹)	Não utilizado	Não utilizado	Ensaio Especial
Punção	Sem Ensaio	1 g de 1 m ou energia equivalente	10 g de 1 m de energia equivalente	50 g de 1 m de energia equivalente	300 g de 1 m de energia equivalente	1kg de 1 m de energia equivalente	Ensaio especial

¹ Amplitude máxima de aceleração

Fonte: ISO 2919, 2015.

• **ISO 9978 – “Radiation protection – sealed radioactive sources – leakage test methods**

Criada em 15 de fevereiro de 1992, esta norma foi a primeira utilizada no controle de fontes radioativas seladas de forma a garantir, através de testes de estanqueidade, o não vazamento do material radioativo, ou seja, a aprovação da fonte é determinada pela sua capacidade de estanqueidade e integridade ao final dos testes exigidos pela norma.

As fontes de ^{192}Ir utilizadas em gamagrafia pertencem a classificação “A3”, e os testes recomendados estão na tabela 7, disponibilizada na norma que determina quatro testes de imersão, sendo eles: líquido quente, líquido fervente, líquido cintilador e em temperatura ambiente. Já os testes de vazamento podem ser realizados de duas maneiras: teste de esfregação seco e teste de esfregação úmido. (ISO 9978, 1992)

Tabela 7 – Testes de vazamento aplicados às fontes radioativas seladas.

Tipos de fontes	Testes para produção de fontes		Testes para classificação de fontes	
	Preferido	Segundo Método	Preferido	Segundo Método
A – Fontes seladas contendo material radioativo				
A1- Janela única e fina, por exemplo, detectores de fumaça	Imersão (5.1)	Vazamento (5.3)	Imersão (5.1)	Vazamento (5.3)
A2 – Fontes de referência de baixa atividade, por exemplo, encapsuladas em plástico				
A3 – Fontes capsuladas uma ou duas vezes (excluindo Trítio e Rádio) para medição, radiografia e braquiterapia	Imersão (5.1) Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)	Imersão (5.1) Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)
A4 – Fontes encapsuladas uma ou duas vezes de Rádio e outras fontes gasosas	Emanação gasosa (5.2)	Imersão (5.1)	Emanação gasosa (5.2)	Imersão (5.1)
A5 – Fontes encapsuladas duas vezes para teleterapia e fontes de alta atividade de irradiação	Hélio (6.1)	Vazamento (5.3.2)	Imersão (5.1) Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)
B- Fontes simuladas seladas dos tipos A3, A4 e A5			Imersão (5.1) Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)
C – Fontes seladas do tipo “Dummy”			Imersão (5.1) Hélio (6.1)	Bolhas (6.2)

Fonte: ISO 9978, 1992.

• **ISO 3999 – Radiation protection – Apparatus for industrial gamma radiography – Specifications for performance, design and tests**

Criada em 15 de dezembro de 2004, esta norma estabelece os critérios de operacionalidade, projeto e os testes que devem ser realizados nos irradiadores. A norma abrange todos os equipamentos de gamagrafia industrial de categorias I e II e classes P, M e

F que devem estar de acordo com as normas de proteção radiológica para pessoas e meio ambiente. (ISO 3999, 2004)

3.5.6. Laboratório de produção de fontes seladas para fins industriais (LPFS) do IPEN

O LPFS foi construído no ano de 1984 no IPEN para o desenvolvimento e fabricação de fontes radioativas seladas utilizadas em gamagrafia industrial, a fim de atender a demanda do mercado nacional.

Nos primeiros anos de funcionamento do laboratório, algumas das fontes eram importadas e outras ativadas pelo reator de pesquisa IEA-R1 com potência 2 MW. Estas fontes eram fornecidas em cápsulas seladas com atividades variando entre 100 Ci, 75 Ci, 25 Ci e 15 Ci e porta fontes para o carregamento. O LPFS também é responsável pelo recebimento e encaminhamento das fontes como rejeito após a sua inutilização.

Desde o ano de 2011, os processos de soldagem, testes de estanqueidades e esfregaços conforme a ISO 9978, pararam de ser realizados pelo LPFS em função da reforma das células quentes por contaminação com ^{60}Co . Desde então, uma nova metodologia de trabalho para atender a demanda nacional de fontes de ^{192}Ir foi implantada. As fontes já seladas passaram a ser importadas da África do Sul, Bélgica, Rússia, Alemanha e Polônia, competindo somente ao LPFS do Centro de Tecnologia Nuclear (CTR), montar e aferir as fontes radioativas seladas. O gráfico abaixo (Fig. 12) mostra a produção das fontes ao longo dos anos no laboratório, sendo possível observar que apesar da diminuição da produção ao passar do tempo, os dados ainda apresentam fontes a serem tratadas após o descarte.

Figura 12 - Produção nacional de fontes de Ir-192/ ano

Fonte: Laboratório de produção de fontes seladas do IPEN.

3.6. Rejeitos Radioativos

A geração de rejeitos radioativos é uma decorrência das diversas aplicações da energia nuclear na vida cotidiana da atual sociedade, graças ao avanço científico e tecnológico. Segundo a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), rejeito radioativo é “qualquer material que contenha ou esteja contaminado com radionuclídeos em concentrações ou níveis de atividades acima dos limites de dispensa estabelecidos pelo órgão regulatório” (IAEA, 2003). Por sua vez, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) define que rejeito radioativo “é qualquer material resultante de atividades humanas, que contenha radionuclídeos em quantidades superiores aos limites de isenção e para o qual a reutilização é imprópria ou ainda não prevista” (CNEN, 1990).

Os rejeitos radioativos, na sua totalidade, podem ser gerados em: (TESSARO, A.P.G. 2015)

- Reatores;
- Uso de materiais radioativos naturais;
- Uso de materiais radioativos artificiais produzidos por reações nucleares em aceleradores e reatores.

3.6.1. Gerência de Rejeitos Radioativos

É o conjunto de atividades que segundo a norma CNEN NN 8.01, envolve práticas administrativas e técnicas na coleta, segregação, manuseio, tratamento, transporte, armazenamento, controle, eliminação e deposição dos rejeitos com o principal objetivo de proteger os seres humanos e preservar o meio ambiente.

O conjunto de etapas que devem ser realizados no gerenciamento dos rejeitos radioativos é apresentado na figura 14 de forma resumida, sendo a mais importante a etapa de caracterização primária, que ajuda a determinar como os rejeitos de alta, média e baixa atividade devem ser tratados e depositados, além de, identificar suas características físicas e químicas (CNEN, 1985; CNEN, 2014; TESSARO, A.P. G., 2015).

O programa ALARA “As low as reasonably achievable” é adotado nas etapas de gerenciamento e leva em consideração três principais possibilidades: Diluir e Dispensar (D&D), Retenir e Retardar (R&R) e Concentrar e Confinar (C&C), de forma que seja possível cumprir todos os princípios de proteção radiológica aos indivíduos do público e ao meio

ambiente. (TESSARO, A.P.G., 2015)

Figura 13 - Fluxograma de gerenciamento de rejeitos radioativos.

Fonte: Tessaro, A.P.G., 2015.

3.6.2. Fundamentos do gerenciamento dos rejeitos radioativos

Segundo a IAEA (1995) existem nove princípios básicos que devem ser seguidos no gerenciamento dos rejeitos radioativos. São estes:

- Princípio 1: Proteger a saúde humana.

A proteção radiológica é obrigatória e deve obedecer os requisitos estabelecidos na legislação, a fim de controlar as vias pelas quais os seres humanos possam estar expostos a radiação ionizante devido à natureza dos rejeitos radioativos.

- Princípio 2: Proteger o meio ambiente.

Devem ser criados e cumpridos planos de minimização e controle dos efeitos dos rejeitos radioativos, assim como avaliação de impacto ambiental a fim de preservar os recursos naturais.

- Princípio 3: Proteger além das fronteiras do País.

Um país não deve causar a países vizinhos detrimientos ao meio ambiente e a saúde humana maior do que aquele julgado aceitável dentro do seu próprio território, agindo assim com ética e responsabilidade.

- Princípio 4: Proteger as gerações futuras.

Um país deve assegurar o mesmo nível de proteção radiológica da geração atual para as futuras gerações, de tal forma que os impactos previstos para o futuro não superem aquele aceitáveis para a geração atual.

- Princípio 5: Não transferir ônus indevidos às gerações futuras.

As gerações futuras não devem ser oneradas de gerenciar os rejeitos radioativos produzidos por gerações anteriores, que devem ter responsabilidade e ética por aquilo que gerou.

- Princípio 6: Estabelecer, no País, uma estrutura legal apropriada.

O país deve ter uma estrutura legal apropriada para o gerenciamento dos rejeitos radioativos, por meio de leis e normas, bem como responsabilidades definidas e provisão para funções regulatórias independentes.

- Princípio 7: Minimizar a geração de rejeitos.

Toda e qualquer ação que puder ser feita para que a geração de rejeitos seja tão baixa quanto praticável, deve ser aplicada a fim de reduzir o volume e a atividade.

- Princípio 8: Interdependência entre gerações

Deve ser levada em consideração nas decisões, a necessidade de evitar requisitos conflitantes entre as etapas operacionais do processo de gerência, a fim de alcançar um equilíbrio entre a efetividade do processo e sua segurança, sem comprometer a segurança operacional a longo prazo.

- Princípio 9: Garantir a segurança de instalações de gerenciamento de rejeitos radioativos.

A estabilidade operacional da instituição, deve ser levada em consideração na construção de uma instalação de gerenciamento de rejeitos e de repositórios, a fim de garantir a segurança e prevenção de acidentes, limitando suas consequências (IAEA, 1995).

3.6.3. Classificação dos rejeitos radioativos

Diversos são os aspectos que devem ser considerados em como os rejeitos radioativos devem ser classificados, mas a IAEA no geral define – os como “High Level

Waste” (HLW), “Intermediate level waste (ILW)“, Low level waste (LLW)”, “Very short lived waste (VSLW)”, “Very low level waste (VLLW)” e “Exempt Waste (EW)” explicados a seguir.

- Rejeitos de alto nível (HLW- high level waste) são aqueles que possuem tempo de meia-vida muito alto, exigindo o uso de blindagem para o manuseio/transporte e esfriamento por gerar grande quantidade de calor, devido ao processo de decaimento radioativo. Estes rejeitos geralmente são armazenados em um repositório geológico profundo.

- Rejeitos de médio nível (ILW – intermediate level waste) são os que exigem nível de contenção e isolamento maior que os outros, pois possuem tempo de meia-vida muito alto e geralmente são emissores de radiação alfa, exigindo assim, uso de blindagem para o manuseio e transporte. Estes rejeitos por possuírem radionuclídeos de longa vida, são armazenados em depósitos intermediários profundos.

- Rejeitos de baixo nível (LLW – low level waste) são os que possuem altos níveis de atividade, acima dos limites de liberação estabelecidos por norma com quantidades limitadas de radionuclídeos de vida longa. Este tipo de rejeito exige contenção e isolamento robusto por períodos de centenas de anos em repositórios de superfície.

- Rejeitos de muito baixo nível (VLLW- very low level waste) são aqueles que não se encaixam nos quesitos de rejeitos isentos (EW – Exempt waste), mas que ainda assim precisam de contenção e isolamento por possuírem baixos níveis de concentração de atividade. Este rejeitos são armazenados em repositórios de superfície.

- Rejeitos de meia-vida muito baixa (VSLW- very short lived waste) são rejeitos que possuem tempo de meia-vida muito curto e que depois de um período de armazenamento podem ser liberados do controle regulatório por atingir os níveis adequados para a dispensa.

- Rejeitos isentos (EW – Exempt waste) são aqueles que não exigem o uso de blindagem para o manuseio e transporte (IAEA, 2009).

No Brasil, os parâmetros utilizados para o gerenciamento de rejeitos radioativos são concentração de radionuclídeos presentes no material, meia-vida do radioisótopo e natureza da radiação. Estas disposições foram divididas nas classes 0, 1, 2, 2.1, 2.2, 2.3, 2.4 e 3 baseadas nos padrões da IAEA e estão estabelecidos na norma da CNEN 8.01. mostradas nas tabelas a seguir (CNEN, 2014).

Tabela 8 - Classificação dos rejeitos radioativos no Brasil

Classe	Categoria	Característica
Classe 0	Rejeitos Isentos	Rejeitos contendo radionuclídeos com valores de atividade ou de concentração de atividade, em massa ou volume, inferiores ou iguais aos respectivos níveis de dispensa.
Classe 1	Rejeitos de Meia-Vida Muito Curta (RVMC)	Rejeitos com meia-vida inferior ou da ordem de 100 dias, com níveis de atividade ou de concentração em atividade superiores aos respectivos níveis de dispensa.
Classe 2	Rejeitos de Baixo e Médio Níveis de Radiação (RBMN)	Rejeitos com meia-vida superior a dos rejeitos da Classe 1, com níveis de atividade ou de concentração em atividade superiores aos níveis de dispensa e com potência térmica inferior a 2 kW/m ³ .
Classe 2.1	Meia - Vida Muito Curto	Rejeitos contendo emissores beta/gama de meia-vida inferior a 30 anos e com concentração de radionuclídeos emissores alfa de meia-vida longa inferior a 3700 Bq/g em volumes individuais e 370 Bq/g para a média do conjunto;
Classe	Categoria	Característica
Classe 2.2	Rejeitos contendo Radionuclídeos Naturais	Rejeitos de extração e exploração de petróleo, contendo radionuclídeos das séries do urânio e tório em concentrações de atividade ou atividades acima dos níveis de dispensa;
Classe 2.3		Rejeitos contendo matérias primas minerais, naturais ou industrializadas, com radionuclídeos das séries do urânio e do tório em concentrações de atividade ou atividades acima dos níveis de dispensa;
Classe 2.4	Rejeitos de Meia-Vida Longa	Rejeitos não enquadrados nas Classes 2.2 e 2.3, com concentrações de radionuclídeos de meia-vida longa que excedem as limitações para classificação como rejeitos de meia-vida curta;
Classe 3	Rejeitos de Alto Nível de Radiação	Rejeitos com potência térmica superior a 2kW/m ³ e com concentrações de radionuclídeos de meia-vida longa que excedam as limitações para classificação como rejeitos de meia-vida curta.

Fonte: CNEN, 2014.

Na tabela a seguir, observa-se a correlação da classificação geral da IAEA para a classificação CNEN, bem como os tipos de deposição adequados para cada tipo de rejeitos.

Tabela 9 - Comparação das Classificações de rejeitos e depósitos

Classificação Geral da IAEA	Classificação CNEN	Tipos de Deposição
EW - Rejeitos Isentos	Classe 0	Liberação como resíduo comum
VSLW - Rejeito de Meia-Vida Muito Baixa	Classe 1	Armazenamento até o decaimento da atividade abaixo dos níveis de dispensa
VLLW - Rejeito de Muito Baixo Nível	Classe 2.1	Superfície
LLW - Rejeito de Baixo Nível	Classe 2.1	Superfície
ILW - Rejeito de Médio Nível	Classe 2.2, 2.3	Depositados em depósitos próximos à superfície ou em profundidade definida pela análise de segurança
	Classe 2.4	Depositados em formações geológicas com profundidade definida pela análise de segurança
HLW - Rejeito de Alto Nível	Classe 3	Depósito Geológico profundo

Fonte: O autor.

3.6.4. Gerenciamento das FRSD no Brasil

O Brasil possui quatro Institutos de Pesquisa Nuclear que atuam como instalações centralizadas de armazenamento de rejeitos: o CDTN (Centro de Desenvolvimento de Tecnologia Nuclear), localizado na cidade de Belo Horizonte, o IEN (Instituto de Engenharia Nuclear), na cidade do Rio de Janeiro, o CRCN (Centro Regional de Ciências Nucleares do Nordeste) na cidade de Recife e o IPEN (Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares) em São Paulo.

Desde o início da década de 1980, FRSD tem sido recebida e armazenada em depósitos intermediários nos institutos de pesquisa da CNEN, particularmente no IPEN, que tem se limitado a somente armazenar os rejeitos.

Os gráficos (Fig.14) mostram a situação das FRS no Brasil no último balanço feito no ano de 2017. Ao total elas somam mais de 9,588 fontes sendo utilizadas até a atual data, sendo a maioria da área industrial. O que demonstra que o inventário do país tende a crescer exponencialmente ao longo dos anos.

Figura 14 – Balanço das FRS no Brasil

Fonte: SeGRR,2017.

O Serviço de Gerenciamento de Rejeitos Radioativos (SeGRR) do IPEN é responsável pela caracterização e armazenamento das FRSD e, atualmente, conta com um inventário que ultrapassa 10 mil fontes. Quando as fontes de ^{226}Ra providas de para-raios radioativos, ^{241}Am providas de detectores de fumaça e ^{192}Ir providas de gamagrafia

industrial são incluídas, a estimativa passa a ser de mais de 100.000 fontes. A estimativa do inventário de FRSD feito em março de 2018 é mostrado na tabela seguinte (Tab.10).

Tabela 10 - Estimativa do inventário das FRSD no Brasil

Tipo de fonte	Quantidade	Volume (m³)	Atividade (TBq)
Am - Be	40	2	1,9
Para-raios (²⁴¹ Am)*	160.000	160	2,4
Para-raios (²²⁶ Ra) *	1.600	1,6	(2)
Tipo de fonte	Quantidade	Volume (dm³)	Atividade (TBq)
Detecores de fumaça (²⁴¹ Am) **	200.000	120	0,003
Detecores de fumaça (²²⁶ Ra) **	240	0,14	(2)
Gamagrafia industrial (¹⁹² Ir) (3)	10.000	10	0,0005
Cat. 1 e 2	32	-	-
Outros FRSD (4)	12.618	253	840
Total	385	543	844

Fonte: SeGRR, 2017.

(1) Para-raios e detectores de fumaça coletados e não coletados;

(2) Atividades não determinadas ainda.;

(3) Fontes contabilizadas pela contaminação do ⁶⁰Co e ^{192m2}Ir de atividade residual ($T^{1/2} = 241$ anos);

(4) ⁸⁵Kr, ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ²²⁶Ra, ²⁴¹Am;

(*) Aproximadamente 80.000 condicionadas no IPEN;

(*) Aproximadamente 60.000 condicionadas no IPEN.

A tecnologia para a deposição final das FRSD está sendo estudada e desenvolvida pela SeGRR. A proposta inicial consiste em um repositório geológico profundo do tipo Borehole, com profundidade de 300 a 400 metros, onde as fontes depositadas em blindagens padrão de aço e chumbo irão ser empilhadas no fundo do repositório. A CNEN também considerou adotar o conceito BOSS desenvolvido pela NECSA (South African Nuclear Energy Corporation) com o apoio da IAEA.

Dessa forma, o SeGRR iniciou a operação e o desenvolvimento de métodos para caracterizar e reduzir o volume do inventário das FRSD que irá ser destinado para a deposição final (identificação do radionuclídeo, estimativas de atividades, volume das fontes e acondicionamento em embalagens padronizadas), uma vez que o inventário é considerado incerto.

Vários registros das FRSD foram considerados incompletos, incorretos e com baixa correspondência entre as entradas do banco de dados e as características físicas reais

de muitas fontes. A explicação das divergências nas informações, deve -se ao fato de ter havido perda ou troca de informações no recebimento das fontes na década de 80, quando os dados eram colocados à mão em livros, que posteriormente foram digitalizados, deixando fontes órfãs. Outros motivos que podem ser citados foram a impossibilidade de inspecionar os pacotes ao serem recebidos no IPEN e informações registradas somente do expedidor, o que provou ser a principal fonte de dados errados.

De qualquer forma, a atividade de cada fonte deve ser conhecida com razoável certeza e segurança, pois, conforme a tabela 10 mostra, uma fração significativa das fontes presentes no inventário do IPEN, têm uma atividade alta o suficiente para impedir a liberação após um tempo razoável de decaimento sob armazenamento ou a deposição em um depósito próximo à superfície. A decisão sobre o destino das fontes deve basear-se em um número que seja uma combinação de atividade e meia-vida e em uma comparação com os níveis de liberação.

3.6.5. Classificação das FRSD

A IAEA através da publicação de um guia de segurança (Safety Guide No. RS-G-1.9) fornece uma classificação em cinco categorias de fontes radioativas seladas e as práticas nas quais são utilizadas, baseado nos potenciais danos que a FRS podem causar a saúde humana. Os riscos apresentados variam dependendo de alguns fatores, como por exemplo, os radionuclídeos utilizados, a forma física/química e a atividade.

O sistema foi criado baseado no conceito de uma fonte causar efeitos determinísticos através da relação A/D , no qual:

A = atividade do material radioativo contido na fonte de uma determinada prática;

D = é o valor da atividade do radionuclídeo de uma fonte que não está sob controle em diferentes cenários que incluem, tanto a exposição externa de uma fonte desprotegida, quanto a exposição interna após a dispersão do material de origem.

Os valores de D são, portanto, usados para normalizar as atividades a fim de fornecer uma referência para comparar os riscos.

Os valores de A/D são usados para fornecer uma classificação inicial de risco relativo para fontes, que são categorizadas após a consideração de outros fatores, como as formas físicas e químicas, o tipo de blindagem, as circunstâncias de uso e casos de acidente.

Essa consideração de outros fatores é necessariamente subjetiva e baseia-se amplamente em julgamentos consensuais internacionais, assim como os limites entre as categorias. Os valores de A/D para uma variedade de fontes comumente usadas são fornecidos no guia de segurança no apêndice I. A tabela a seguir, mostra a categorização de fontes mais comumente usadas. (IAEA, 2005 e SILVA, F.; TELLO,C., 2011)

Tabela 11 - Sistema de categorização de fontes segundo IAEA

Categoria	Fontes e práticas	Valores de A
1	RTG's; Irradiadores; fontes de teleterapia.	$A/D \geq 1000$
2	Fontes de radiografia industrial; fontes de braquiterapia de alta e média dose.	$1000 > A/D \geq 10$
3	Medidores fixos que utilizam fontes de alta atividade; fontes de perfilagem de poços	$10 > A/D \geq 1$
4	Fontes de braquiterapia de baixa dose; medidores industriais; densitômetros ósseos; eliminadores de eletricidade estática.	$1 > A/D \geq 0.01$
5	Fontes para placas oculares etc.	$0.01 > A/D \geq \text{Isento/D}$

Fonte: IAEA, 2005.

Esse sistema é eficaz para classificar as FRS pelas medidas de segurança exigidas para seu uso, ou seja, válido para suas atividade originais, e como o objetivo não é sobre o seu gerenciamento após o uso, esta não fornece o grau de isolamento necessário que a instalação de descarte deve ter. Desta forma, a autora Cabrera, P. S. et al. sugeriu em seu artigo “Proposal of a Categorization of the Disused Sealed Radioactive Sources with a View to Safe” um sistema para classificar as FRSD. A autora sugere o tempo necessário para cada fonte individual decair para abaixo do nível de liberação (Tabela 12), onde A é a atividade atual da fonte, E é o nível de dispensa e t é o tempo de isolamento (anos) necessário para que a atividade decaia para abaixo do nível de dispensa estabelecido nos normas (CABRERA, P.S. et al., 2017).

Tabela 12 - Sistema de categorização sugerido

	Categorias	Descrição
Método de categorização t requerido para $A < E$	A	$T < 5$
	B	$5 \geq t > 50$
	C	$50 \geq t > 300$
	D	$T \geq 300$

Fonte: Cabrera, P.S. et al., 2017.

3.6.6. Categorização das fontes radioativas seladas em desuso de irídio - ^{192}Ir

Em um espectro geral, quando fontes radioativas seladas atingem seu tempo de vida útil, seja pela atividade abaixo do necessário para a aplicação que foi destinada, não previsão de utilização, troca de tecnologia, exigência regulatória etc., passam a ser consideradas de acordo com a nomenclatura da IAEA, como fontes radioativas seladas em desuso (FRSD) e tratadas como rejeito radioativo (IAEA, 2014).

É importante ressaltar que uma FRSD ainda pode apresentar um risco potencial de exposição à radiação, pois a atividade remanescente representa um risco radiológico considerável, que pode culminar em efeitos determinísticos causados por acidentes, exigindo assim que esse tipo de rejeito tenha medidas extras de segurança durante seu manuseio.

Na classificação definida pela IAEA, abordada anteriormente para as FRS, as fontes de ^{192}Ir são classificadas como categoria 2, conforme os valores apresentados e disponibilizados no documento da IAEA.

Tabela 13 – Atividade e categoria segundo IAEA

Prática	RN	Quantidade usada (A)			Valor de D	Razão de A/D	Categoria	
		Ci	TBq		TBq	A/D		Atribuído
Categoria 2								
Radiografia Industrial	¹⁹² Ir	Máx.	2,0E+02	7,4E+00	8,0E+02	9,3E+01	2	2
	¹⁹² Ir	Min.	5,0E+00	1,9E+01	8,0E+02	2,3E+00	3	
	¹⁹² Ir	Típica	1,0E+02	3,7E+00	8,0E+02	4,6E+01	2	

Fonte: IAEA, 2003.

Nesta categoria, a IAEA considera as fontes seladas individuais como potencialmente muito perigosas, que se, não gerenciadas ou protegidas com segurança pode ser fatal ou causar ferimentos permanentes para o indivíduo que teve contato direto com o material radioativo, seja por um período curto ou longo de tempo.(IAEA, 2003).

As fontes de ^{192}Ir podem ser consideradas como classe 1 no sistema de classificação de rejeitos radioativos da CNEN ou VSLW - Rejeito de meia-vida muito curta na classificação de rejeitos radioativos da IAEA, devido ao tempo de meia-vida de 73,8 dias. Considerando uma fonte que contenha atividade na ordem de TBq, o decaimento após o armazenamento por um período de 5 a 6 anos, deveria ser suficiente para que a atividade de uma fonte de ^{192}Ir atingisse o nível de dispensa estabelecido nas normas. Esta estratégia recomendada pela IAEA, é a que o SeGRR estava adotando nas mais de 6.000 mil fontes

armazenadas nos depósitos intermediários do IPEN até o momento.

Com o início da operação de caracterização e dispensa das FRSD, tendo o objetivo de classificar e preparar as fontes potenciais para a deposição final, foi descoberto que as fontes de ^{192}Ir armazenadas nos depósitos por mais de 30 anos ainda apresentam taxas de dose mensuráveis acima dos níveis de dispensa. Um estudo realizado pelos pesquisadores Dellamano, J.C. et al do SeGRR indicaram através de espectrometria gama e estimativa das atividades a presença de contaminação residual devido a irradiação dos discos de ^{60}Co ($T^{1/2}$ 5,3 anos) e a presença do $^{192m2}\text{Ir}$ ($T^{1/2}$ 241 anos), fato que modificou o objetivo final da operação, visto que as fontes não poderiam mais ser dispensadas.

Com as descobertas feitas, foi criada a hipótese de adição ou revisão das normas utilizadas para o direcionamento de operações de dispensa de rejeitos radioativos (NN-8.01 (CNEN)), que não prevê valores para dispensa de rejeitos sólidos contendo $^{192m2}\text{Ir}$ (Tabela 14). Ou seja, de acordo com os valores estabelecidos na norma vigente, tem-se o conhecimento de que, até o presente momento não é levado em consideração, para a isenção ou dispensa, valores para o $^{192m2}\text{Ir}$. Além disso, não é correto afirmar se, ainda é viável a adoção da estratégia R&R, não sendo possível avaliar quais são os riscos que as FRSD podem oferecer após o tempo de decaimento.

Tabela 14 - Níveis de dispensa para rejeitos sólidos

Elemento	Radionuclídeo	Limite de Concentração de Atividade para Dispensa de Materiais (Quantidade ≤ 1000 kg) (kBq/kg)	Limite de Atividade para Dispensa de Materiais (Quantidade ≤ 1000 kg) (Bq)	Limite de Concentração de Atividade para Dispensa de Materiais Sólidos (Quantidade > 1000 kg) (kBq/kg)
Írídio	^{192}Ir	1×10^1	1×10^4	1
Cobalto	^{60}Co	1×10^1	1×10^5	0,1

Fonte: CNEN, 2014.

3.6.7. Formação do Cobalto-60

A ativação neutrônica do ^{59}Co , considerada impureza presente no alvo de irídio natural irradiado, é a fonte de produção do ^{60}Co . As especificações do alvo de irídio indicam que 0,1% de impurezas podem estar presentes no material. A lista de elementos é extensa e inclui B, Mg, Al, Si, Ti, V, Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn, As, Se, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd,

Sn, Sb, Te, Os, Pt, Au, Pb e Bi. Um exame dos possíveis produtos de ativação dos isótopos desses elementos mostra que o único deles que é relevante para a presença de atividade mensurável nas fontes de irídio decaídas é o cobalto.

O isótopo ^{59}Co constitui 100% do cobalto natural. As reações (n,γ) com esse isótopo geram o $^{60\text{m}}\text{Co}$, com seção de choque de 20,7 b, e o $^{60\text{g}}\text{Co}$, com seção de choque de 16,7 b. A letra g logo após o número de massa do isótopo indica o estado fundamental (do inglês, groundstate), para distingui-lo dos estados metaestáveis. O estado metaestável decai com meia-vida de 10,47 minutos por transição isomérica (~99%) para o ^{60}Co ou por beta menos (<1%), para o ^{60}Ni . Um estudo feito por Dellamano et al. (2014) indica que o teor de cobalto no alvo é da ordem de 0,00015, ou seja, 15%, aproximadamente, da massa total de impurezas do alvo. Durante a irradiação, os dois isômeros $^{60\text{m}}\text{Co}$ e ^{60}Co sofrem também reação (n,γ) com seções de choque de 58 b e 2 b, respectivamente, para formar o ^{61}Co que decai com meia-vida de 1,65 h para o ^{61}Ni que é estável. A tabela 15 é um resumo desses dados. (DELLAMANO, J.C., et al., 2014)

Tabela 15 - Seções de choque para as reações (n, γ) do cobalto.

Reação	Seção de choque (barn)		Ref.
	Térmica	Integral de ressonância	
$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60\text{g}}\text{Co}$	16.78 ± 0.06^c	35 ± 2^c	c) LBNL, 2015
$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60\text{m}}\text{Co}$	20.7 ± 0.8^c	39 ± 2^c	
$^{60\text{g}}\text{Co}(n, \gamma)^{61}\text{Co}$	2.0 ± 0.2^c	4.3 ± 0.9^c	
$^{60\text{m}}\text{Co}(n, \gamma)^{61}\text{Co}$	58 ± 30^c	230 ± 50^c	

Fonte: Ernest, O.L.B.N.L, 2015.

3.6.8. Ativação do segundo estado metaestável do irídio-192

Na irradiação do irídio natural, 37,3% de ^{191}Ir e 62,7% de ^{193}Ir , com nêutrons térmicos em um reator nuclear, diversas reações ocorrem, sendo que várias delas são de pouco interesse para este trabalho. Todas aquelas com o isótopo mais abundante, o ^{193}Ir podem ser desconsideradas porque, ou produzem o radioisótopo ^{194}Ir , pela reação (n,γ) com seção de choque de 111 barn, e que tem meia-vida de 19,15h decaindo rapidamente para o isótopo estável da platina (^{194}Pt), ou porque têm toda seção de choque muito pequena.

As reações com o isótopo ^{191}Ir são importantes porque conduzem à formação do

radioisótopo ^{192}Ir . Diretamente pela reação (n,γ) com seção de choque 309 b, indiretamente pelas reações (n,γ) com seção de choque 645 b para formar o primeiro estado metaestável e com seção de choque 0,14 b (0,16 b?) para formar o segundo estado metaestável. Esses dois decaem com probabilidade acima de 99,98% para o estado fundamental do ^{192}Ir , que nos diagramas aparece como ^{192g}Ir , sendo o g indicador do estado fundamental, ou ‘groundstate’. Na tabela a seguir (Tab.16) apresenta-se um resumo das seções de choque da reação (n,γ) com o ^{191}Ir e com os isômeros do ^{192}Ir .

Tabela 16 - Seções de choque para as reações (n, γ) com o ^{191}Ir e com os isômeros do ^{192}Ir .

Reação	Seção de choque (barn)		Ref.
	Térmica	Integral de ressonância	
$^{191}\text{Ir}(n,\gamma)^{192g}\text{Ir}$,	309 ± 30 ^{a, b}	1132	a) IAEA, 2015a.
$^{191}\text{Ir}(n,\gamma)^{192m1}\text{Ir}$	645 ± 32 ^{a, b}	2296	b) IAEA, 2015b
$^{191}\text{Ir}(n,\gamma)^{192m2}\text{Ir}$	0.14 ± 0.07 ^c	0.46	c) LBNL, 2015
$^{192g}\text{Ir}(n,\gamma)^{193}\text{Ir}$	1420 ± 200 ^c	3242	d) Ver nota de rodapé.
$^{192m2}\text{Ir}(n,\gamma)^{193}\text{Ir}$	- ^d	- ^d	

a. IAEA. Experimental Nuclear Reaction Data (EXFOR) – Online Database Version of June 04, 2015. Available at <<https://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>> Accessed June 23, 2015.

b. IAEA. Evaluated Nuclear Data File (ENDF) Database Version of April 13, 2015 Available at <<https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm>> Accessed June 23, 2015.

c. ERNEST O. LAWRENCE BERKELEY NATIONAL LABORATORY. Isotopes Project - Interactive search of thermal neutron capture data. Available at <<http://ie.lbl.gov/ng.html>> Accessed June 23, 2015.

d. Não se encontrou registro na literatura sobre os valores das seções de choque para a reação (n,γ) com o segundo estado metaestável $^{192m2}\text{Ir}$.

A seção de choque para a reação $^{191}\text{Ir} (n,\gamma) ^{192m2}\text{Ir}$ é bastante incerta. Um levantamento feito por Dellamano et al. (2014) indica que outros valores estão presentes na literatura, apresentados na tabela a seguir (Tab.17) que reproduz os dados desta referência.

Para a reação de formação do primeiro estado metaestável e do estado fundamental, há pouca dúvida de que os valores sejam 645 b e 309, respectivamente, com total 954 b. No entanto, para a formação do segundo isômetro, o valor 0,14 b fornecido pela IAEA e que consta da tabela 17, concorre com o valor 0,16 b que é bastante recorrente na literatura recente. Há também a questão do valor da seção de choque para a reação

$^{192m2}\text{Ir}(n,\gamma)^{193}\text{Ir}$, que é ausente na literatura consultada. Essa reação deve ocorrer com seção de choque relativamente alta, tendo em vista que atividades medidas em fontes decaídas por Dellamano et al. (2014) mostram valores menores que aqueles esperados.

Tabela 17 - Valores das seções de choque para as reações (n, γ) com o irídio.

Referência	Seção de choque (barn)	
	Ir-191 (n, γ)	Ir-192m1+g Ir-191 (n, γ) Ir-192m2
Harbottle, 1963		0.38 (+0,24 -0.11)
IAEA, 1974	925 ± 50	0.4 ± 0.2
Heft, R., 1978	922 ± 13	
BNL – 325, 1984	954 ± 10	0.16 ± 0.07
Fetter, S., 1993		0.16 ± 0.07
Firestone, 1996	954	0.16 ± 0.07
IAEA, 1997	954 ± 10	
Huang, X., 2001	855 ± 13	0.14 ± 0.06
IAEA, 2003	954 ± 10	0.16
Magill, J. et al., 2006	920	0,14
J. – Ch. Sublet, et al., 2011	962 ± 11	0.13 ± 0.06
Kinzle, P., 2013	924	0.32

Fonte: Dellamano et al. (2014)

Outro ponto que precisa ser considerado em relação às incertezas que cercam a formação e o decaimento do $^{192m2}\text{Ir}$, e que dificultam a determinação experimental dos valores efetivos das seções de choque, é o fato que a emissão de raios gama na transição isomérica $^{192m2}\text{Ir} \rightarrow ^{192g}\text{Ir} + \gamma$, é quase toda convertida, ou seja, não há emissão gama e sim emissão de elétrons de conversão e dos raios-X resultantes da vacância nas camadas K, L e M do irídio, e o fato de que há conflito entre teoria e dados experimentais sobre o nível energético desse estado metaestável. Como dizem Qaim et al. (2011), as avaliações mais recentes recomendam 168,14 keV (BAGLIN, 1998) para o nível de energia, baseado no modelo de Nilsson (BALODIS, 1996), nas medições mais extensas, indicam uma energia de 155,16 keV (KERN., et al., 1991), mas que também tem suporte em base teórica.

A figura 15 é um quadro resumo do modelo de ativação e decaimento dos isótopos de irídio para a fabricação de fontes seladas.

Figura 15 - Resumo do modelo de ativação e decaimento dos isótopos de irídio.

Fonte: O autor.

4 MATERIAIS E MÉTODOS

4.1. Triagem das fontes

Inicialmente, as fontes de ^{192}Ir armazenadas em blindagens padrão (Fig.16) sem identificação e sem etiquetas com a data de fabricação e/ou atividade inicial, foram remanejadas até o laboratório de caracterização do SeGRR.

Figura 16 - Blindagem padrão

Fonte: O autor.

Uma blindagem foi projetada (Fig.17) a fim de evitar exposição desnecessária com tijolos de chumbo, bandeja, luz e espelho para a separação e contabilização das fontes. Os grupos foram determinados pelas características externas do porta fontes que possuem geometrias e tamanhos diferentes, dado o processo de fabricação disponível em cada país.

Figura 17 - Barreira utilizada para separação das fontes

Fonte: O autor.

Um conjunto de 100 fontes de diferentes geometrias foi separado para a espectrometria, devidamente identificadas com etiquetas e acondicionadas em castelinhos de chumbo. As outras fontes foram contabilizadas, armazenadas em sacos plásticos e acondicionadas em blindagens temporárias, identificadas pelo grupo e o número total de fontes.

4.2. Medição do Espectro Gama e das Taxas de Dose

4.2.1. Detector de HPGe

A espectrometria gama foi realizada com um detector coaxial do tipo P (Fig.18), de HPGe (Germânio Hiperpuro), modelo EGPC-15-190-R, fabricado pela Eurisys, com eficiência intrínseca de 15%, com sistema de aquisição de dados gerenciado pelo software Genie 2000 da Canberra e eletrônica associada constituída de um módulo Multiport II, da Canberra.

Figura 18 - Detector de HPGe utilizado para espectrometria gama

Fonte: O autor.

As fontes foram medidas individualmente por 300 segundos, a uma distância fonte-detector de 15 cm. Para a determinação das áreas dos picos, foi realizada a calibração

em energia utilizando uma fonte padrão. Como resultado da calibração, uma curva de eficiência em energia com uma equação foi gerada (Fig.19).

Figura 19 - Curva de calibração de eficiência em energia

Fonte: O autor.

A espectrometria gama das fontes é necessária devido à presença do ^{60}Co em proporção sempre variável em relação à do irídio. Por meio da espectrometria, pode-se estimar a proporção entre as atividades dos dois radionuclídeos e usá-la para calcular a contribuição de cada um na taxa de dose.

A proporção variável entre as atividades de ^{60}Co e ^{192}Ir se deve à variação no teor de cobalto no alvo de irídio irradiado e, principalmente, à idade da fonte. Com meia-vida tão diferente, o ritmo de decaimento varia e muda as proporções entre as atividades ao longo do tempo. Como não há registro da data de fabricação de cada fonte individual, a proporção entre as atividades é imprevisível e precisa ser medida.

4.2.2. Espectrômetro CZT (Kromek)

Para medir a taxa de dose, foi utilizado o espectrômetro portátil Raymon 10 fabricado pela Kromek, com detector de Cadmium Zinc Telluride (CZT) de 1cm^3 , resolução de energia entre 2,0 - 2,5% FWHM, e intervalo de energia de 30 keV a 3Mev. As fontes foram medidas individualmente (Fig.20) a uma distância fonte-detector de 5,5 cm com tempo de medição de 600 segundos.

Figura 20 – Medida de taxa de dose de cada fonte individual.

Fonte: O autor.

Após medir as taxas de dose de cada fonte separada, utilizadas posteriormente para a estimativa da atividade individual utilizando o software Microshield, 50 fontes foram escolhidas e agrupadas aleatoriamente em um cilindro com raio de 3,5cm e altura de 8 cm

As taxas de dose das 50 fontes agrupadas dentro do cilindro (Fig.21), foram medidas por 60 segundos, a três distâncias (15 cm, 20 cm e 25 cm) á 90°, 270°, 180° e 360° graus, sempre alterando o arranjo e a acomodação das fontes dentro do cilindro com o objetivo de evitar qualquer tendência nos resultados.

Figura 21 - Medida de taxa de dose das fontes agrupadas

Fonte: O autor.

4.2.3. Medidas de Taxa de dose

Para estabelecer um protocolo de caracterização de milhares de fontes, a estratégia consiste em primeiro medir, com precisão, a atividade individual de cada fonte.

Após conhecer a atividade das fontes individuais, colocá-las aleatoriamente em um recipiente plástico cilíndrico com geometria fixa, estabelecendo um conjunto com várias dezenas de fontes. Com as fontes agrupadas, medir as taxas de dose em diferentes distâncias e posições em torno do recipiente para obter taxas de dose de referência para a atividade conhecida do conjunto de fontes. Um mesmo número de fontes com atividade desconhecida é então colocado na mesma geometria e se estima a atividade do conjunto por comparação com as taxas de dose de referência, considerando a proporção entre as atividades do ^{60}Co e do ^{192}Ir .

Devido à geometria das fontes e a alta densidade do irídio, a emissão não é isotrópica, o que afeta severamente o fluxo de fótons em diferentes direções. Por isso, um grande número de repetições das medidas é feito, tomando o cuidado de variar a disposição das fontes dentro do recipiente, de variar a composição de fontes de diferentes modelos e de variar o quadrante de medida ao redor do recipiente, de modo a obter um valor médio que seja representativo do conjunto.

4.3. Estimativa de atividade

A estimativa da atividade é obtida pela área de pico obtida numa medida do espectro da fonte, normalizada pela probabilidade de emissão do fóton de energia correspondente ao fotopico usado, pela eficiência do detector e pelo tempo de medição através da seguinte equação:

$$A_e = \frac{A_p}{I_\gamma \cdot \mathcal{E} \cdot T} \quad (14)$$

Onde:

A_e = Atividade Estimada;

A_p = Área do pico;

I_γ = probabilidade de emissão do fóton gama;

$\mathcal{E}$ = Eficiência do detector;

T = Tempo de contagem;

4.3.1. Fator de correção

O fator de correção é a proporção entre a taxa de dose medida pelo detector e a

taxa de dose calculada pelo software *MicroShield®*, ou seja, é a correlação do que o detector registrou e do que o detector deveria ter registrado. O fator de correção é calculado através da seguinte equação:

$$F = \frac{\dot{D}_m}{\dot{D}_c} \quad (15)$$

Onde:

F = Fator de correção;

$\dot{D}_m$ = Taxa de dose medida;

$\dot{D}_c$ = Taxa de dose calculada.

4.3.2. Atividade corrigida

A correção da atividade estimada foi calculada por meio do fator de correção, pela equação:

$$A_c = A_e \cdot F \quad (16)$$

Onde:

A_c = atividade calculada;

A_e = atividade estimada;

F = fator de correção (Eq.15);

4.3.3. Cálculo da taxa de dose – Constante gama

Considerando que as fontes de ^{192}Ir , quando agrupadas dentro cilindro, podem ser classificadas como puntiformes para as distâncias fonte detector superiores a 10 cm e que a emissão é isotrópica, a área da esfera no centro na fonte e raio igual à distância do detector, é representada pela equação 3:

$$a = 4\pi d^2 \quad (17)$$

Onde:

a = área do esfera;

d = distância fonte-detector.

As fontes de irídio emitem fótons gama em energias e frequências bem

conhecidas. A taxa de dose é obtida por meio da estimativa inicial de atividade dividida pela distância fonte-detector ao quadrado, e multiplicada pela constante gama de cada radionuclídeo ou de cada energia de fóton. Nessa expressão, N_E representa o número de fótons de energia E emitidos por desintegração e P_E a taxa de dose por unidade de fluxo:

$$\dot{D} = \frac{A}{a} \sum P_E \cdot N_E \quad (18)$$

Onde:

$\dot{D}$ = Taxa de dose;

A = Atividade estimada;

a = área da esfera centrada na fonte e com raio igual à distância fonte-detector;

N_E = representa o número de fótons por desintegração de energia E ;

P_E = taxa de dose por unidade de fluxo ($\mu\text{Sv/h/fóton/s.cm}^2$)

4.4. Modelagem utilizando o software *MicroShield*®

MicroShield® é um software utilizado como ferramenta para a construção ou simulação de blindagens e fontes radioativas, cálculo de espessura de blindagem, cálculo de taxa de dose e aplicação do método de point kernel.

Para este estudo, assumiu-se que a fonte de ^{192}Ir tem o formato de um cilindro, posto que os discos ficam agrupados dentro do porta fonte. Assim, o modelo escolhido foi o “Cylinder Volume – Side Shields”, dentre as 16 configurações geométricas que o software oferece para o cálculo de taxa de dose. (Fig. 22)

Figura 22 - Interface do Software *Microshield*®

Fonte: O autor.

Os parâmetros utilizados para o cálculo da taxa de dose das fontes unitárias e das fontes agrupadas através do software foram “Dimension” (Dimensões), “Material” (Materiais) e “Source” (Fonte), descritos a seguir.

Tabela 18 - Parâmetros dimensionais utilizados no *MicroShield*®

Parâmetros	Fontes Unitárias	Fontes Agrupadas
Height	0,4 cm	8 cm
Radius	0,15 cm	1,75 cm
		#1 – 16,75 cm
X	5,5 cm	#2 – 21,75 cm
		#3 – 26,75 cm
Y	0,2	4 cm
Sh 1	0,08	-

Fonte: O autor.

- Height: altura da fonte;
- Radius: o raio da fonte;
- X: distância fonte detector para o cálculo da taxa de dose;
- Y: altura da fonte em relação ao detector para o cálculo de taxa de dose;
- Sh1: espessura da blindagem;

Para as fontes individuais, a espessura da blindagem representada por Sh 1, corresponde à espessura da cápsula de aço da fonte. Para as fontes agrupadas, ou seja, postas aleatoriamente dentro do recipiente plástico, o parâmetro “Sh1” não foi considerado, pois a densidade da fonte foi recalculada para incluir os espaços vazios entre as fontes, e a espessura do plástico foi desprezada por sua densidade ser muito baixa em comparação com a fonte.

O volume das fontes foi calculado por meio da fórmula:

$$V = \pi . r^2 . h \quad (19)$$

Onde:

V = volume;

r = raio interno do pote plástico;

h = altura aparente do cilindro formado pelas fontes agrupadas.

A densidade foi calculada através da fórmula:

$$D = \frac{m}{V} \quad (20)$$

Onde:

D = Densidade;

m = massa;

V = volume.

Tabela 19 - Densidades utilizadas no *MicroShield*®

Densidade	Fontes individuais	Fontes agrupadas
Source (irídio)	22,5 g/cm ³	2,28 g/cm ³
Shield 1 (aço)	7,87 g/cm ³	-

Fonte: O autor.

- Source: densidade do material da fonte, para este estudo, a do irídio metálico;
- Shield 1: densidade do material da blindagem, para este estudo a do aço;

Tabela 20 - Radionuclídeos e atividades estimadas utilizadas no *MicroShield*®

Parâmetros	Fontes Unitárias	Fontes Agrupadas
Nuclide	¹⁹² Ir e ⁶⁰ Co	¹⁹² Ir e ⁶⁰ Co

Fonte: O autor.

- Nuclide: Os RN identificados na espectrometria gama, ¹⁹²Ir e ⁶⁰Co;

Figura 23 – Representação esquemática da metodologia utilizada

Fonte: O autor.

5 RESULTADOS E DISCUSSÃO

5.1. Triagem das fontes

A triagem das fontes foi realizada por separação visual pelos aspectos exteriores das cápsulas, resultando na descoberta de 10 tipos diferentes de modelos no inventário da SeGRR (Fig.24). A abertura das cápsulas foi considerada como alternativa para identificar e determinar o número de discos em cada fonte, porém a dificuldade operacional e o risco de romper os discos durante a abertura contribuíram para que fosse descartada. Como alternativa, foram obtidos alguns desenhos técnicos dos modelos das fontes com o LPFS, sendo possível observar que a quantidade de discos de ^{192}Ir varia de fonte para fonte. Não é possível conhecer os números de discos de cada cápsula e nem a atividade inicial de cada modelo, pois devido aos diferentes processos de fabricação e atividades disponíveis comercialmente o número de discos varia de fonte para fonte. A imagem das fontes foi obtida separadamente e colocadas em uma única imagem pela autora, com o objetivo de mostrar os diferentes modelos e tamanhos de fontes encontrados no inventário da SeGRR.

Figura 24 – Modelos de fontes encontrados no inventário da SeGRR.

Fonte: O autor

5.2. Espectrometria HPGe

Os resultados da espectrometria apresentaram os principais radionuclídeos emissores de radiação gama presentes nas fontes de ^{192}Ir (Tab.21). Com as áreas dos picos, calculou-se a estimativa da atividade (Tab.22).

Tabela 21 - Radionuclídeos presentes na espectrometria gama

Radionuclídeo	T1/2	E (keV)	I _γ
^{192}Ir	73 dias	296,0	0,29
		308,4	0,297
		317	0,828
		468	0,478
^{60}Co	5,3 anos	1332	0,999
		1173	1

É possível observar nos espectros gerados os picos de ^{192}Ir em suas energias bem definidas e conhecidas, como também, os picos da radioatividade residual de ^{60}Co , devido à contaminação no momento da irradiação (Fig.25). Neste exemplo, a atividade do ^{60}Co é bem superior à atividade residual de ^{192}Ir .

Figura 25 - Espectro gerado pelo detector HPGe com os respectivos picos de ^{192}Ir e ^{60}Co

Fonte: O autor.

É importante ressaltar que o método alternativo mais comum de estimar a atividade por meio de fontes padrão de referência como calibração para os detectores gama, não foi uma alternativa viável, uma vez que as fontes de ^{192}Ir armazenadas no SeGRR possuem ao menos 10 tipos de variações de geometrias, conforme abordado anteriormente. Uma tentativa, sem sucesso, de utilizar uma fonte de cada tipo, medida em um laboratório radiométrico certificado como fontes padrão foi realizada, porém os resultados não determinaram as atividades com exatidão aceitável.

5.3. Medidas de taxa de dose

A medida das taxas de doses das fontes individuais e das fontes agrupadas foi realizada com o detector Raymon 10. É possível observar nos espectros gerados os picos de ^{192}Ir e ^{60}Co . (Fig.26)

Figura 26 – Taxa de dose e espectro gerado pelo detector CZT

Fonte: O autor.

5.4. Estimativa da atividade e fator de correção

As estimativas das atividades foram utilizadas no software *MicroShield*[®] que forneceu as taxas de doses calculadas. O fator de correção foi calculado fazendo a proporção entre as taxas de dose medidas e as taxas de dose calculadas (Tab. 22).

Tabela 22 - Estimativa da atividade e fator de correção.

ID da fonte	Ḋ medida (μSv.h-1)	Atividade Estimada (Bq)		Ḋ calculada pelo <i>Microshield</i> ® (μSv.h-1)	Fator de correção
		192Ir	60Co		
1	13,3	9,0E+03	8,8E+04	8,7	1,53
2	5,0	5,3E+03	3,1E+04	3,1	1,58
3	7,9	6,9E+03	5,2E+04	5,2	1,52
4	4,5	3,3E+03	2,6E+04	2,6	1,72
5	15,6	1,0E+04	1,1E+05	10,8	1,44
6	6,2	4,0E+03	4,1E+04	4,0	1,53
7	13,1	9,8E+03	9,4E+04	9,3	1,41
8	9,8	7,0E+03	6,2E+04	6,2	1,59
9	3,4	2,0E+03	1,9E+04	1,9	1,82
10	9,0	6,0E+03	5,3E+04	7,3	1,24
11	14,0	2,2E+03	8,4E+04	8,1	1,73
12	8,6	8,5E+03	5,3E+04	5,4	1,61
13	19,4	1,5E+04	1,1E+05	11,0	1,77
14	18,2	1,3E+04	9,8E+04	9,8	1,85
15	24,9	2,0E+04	1,5E+05	15,0	1,66
16	16,0	1,5E+04	8,5E+04	8,6	1,85
17	17,6	1,3E+04	9,6E+04	9,6	1,83
18	13,4	1,4E+04	6,4E+04	6,6	2,03
19	13,5	1,9E+03	7,5E+04	7,2	1,87
20	25,7	2,0E+04	1,6E+05	16,0	1,61
21	12,2	5,5E+03	5,2E+04	5,1	2,36
22	8,9	5,4E+03	5,3E+04	5,2	1,69

ID da fonte	Ḋ medida (μSv.h-1)	Atividade Estimada (Bq)		Ḋ calculada pelo <i>Microshield</i> ® (μSv.h-1)	Fator de correção
		192Ir	60Co		
23	9,7	2,4E+04	4,6E+04	5,3	1,84
24	12,9	7,0E+03	5,8E+04	5,8	2,23
25	7,7	7,4E+03	4,3E+04	4,4	1,77
26	9,9	2,0E+04	3,7E+04	4,3	2,32
27	13,7	2,0E+03	7,8E+04	7,5	1,82
28	13,4	6,8E+03	7,5E+04	7,4	1,81
29	11,0	9,5E+03	6,6E+04	6,6	1,66
30	6,8	5,8E+03	4,0E+04	4,0	1,70
31	18,7	1,2E+04	1,2E+05	11,9	1,58
32	10,5	5,5E+03	6,5E+04	6,4	1,65
33	10,0	6,2E+03	4,7E+04	4,7	2,13
34	7,9	7,0E+03	4,7E+04	4,7	1,67
35	7,6	8,7E+03	4,2E+04	4,3	1,75
36	8,6	1,1E+04	5,0E+04	5,2	1,66
37	6,9	5,7E+03	4,3E+04	4,3	1,60
38	8,2	5,9E+03	1,9E+04	2,0	4,03
39	7,0	6,9E+03	4,3E+04	4,3	1,60
40	9,0	2,0E+04	5,0E+04	5,5	1,64
41	9,3	1,3E+04	5,4E+04	5,6	1,65
42	8,9	2,9E+03	5,6E+04	5,4	1,64
43	15,5	9,1E+03	9,0E+04	8,9	1,74
44	7,7	1,1E+04	4,1E+04	4,3	1,79

ID da fonte	Ḋ medida (μSv.h-1)	Atividade Estimada (Bq)		Ḋ calculada pelo <i>Microshield</i> ® (μSv.h-1)	Fator de correção
		192Ir	60Co		
45	7,8	7,5E+03	4,8E+04	4,8	1,60
46	7,2	8,1E+03	4,5E+04	4,6	1,57
47	16,2	9,4E+03	9,4E+04	9,3	1,75
48	6,6	9,6E+03	3,8E+04	4,0	1,66
49	12,0	8,1E+03	6,0E+04	6,0	2,00
50	9,7	1,5E+04	5,6E+04	5,9	1,65
51	12,1	8,6E+03	6,1E+04	6,1	1,98
52	13,2	8,0E+03	7,4E+04	7,3	1,79
53	13,5	1,3E+04	6,5E+04	6,7	2,02
54	6,9	2,7E+04	2,9E+04	3,8	1,83
55	4,5	5,3E+03	2,7E+04	2,8	1,63
56	5,8	1,6E+04	2,8E+04	3,3	1,77
57	8,7	1,8E+04	3,0E+04	3,5	2,48
58	5,5	1,1E+04	3,2E+04	3,4	1,60
59	5,8	1,5E+04	3,1E+04	3,5	1,65
60	7,2	1,3E+04	4,1E+04	4,4	1,65
61	5,4	1,1E+04	3,2E+04	3,4	1,57
62	5,8	8,4E+03	3,4E+04	3,5	1,63
63	9,3	1,6E+04	5,4E+04	5,3	1,76
64	6,8	2,8E+04	3,1E+04	3,8	1,79
65	7,1	2,7E+04	3,5E+04	4,3	1,64
66	6,9	2,8E+04	3,4E+04	4,3	1,63

ID da fonte	Ḋ medida (μSv.h-1)	Atividade Estimada (Bq)		Ḋ calculada pelo <i>Microshield</i> ® (μSv.h-1)	Fator de correção
		192Ir	60Co		
67	6,6	3,4E+04	2,9E+04	4,0	1,64
68	6,8	3,3E+04	3,0E+04	4,1	1,67
69	7,2	2,8E+04	3,5E+04	4,4	1,64
70	7,0	2,8E+04	3,3E+04	4,2	1,67
71	10,0	2,4E+04	5,3E+04	5,9	1,68
72	8,0	7,1E+03	5,0E+04	5,0	1,58
73	1,1	2,1E+03	6,6E+03	0,7	1,59
74	3,9	3,8E+03	2,9E+04	2,9	1,36
75	25,1	2,4E+04	1,9E+05	19,0	1,33
76	1,8	2,6E+03	1,3E+04	1,3	1,36
77	1,5	2,8E+03	9,6E+03	1,0	1,50
78	12,9	1,2E+04	9,7E+04	9,7	1,33
79	11,3	1,1E+04	9,5E+04	9,4	1,19
80	2,5	7,5E+03	1,6E+04	1,8	1,40
81	7,2	7,2E+03	5,6E+04	5,6	1,28
82	15,4	1,5E+04	1,2E+05	12,0	1,28
83	7,6	8,8E+03	6,0E+04	6,0	1,26
84	6,1	2,1E+04	4,1E+04	4,7	1,31
85	3,7	9,6E+03	2,4E+04	2,6	1,42
86	9,6	8,6E+03	7,6E+04	7,5	1,27
87	6,5	1,4E+04	4,5E+04	4,8	1,36
88	4,5	9,0E+03	2,6E+04	2,8	1,60

ID da fonte	Ḋ medida (μSv.h-1)	Atividade Estimada (Bq)		Ḋ calculada pelo <i>Microshield</i> [®] (μSv.h-1)	Fator de correção
		192Ir	60Co		
89	2,7	3,9E+03	2,1E+04	2,1	1,24
90	21,2	2,8E+04	1,7E+05	17,2	1,23
91	6,6	6,3E+03	5,1E+04	5,1	1,30
92	2,4	7,3E+03	1,6E+04	1,8	1,32
93	6,6	9,1E+03	4,8E+04	4,9	1,34
94	28,8	3,1E+04	2,3E+05	23,0	1,25
95	1,7	3,4E+03	1,1E+04	1,2	1,46
96	25,1	2,4E+04	1,9E+05	19,0	1,32
97	4,4	1,4E+04	3,0E+04	3,4	1,31
98	4,2	4,6E+03	3,4E+04	3,4	1,23
99	8,8	8,1E+03	5,9E+04	5,9	1,49
100	2,2	9,9E+03	1,3E+04	1,6	1,39

A comparação dos valores resultantes de algumas fontes para representação, entre as taxas de dose medida e as taxas de dose calculadas (Fig.27) e, entre as taxas de dose medidas e taxas de dose corrigidas (Fig.28) por meio do fator de correção calculado, mostram que o método utilizado neste trabalho é eficiente para calcular as reais atividades das fontes.

Figura 27 - Taxas de dose medidas e taxas de dose calculadas

Figura 28 – Taxas de dose medidas e taxas de dose corrigidas

5.5. Correção da atividade e da taxa de dose

O fator de correção (Eq.15) permitiu corrigir a atividade individual de cada fonte separada. O valor da atividade corrigida foi reinserido na modelagem do software *MicroShield*[®], para a correção das taxas de dose individuais também. (Tab.23).

Tabela 23 - Correção da atividade e taxa de dose

ID da fonte	Correção da Atividade (Bq)		D Corrigida
	¹⁹² Ir	⁶⁰ Co	
1	1,4E+04	1,3E+05	12,9
2	8,3E+03	4,8E+04	4,9
3	1,0E+04	7,9E+04	7,8
4	5,8E+03	4,5E+04	4,5
5	1,5E+04	1,6E+05	15,8
6	6,1E+03	6,3E+04	6,2
7	1,4E+04	1,3E+05	12,9
8	1,1E+04	9,8E+04	9,7
9	3,7E+03	3,5E+04	3,5
10	7,5E+03	6,6E+04	9,0
11	3,9E+03	1,5E+05	14,4
12	1,4E+04	8,5E+04	8,6
13	2,6E+04	1,9E+05	19,0
14	2,4E+04	1,8E+05	18,2
15	3,2E+04	2,6E+05	25,9
16	2,8E+04	1,6E+05	16,3
17	2,4E+04	1,8E+05	18,0
18	2,9E+04	1,3E+05	13,4
19	3,6E+03	1,4E+05	13,5
20	3,2E+04	2,5E+05	25,0

ID da fonte	Correção da Atividade (Bq)		D Corrigida
	¹⁹² Ir	⁶⁰ Co	
21	1,3E+04	1,2E+05	11,9
22	9,1E+03	9,0E+04	8,9
23	4,4E+04	8,5E+04	9,7
24	1,6E+04	1,3E+05	12,9
25	1,3E+04	7,7E+04	7,8
26	4,6E+04	8,6E+04	9,9
27	3,6E+03	1,4E+05	13,5
28	1,2E+04	1,4E+05	13,8
29	1,6E+04	1,1E+05	11,1
30	9,9E+03	6,8E+04	6,8
31	1,9E+04	1,9E+05	18,8
32	9,0E+03	1,1E+05	10,8
33	1,3E+04	1,0E+05	10,0
34	1,2E+04	7,9E+04	8,0
35	1,5E+04	7,3E+04	7,5
36	1,9E+04	8,3E+04	8,6
37	9,1E+03	6,9E+04	6,9
38	2,4E+04	7,6E+04	8,1
39	1,1E+04	6,9E+04	7,0
40	3,2E+04	8,2E+04	9,0

ID da fonte	Correção da Atividade (Bq)		D corrigida
	¹⁹² Ir	⁶⁰ Co	
41	2,2E+04	9,0E+04	9,4
42	4,8E+03	9,2E+04	8,9
43	1,6E+04	1,6E+05	15,4
44	2,0E+04	7,3E+04	7,7
45	1,2E+04	7,6E+04	7,7
46	1,3E+04	7,0E+04	7,1
47	1,6E+04	1,6E+05	15,8
48	1,6E+04	6,3E+04	6,6
49	1,6E+04	1,2E+05	12,0
50	2,5E+04	9,2E+04	9,7
51	1,7E+04	1,2E+05	12,0
52	1,4E+04	1,3E+05	12,9
53	2,6E+04	1,3E+05	13,4
54	4,9E+04	5,4E+04	5,5
55	8,6E+03	4,4E+04	4,5
56	2,9E+04	5,0E+04	5,8
57	4,4E+04	7,5E+04	8,8
58	1,8E+04	5,1E+04	5,5
59	2,5E+04	5,1E+04	5,8
60	2,2E+04	6,8E+04	7,3

ID da fonte	Correção da Atividade (Bq)		D _{Corrigida}
	¹⁹² Ir	⁶⁰ Co	
61	1,7E+04	5,0E+04	5,4
62	1,4E+04	5,5E+04	5,7
63	2,8E+04	9,5E+04	10,1
64	5,0E+04	5,5E+04	7,1
65	4,5E+04	5,7E+04	7,1
66	4,5E+04	5,5E+04	6,9
67	5,6E+04	4,7E+04	6,5
68	5,6E+04	5,0E+04	6,2
69	4,7E+04	5,8E+04	7,2
70	4,7E+04	5,5E+04	7,0
71	4,0E+04	8,9E+04	9,9
72	1,1E+04	7,9E+04	7,9
73	3,4E+03	1,1E+04	1,2
74	5,1E+03	3,9E+04	3,9
75	3,1E+04	2,5E+05	24,9
76	3,5E+03	1,8E+04	1,8
77	4,3E+03	1,4E+04	1,5
78	1,7E+04	1,3E+05	13,0
79	1,3E+04	1,1E+05	11,3
80	1,0E+04	2,3E+04	2,6

ID da fonte	Correção da Atividade (Bq)		D _{Corrigida}
	¹⁹² Ir	⁶⁰ Co	
81	9,3E+03	7,1E+04	7,1
82	1,9E+04	1,5E+05	15,0
83	1,1E+04	7,5E+04	7,5
84	2,8E+04	5,4E+04	6,2
85	1,4E+04	3,4E+04	3,7
86	1,1E+04	9,6E+04	9,5
87	1,9E+04	6,1E+04	6,5
88	1,4E+04	4,2E+04	4,5
89	4,9E+03	2,6E+04	2,7
90	3,4E+04	2,1E+05	20,9
91	8,2E+03	6,6E+04	6,6
92	9,7E+03	2,2E+04	2,4
93	1,2E+04	6,4E+04	6,5
94	3,8E+04	2,9E+05	29,0
95	5,0E+03	1,6E+04	1,7
96	3,2E+04	2,5E+05	24,9
97	1,8E+04	3,9E+04	4,4
98	5,7E+03	4,2E+04	4,2
99	1,2E+04	8,7E+04	8,7
100	1,4E+04	1,8E+04	2,2

5.6. Condicionamento das fontes no pote cilíndrico e soma das atividades

As fontes foram dispostas aleatoriamente em potes por três vezes para as medidas de taxa de dose e o resultado das atividades estimadas é apresentado a seguir.

Tabela 24 - Identificação das fontes do pote 1 e soma das atividades

Identificação das fontes agrupadas no pote 1																			
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	14	15	16	17	18	20	21	24	27	28
33	43	47	49	51	52	57	71	73	74	75	76	77	78	79	82	83	85	86	87
88	89	90	92	93	95	96	97	98	99										
Total da atividade =															¹⁹² Ir		⁶⁰ Co		
															7,9E+05		5,3E+06		

Tabela 27 – Resultados das taxas de dose em diferentes distâncias e ângulos do pote 1

POTE 1										
Taxa de dose medida ($\mu\text{Sv.h-1}$)										
Teste	1			2			3			
Distância	15 cm	20 cm	25 cm	15 cm	20 cm	25 cm	15 cm	20 cm	25 cm	
Gaus	90°	51,84	32,91	22,53	49,72	31,52	22,07	49,71	31,96	22,7
	180°	50,82	32,11	21,36	51,64	33	23,4	47,85	31,45	21,9
	270°	50,01	31,93	21,8	50,64	31,89	22,77	49,72	33,26	23,1
	360°	52,96	32,94	22,29	53,32	33,52	23,15	47,68	32,01	22,42

Tabela 28 - Resultados das taxas de dose em diferentes distâncias e ângulos do pote 2

POTE 2										
Taxa de dose medida ($\mu\text{Sv.h-1}$)										
Teste	1			2			3			
Distância	15 cm	20 cm	25 cm	15 cm	20 cm	25 cm	15 cm	20 cm	25 cm	
Gaus	90°	42,45	26,27	17,55	41,76	26,37	17,42	41,78	26,7	17,92
	180°	41,87	25,35	17,97	40,83	26,33	18,03	43,92	25,3	17,64
	270°	41,81	26,19	17,75	42,07	25,81	17,83	42,33	26,97	18,01
	360°	43,14	26,48	18,05	43,28	26,17	17,71	42,9	26,27	17,98

Tabela 29 – Resultados das taxas de dose em diferentes distâncias e ângulos do pote 3

POTE 3										
Taxa de dose medida ($\mu\text{Sv.h-1}$)										
Teste	1			2			3			
Distância	15 cm	20 cm	25 cm	15 cm	20 cm	25 cm	15 cm	20 cm	25 cm	
Gaus	90°	42,32	25,73	17,66	41,82	25,84	16,86	42,91	25,60	17,67
	180°	41,35	25,38	16,93	43,17	26,04	17,28	41,53	25,94	17,30
	270°	42,45	25,27	17,58	42,77	25,93	17,58	40,33	25,41	17,42
	360°	42,28	25,16	16,68	42,82	25,23	17,29	42,81	26,33	17,36

5.8. Cálculo das taxas de dose das fontes agrupadas

Para comprovação, foi realizada nova modelagem no software *MicroShield*[®], utilizando a soma das atividades corrigidas, gerando novas taxas de dose calculadas. Para facilitar a interpretação, a média das taxas de dose em cada distância foi realizada.

Tabela 30 - Comparação das taxas de dose medidas e calculadas do pote 1

POTE 1										
Taxa de dose medida ($\mu\text{Sv.h-1}$)										
Teste	1			2			3			
Distância	15	20	25	15	20	25	15	20	25	
Média das $\dot{D}$ ($\mu\text{Sv.h-1}$)	51,41	32,47	22,00	51,33	32,48	22,85	48,74	32,17	22,53	
$\dot{D}$ calculada pelo <i>Microshield</i> [®] ($\mu\text{Sv.h-1}$)	56,85	33,9	22,47	56,85	33,9	22,47	56,85	33,9	22,47	

Tabela 31 - Comparação das taxas de dose medidas e calculadas do pote 2

POTE 2									
Taxa de dose medida ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)									
Teste	1			2			3		
Distância	15	20	25	15	20	25	15	20	25
Média das $\dot{D}$ ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)	42,32	26,07	17,83	41,99	26,17	17,75	42,73	26,31	17,89
$\dot{D}$ calculada pelo <i>Microshield</i> [®] ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)	45,93	27,37	18,14	45,93	27,37	18,14	45,93	27,37	18,14

Tabela 32 - Comparação das taxas de dose medidas e calculadas do pote 3

POTE 3									
Taxa de dose medida ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)									
Teste	1			2			3		
Distância	15	20	25	15	20	25	15	20	25
X $\dot{D}$ ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)	42,10	25,39	17,21	42,65	25,76	17,25	41,90	25,82	17,44
$\dot{D}$ calculada pelo <i>Microshield</i> [®] ($\mu\text{Sv.h}^{-1}$)	45,51	27,13	17,98	45,51	27,13	17,98	45,51	27,13	17,98

Os gráficos a seguir entre as taxas de dose medidas e as taxas de dose calculadas pelo software *MicroShield*[®] mostram que há concordância nos resultados e que o método é eficiente.

Figura 29 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 1 – teste 1

Figura 30 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 1 – teste 2 **Figura 31** – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 1 – teste 3 **Figura 32** – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 2 – teste 1

Figura 33 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 2 – teste 2

Figura 34 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 2 – teste 3

Figura 35 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 3 – teste 1

Figura 36 – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 3 – teste 2 **Figura 37** – Taxas de dose medida e taxa de dose calculada do pote 3 – teste 3

Os resultados da estimativa da taxa de dose calculada estão sistematicamente acima dos valores medidos em distâncias curtas por causa do efeito da simulação da geometria de contagem, que considera a fonte como cilíndrica, quando na realidade a forma é complexa e, por isso, difícil de modelar com exatidão. É possível, também, argumentar que as incertezas no cálculo para distâncias muito curtas entre detector e uma fonte cilíndrica sejam maiores devido à sensibilidade do método e às incertezas associadas a posição do detector.

5.9. Protocolo final

- Equipamentos necessários:
 - Detector CZT Kromek Raymon 10 (portátil)
 - Espectrômetro de HPGe
 - Computador com o Software *Microshield*[®]

- Utensílios
 - Pote de pega com raio de 3,5cm e altura de 8 cm
 - Pinça
 - Garra auxiliar
 - Fita
 - Luvas
 - Gabarito
 - Barreira de chumbo

Procedimento:

- 1- Selecionar a embalagem no depósito em que as fontes de ^{192}Ir estão armazenadas e transportá-las até o laboratório de caracterização de fontes.
- 2- Identifique o pote com a etiqueta;
- 3- Abra a blindagem e despeje algumas fontes na bandeja que está alocada atrás da blindagem de chumbo.
- 4- Com a pinça e utilizando o espelho de auxílio, coloque 50 fontes aleatórias dentro do pote e lacre.
- 5- Utilizando uma mesa auxiliar, fixe o gabarito da medida de taxa de dose na mesa;
- 6- Ligue o detector portátil Kromek RayMon 10, aloque a sonda do detector no suporte em cima da distância indicada de 25 cm do gabarito e meça o BG.
- 7- Utilizando a garra, coloque o pote no local indicado no gabarito. Realize a medida e anote a taxa de dose;
- 8- Utilizando a garra, transporte o pote até o detector gama HPGe e realize a espectrometria gama.
- 9- Utilizando a calibração em energia, anote as áreas dos picos nas energias de interesse, sendo elas para ^{192}Ir : 296 keV, 308 keV, 317 keV, 468 keV e para ^{60}Co : 1173 keV e 1332 keV.

- 10- Guarde o pote com as fontes em uma blindagem padrão temporária e identifique com etiqueta;
- 11- Faça a estimativa da atividade.
- 12- Utilizando o software *MicroShield*[®], calcule a taxa de dose do pote com a atividade estimada.
- 13- Utilizando a taxa de dose calculada pelo *Microshield*[®], calcule o fator de correção.
- 14- Corrija a atividade estimada utilizando o fator de correção.
- 15- Com a atividade corrigida, utilize novamente o software *Microshield*[®] para a correção da taxa de dose final.
- 16- Para confirmação dos cálculos da atividade final, compare a taxa de dose medida com a taxa de dose calculada através das atividades corrigidas.
- 17- Anote todos os dados no formulário e salve os dados obtidos no banco de dados geral.
- 18- No laboratório, pegue a etiqueta e escreva a atividade, a taxa de dose e a data com caneta permanente. Cole a etiqueta no pote.
- 19- Armazene o pote na blindagem padrão.

6 CONCLUSÕES

A operação de caracterização e inventariação do SEGRR foi iniciada com o objetivo de deixar as FRSD preparadas para a deposição final. Ao constatar a contaminação residual por ^{60}Co e ativação do $^{192\text{m}2}\text{Ir}$ nas fontes de ^{192}Ir , o questionamento sobre se o método de gerenciamento adotado (R&R) continua sendo pertinente ou não.

O uso da espectrometria gama permitiu determinar a proporção existente entre o ^{60}Co e o ^{192}Ir e, juntamente com a taxa de dose medida, foi possível calcular o fator de correção para obter a atividade real de cada uma das fontes. Após as taxas de dose calculadas (com as atividades já corrigidas) e as taxas de dose medidas, foi possível observar a congruência entre os valores.

Além disso, foi possível com o mesmo método, observar congruência entre valores medidos e calculados mesmo condicionando as fontes em uma geometria cilíndrica, em grupos de 50 fontes por cilindro, mostrando que o método pode ser aplicado a rotina operacional e excluindo a necessidade de medir cada fonte de forma individual.

Os resultados das taxas de dose, espectrometria gama e análise do tempo de decaimento apontaram que os valores das atividades dessas fontes estão acima ou muito próximo dos limites de dispensa estabelecidos nas normas que, parecem não considerar nenhuma cadeia de decaimento do ^{192}Ir . Ou seja, a formação do ^{192}Ir como radioisótopo filho através do $^{192\text{m}2}\text{Ir}$ (pai) deveria ser considerada nos cálculos de atividade que determinam os limites de dispensa e, por sua vez, as recomendações dos órgãos reguladores de como estas fontes devem ser gerenciadas, já que o mesmo problema é esperado para as fontes que ainda serão coletadas no futuro.

REFERÊNCIAS

- ANDREUCCI, R. **Radiologia Industrial**. p.25, Brasil. 2017. Disponível em: www.abendi.org.br
- AHMAD, M. **Iridium-192 production in PARR**. Pakistan Atomic Energy Commission. 2013.
- AQUINO, J. O. **Avaliações das Condições de Segurança Radiológica de Irradiadores Portáteis Panorâmicos de Gamagrafia Industrial utilizados no Brasil**. Dissertação (Mestrado em Radioproteção e Dosimetria) - Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Rio de Janeiro, 2003.
- ARBLASTER, J. W. **The Discoverers of the Iridium Isotopes**. Platinum Metals Rev, n. 16, p. 167–174, 2003.
- ARRUDA, W. O. **Wilhelm Conrad Roentgen: 100 anos da descoberta dos raios X**. Arquivos de Neuro-Psiquiatria, v. 54, n. 3, p. 525–531, 1996.
- ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS, ABNT, **NBR 8670. Equipamento de Radiografia Gama – Especificação**. 1984.
- CABRERA, P. S.; VICENTE, R.; FERREIRA, E.G.A.; MARUNO, J. T. **Proposal of a categorization of the disused sealed radioactive sources with a view to safe – 17285**. In: WASTE MANAGEMENT CONFERENCE. *Proceedings...* p. 1-8. Phoenix, Arizona, USA. 2017.
- CARVALHO, H.G.; MARTINS, J.B.; SOUZA, I.O.; TAVARES, O. A. P. **Spontaneous emission of heavy ions from uranium**. Academia Brasileira de Ciências, 1976.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Glossário de segurança nuclear**. 2015. Disponível em: <http://appasp.cnen.gov.br/seguranca/normas/pdf/glossario.pdf>. Acesso em: 24 de agosto de 2019.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **NN 3.01 - Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica**. 2014.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **NE 3.02 - Serviços de Radioproteção**. 1988.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **NN 6.02 - Licenciamento de Instalações Radiativas**. 2014.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Norma NN 6.04 - Requisitos de segurança e proteção radiológica para serviços de radiografia industrial**. 2013. Disponível em: <http://appasp.cnen.gov.br/seguranca/normas/pdf/Nrm604.pdf> Acesso em: 2019.
- COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **NN 8.01 - Gerência de rejeitos radioativos de baixo e médio níveis de radiação**. Rio de Janeiro, 2014. Disponível em: <http://appasp.cnen.gov.br/seguranca/normas/pdf/Nrm801.pdf>. Acesso em: 2019.

DELLAMANO, J.C.; FERREIRA, J.R.; POTIENS, A.J.; VICENTE, R; HIROMOTO, G. **Management of Ir-192 Disused Sealed Sources with Long-Lived Radioactive Contaminants**. WM2014 Conference. Phoenix, Arizona, USA. March 2 – 6, 2014. Disponível em <https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:48060828>. Acesso em 10 de dezembro de 2019.

HUNT, L. B. **History of Iridium**. Platinum Metals Review, v. 31, n. 1, p. 32–41, 1987.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Categorization of Radioactive Sources**. IAEA safety standards series, v. No. RS-G-1, n. July, p. 70, 2003. Disponível em: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1227_web.pdf> Acesso em: 2019.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Determination and use of scaling factors for waste characterization in nuclear power plants**. Vienna, 2009. <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1363_web.pdf> Acesso em: 2019.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Management of Disused Sealed Radioactive Sources - Nuclear Energy**. Series No. NW-T-1.3. 2014. <<https://www.iaea.org/publications/10582/management-of-disused-sealed-radioactive-sources>> Acesso em: 2019.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Principles of Radioactive Waste Management Safety Fundamentals**. Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna, 1995.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety Standards Classification of Radioactive Waste for protecting people and the environment**. No. GSG-1 General Safety Guide. 2009. Disponível em <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1419_web.pdf> Acesso em: 2019.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety Glossary - Terminology used in nuclear safety and radiation protection**. Vienna, p. 219, 2016. Disponível em: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1830_web.pdf>. Acesso em: 2019

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Technical reports series No.40 - Industrial Radioisotope Economics**. Technical reports series No.40. p.413. Vienna, 1965. SILVA, F.; TELLO, C. C. O. **Inventory and categorization of radioactive sources in the CDTN**. 2011. Disponível em <<https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/42/081/42081680.pdf?r=1&r=1>>. Acesso em: 05 de outubro de 2019.

INTERNATIONAL CENTER FOR BIOTECHNOLOGY INFORMATION. **Fiche Radionucleídeo - Iridium 192**. p. 1–5, 2001. <<https://pubchem.ncbi.nlm.nih.gov/compound/iridium-192>> Acessado em: 2019.

INTERNATIONAL STANDARD ORGANIZATION. **ISO 3999-1**, Radiation Protection – Apparatus for Industrial Gamma Radiography – Part 1: Specifications for Performance, Design and Tests, Genebra. 2000.

INTERNATIONAL STANDARD ORGANIZATION. **ISO 2919-1**, Radiological Protection - Sealed Radioactive Sources - General Requirements and Classification. 1999.

KROMEK. **Raymon 10 – User Guide**. 2014. Disponível em: <http://www.nikiglass.co.jp/supplier/radiation/KromeK/document/Raymon10_User_guide_USL.pdf> Acesso em: 2019.

LAWRENCE BERKELEY NATIONAL LABORATORY. **Delayed Gamma-Ray Spectroscopy for Non-Destructive Assay of Nuclear Materials**. Final Report. 2013. Disponível em <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/47/046/47046093.pdf>

MAGILL J., PFENNIG G. AND GALY J. **Karlsruher Nuklidkarte** (7th Ed.), European Commission – DG Joint Research Centre – Institute of transuranium elements. 2006.

MINISTÉRIO DA SAÚDE. **Norma regulamentadora nº 32**. Brasília, 2005. Disponível em: < <http://trabalho.gov.br/images/Documentos/SST/NR/NR32.pdf>> Acessado em: 2019

MINTERN A. R.; CHASTON, J.C. **Gamma Radiography with Iridium 192**. p. 16, 1959.

ROSTELATO, M. et al. **Iridium-192 Production for Cancer Treatment. Medical Physics**, p. 0–4, 2004.

SALDAÑA, G.; REYES, U.; SALAZAR, H.; OSCAR, M.; MORENO, E.; CONDE, R. **High Density Devices Applied to a Gamma-Camera**. 2012

QUINN, R. A.; SIGL, C. C. **Radiography in Modern Industry**. Eastman Kodak Company, v. 4Th Edition, p. 1–212. 1980.

SPENCER, L.L. **Radiação gama. Revista de Ciência Elementar**. v. 2, p. 1–2, 2017.

TAUAHATA, L.; SALATI, I.; PRINZIO, D.; PRINZIO, A. R. D. **Radioproteção E Dosimetria : Fundamentos**. Ird/Cnen, v. 9º, p. 345, 2013.

WALKER, P. M.; JAMES, C. J. **Nuclear Isomers: Recipes from the Past and Ingredients for the Future**. Nuclear Physics News, v. 17, p. 11–15. 2007

TESSARO, A. P. G. **Desenvolvimento de métodos radiométricos para a caracterização de rejeitos radioativos**. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear - Aplicações) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Universidade de São Paulo, doi:10.11606/D.85.2015.tde-16112015-141005. São Paulo, 2015. Acesso em: 2019.

APÊNDICES

APÊNDICE I

Manual *Microshield*®

- 1- Abra o programa e espere carregar. Selecione a geometria “cylinder volume – side shields”..

- 2- Digite a altura, raio, distância, metade da altura do pote e espessura da blindagem nas abas indicadas conforme a figura abaixo;

Altura e Raio

Distância

Metade da altura

- 3- Seleccione a aba “materials” e clique em “custom materials”, “ordinary” e pressione “ok”

- 4- Na aba “materials” selecione a opção “iron”, na aba “shield 1”, digite a densidade do aço. Na coluna “Source” e na opção “ordinary” digite a densidade do ^{192}Ir .

- 5- Na aba “Source” selecione a opção “nuclides” e selecione os dois radionuclídeos (^{192}Ir e ^{60}Co) e aperte “ok”

- 6- Digite as atividades do ^{192}Ir e ^{60}Co na coluna de medida “becquerels”. Clique em “Group Photons” e em seguida “Run Case”

- 7- Após o formulário gerado, clique em “Save As HTML File” e salve o arquivo na pasta de destino escolhida.

APÊNDICE II

Manual do detector Kromek RayMon 10™

- 1- Ligue o detector e verifique se a bateria está carregada. Clique em “Setup” (configurações)

- 2- Clique em “Background” (radiação de fundo)

- 3- Clique em “Measure Time” e digite o tempo de 60 segundos e aperte “Start”

- 4- Ao final da medida irá aparecer a janela para confirmação de salvar, clique em “OK”. Em seguida clique em “Accept” e em seguida em “Back”

- 5- Clique em “measurement”. Clique em “setup” (configurações)

- 6- Na aba “measurement” verifique se o tempo de medição está configurado para 60 segundos e se as opções “Use Live Time”, “Auto Save”, “RadBar On” e “Identify on” estão ativadas.

- 7- Clique em "Analysis" e verifique se a opção de calibração para "GRR – irídio" está selecionada. Se sim, clique duas vezes em "Back".

- 8- Para iniciar a medição, aloque a sonda do detector no suporte na distância de 25 cm do pote com as fontes (utilize o gabarito) e em seguida clique em "Start".
- 9- Espere a medição terminar e clique em "RadBar"

- 10- Anote a taxa de dose no formulário e clique em “Save”

- 11- No campo “Save Report” digite o nome da medida e em seguida clique em “Save”. Sua medida de taxa de dose está salva.

Para consultar o espectro e o resultado da taxa de dose, clique em “Load”, selecione através das flechas na aba “Date” a data que foi realizada a medida. Em seguida selecione à medida que se quer carregar e clique em “Load”.

APÊNDICE III
Gabarito para medida de taxa de dose.

MEDIDA DE TAXA DOSE
FONTES RADIOATIVAS SELADAS DE IRÍDIO-192

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Diretoria de Pesquisa, Desenvolvimento e Ensino
Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária CEP: 05508-000
Fone/Fax(0XX11) 3133-8908
SÃO PAULO – São Paulo – Brasil
<http://www.ipen.br>

**O IPEN é uma Autarquia vinculada à Secretaria de Desenvolvimento, associada
à Universidade de São Paulo e gerida técnica e administrativamente pela
Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do
Ministério da Ciência, Tecnologia, Inovações e Comunicações.**