**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO**

**INDICADORES DE SEGURANÇA PARA UM DEPÓSITO FINAL DE FONTES
RADIOATIVAS SELADAS**

ELIANA RODRIGUES LEITE

**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
2012**

Aos meus pais
Miguel Archanjo Leite e Angelina Rodrigues Leite (in memoriam)
Por terem me trazido à vida
e aos meus filhos
Vinícius e Pedro Vitor, que são a razão de minha existência.

AGRADECIMENTOS

À Maria Elisa Esteves Lopes Galvão pela inspiração e incentivo no prosseguimento dos estudos.

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

Ao Dr. Goro Hiromoto pela oportunidade e atenção a mim dispensada.

Ao Dr. Roberto Vicente pela honra da orientação, que tornou possível a produção deste estudo.

À minha família pelo amor, carinho, apoio incondicional e compreensão da minha ausência durante esse período e a minha amiga irmã.

Aos meus amigos pelo carinho, apoio, colaboração e momentos de descontração que permitiram que eu chegasse ao final dessa empreitada.

Aos colegas do GRR que sempre estiveram à disposição.

INDICADORES DE SEGURANÇA PARA UM DEPÓSITO FINAL DE FONTES RADIOATIVAS SELADAS

ELIANA RODRIGUES LEITE

RESUMO

As fontes radioativas seladas em desuso, descartadas como rejeito radioativo, constituem uma parcela dos rejeitos radioativos que merece atenção especial, por sua atividade possuir potencial para causar doses de radiação elevadas, em indivíduos inadvertidamente expostos. Já é significativo o volume desses rejeitos. Manter essas fontes armazenadas em depósitos provisórios, indefinidamente, seria transferir o problema às futuras gerações. O presente estudo propõe o uso de indicadores de segurança complementares à dose e risco para o desenvolvimento de uma metodologia de avaliação da segurança de depósitos finais destinados à deposição de fontes radioativas seladas que demonstre que o isolamento será suficientemente seguro pelo tempo necessário para obter a licença da instalação, com custo acessível aos países em desenvolvimento.

SAFETY INDICATORS FOR A FINAL REPOSITORY FOR DISUSED SEALED RADIOACTIVE SOURCES

ELIANA RODRIGUES LEITE

ABSTRACT

Disused sealed radioactive sources are a kind of radioactive waste that deserves especial attention because the radioactivity present in a relevant fraction of the number of sources is high enough to cause severe effects in accidentally exposed individuals. The present inventory of disused sources is of the order of tens of thousands. Keep these sources indefinitely under interim storage is bequeath the problem of final disposal to the future generations. The present study proposes the use of Safety Indicators as a contribution to the development of methodologies for the assessment of safety in a deep borehole repository for sealed sources. These methodologies are required to demonstrate the long-term safety at a cost affordable to developing countries.

SUMÁRIO

	Página
1. INTRODUÇÃO.....	1
1.1 Fontes Radioativas Seladas.....	2
1.2 Alternativas de deposição final.....	5
1.3 Avaliação de Segurança.....	8
1.4 Finalidade e Objetivos.....	12
1.5 Revisão da Literatura.....	13
1.6 Indicadores de Segurança Complementares.....	16
2. MATERIAIS E MÉTODOS.....	19
2.1 Inventário brasileiro de fontes radioativas seladas.....	20
2.2 Modelos Matemáticos.....	23
2.3 Justificativa dos valores escolhidos.....	25
2.4 Concepção dos Cenários de Intrusão Humana.....	26
3. RESULTADOS E DISCUSSÃO.....	29
3.1 Classificação das FRS.....	29
3.2 Cenários de Intrusão.....	31
3.3 Indicadores Seleccionados.....	34
3.3.1 Tempo de Isolamento.....	35
3.3.1.1 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional.....	35
3.3.1.2 Tempo de Isolamento - Potencial de dose de intrusão.....	50
3.3.2. Características específicas do meio geológico.....	55
3.3.3 Geometria do Depósito.....	56
3.3.4 Durabilidade dos materiais das barreiras artificiais.....	58
3.3.5 Potencial de intrusão humana.....	61
3.3.6 Posicionamento das fontes no depósito.....	62
4. CONCLUSÕES.....	64
5. ANEXOS.....	67
6. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	95

LISTA DE TABELAS

	Página
Tabela 1.1	Síntese de Indicadores de Segurança e Indicadores de Segurança Complementares..... 17
Tabela 2.1	Resumo do inventário brasileiro de fontes radioativas seladas..... 21
Tabela 3.1	Inventário de FRS agrupadas segundo o crossover time para dispensa como resíduo convencional..... 29
Tabela 3.2	Fontes de interesse para o crossover time do potencial de dose decorrente da intrusão humana..... 51
Tabela 3.3	Inventário de FRS brasileiras segregadas segundo o crossover time para dispensa como resíduo convencional..... 63
Tabela A1	Fatores de conversão de dose para fonte puntiforme..... 67
Tabela A2	Resumo dos incidentes/acidentes envolvendo FRS de 1954 a 2010... 68

LISTA DE FIGURAS

	Página
Figura 1.1 Fontes seladas descartadas em armazenamento temporário no IPEN.....	5
Figura 2.1 Atividades do Inventário brasileiro de FRS.....	22
Figura 2.2 Ilustração do tempo de contenção como um indicador de segurança, e "intersecção" como um nível de referência.....	24
Figura 3.1 Vítimas e consequências de incidentes/acidentes envolvendo fontes radioativas seladas em relação ao tipo evento.....	31
Figura 3.2 Radionuclídeos envolvidos nos incidentes/acidentes com Fontes Órfãs.....	32
Figura 3.3 Ilustração da sequencia de eventos dos cenários de exposição por intrusão humana.....	34
Figura 3.4 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{22}Na	36
Figura 3.5 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{55}Fe	37
Figura 3.6 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{109}Cd	37
Figura 3.7 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{147}Pm	38
Figura 3.8 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{204}Tl	38
Figura 3.9 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{228}Th	39
Figura 3.10 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{252}Cf	39
Figura 3.11 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^3H	40
Figura 3.12 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{60}Co	40
Figura 3.13 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{85}Kr	41
Figura 3.14 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{90}S	41
Figura 3.15 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{133}Ba	42
Figura 3.16 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{152}Eu	42
Figura 3.17 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{244}Cm	43
Figura 3.18 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{63}Ni	43
Figura 3.19 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{137}Cs	44
Figura 3.20 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{151}Sm	44
Figura 3.21 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{238}Pu	45
Figura 3.22 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional $^{238}\text{Pu-Be}$	45
Figura 3.23 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{241}Am	46
Figura 3.24 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional $^{241}\text{Am-Be}$	46
Figura 3.25 Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional ^{226}Ra	47

Figura 3.26	Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional $^{226}\text{Ra-Be}$	47
Figura 3.27	Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional Grupo I.....	48
Figura 3.28	Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional Grupo II.....	48
Figura 3.29	Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional Grupo III.....	49
Figura 3.30	Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional Grupo IV.....	49
Figura 3.31	Tempo de Isolamento – Dispensa incondicional Grupo V.....	50
Figura 3.32	Cenário 1 - atividade média.....	52
Figura 3.33	Cenário 1 - atividade modal.....	52
Figura 3.34	Cenário 2 - atividade média.....	53
Figura 3.35	Cenário 2 - atividade modal.....	53
Figura 3.36	Grupo V - Cenário 1 - atividade média.....	54
Figura 3.37	Grupo V - Cenário 2 - atividade modal.....	54
Figura 3.38	Diagrama ilustrativo do repositório.....	57
Figura 3.39	Vista em corte do poço e do revestimento.....	58
Figura 3.40	Ilustração das embalagens.....	59
Figura 3.41	Detalhe do método de deposição das fontes no repositório.....	61

1. INTRODUÇÃO

Acontecimentos históricos, políticos, econômicos e sociais determinam o desenvolvimento científico e os processos de transformação; a partir da Segunda Grande Guerra, tal desenvolvimento ganhou velocidade acelerada.

Essa aceleração de crescimento aumentou o desenvolvimento de processos que produzem grandes quantidades de mercadorias, mas também de resíduos em forma de matéria ou energia. Esses processos têm profundo impacto em nossa sociedade. Interrompê-los seria interferir no desenvolvimento da civilização, mas ignorar seus produtos seria inviável e irresponsável.

O acúmulo desses resíduos “o lixo”, representa atualmente um questão difícil a ser solucionada por causa da grande quantidade e toxicidade: isso implica em como encontrar lugar para depositá-lo.

A indústria nuclear, como todas as demais áreas, também produz resíduos que merecem atenção especial – são os rejeitos radioativos. Já é significativo o volume produzido desde a descoberta da tecnologia nuclear e, até o momento, a destinação final é discutida.

Todos os procedimentos relacionados à produção, caracterização, manuseio, transporte, armazenamento e deposição final são de extrema relevância para que se encontre uma solução definitiva para os rejeitos já produzidos e os que vierem a ser no futuro.

As fontes radioativas seladas e em desuso representam um dos produtos residuais da indústria nuclear e sua deposição final carece de solução.

1.1 Fontes Radioativas Seladas

Fontes radioativas seladas (FRS) são aquelas em que a substância radioativa está encapsulada dentro de um invólucro robusto que impede o escape do material radioativo sob as condições normais de uso, quando utilizadas para a finalidade que foram produzidas e obedecendo a protocolos de segurança estabelecidos.

As fontes radioativas seladas são imprescindíveis em muitas aplicações na medicina, em diagnóstico por imagem, radioterapia e esterilização de instrumentos; na indústria, em radiografia para controle de processos e produtos; na agricultura, em controle de pragas e esterilização de sementes; na pesquisa e em várias outras, com perspectivas de que continuem a ser utilizadas por várias décadas ainda [1].

Quando descartadas, constituem-se em rejeitos radioativos que merecem atenção especial, porque têm potencial para causar doses de radiação elevadas, até mesmo fatais, em indivíduos inadvertidamente expostos. O tamanho reduzido e a geometria incomum, para a maioria dos indivíduos do público, tornam-nas objetos perigosos, que têm causado muitos dos acidentes radiológicos de que se tem notícia. O controle rigoroso da posse e transferência de custódia tem sido usado como ferramenta para manter baixos os riscos associados ao seu uso e ao seu descarte. [2,3].

No início da era nuclear, houve um desenvolvimento muito grande de aplicações dos materiais radioativos. O objetivo era encontrar usos benéficos que proporcionassem retorno econômico e conhecimento científico avançado. Atualmente, tecnologias que fazem uso da radiação ionizante em diversas áreas continuam crescendo. Milhões de pessoas estão empregadas em ocupações relacionadas à radiação e, por conseguinte, outras centenas de milhões se beneficiam dessas aplicações [4].

Por outro lado, desde onze de setembro de 2001, peritos em segurança e salvaguardas nucleares dos EUA e outros países sugerem que terroristas poderiam obter, em FRS, material para construir dispositivos de dispersão radioativa, ou “bombas sujas”. Se essas FRS chegassem às mãos de terroristas, poderiam ser utilizadas para dispersar material radioativo ao explodir. A ocorrência desse tipo de evento produziria custos

econômicos graves, perturbações psicológicas, sociais e ambientais associados com a evacuação e a subsequente limpeza da área contaminada.

Dadas essas preocupações sobre a segurança de fontes radioativas seladas, o Subcomitê do Senado Norte Americano para Assuntos de Segurança Internacional solicitou ao *Gouvernement Accountability Office* (GAO) ¹ [5], em 2002, estudos que possibilitassem a determinação do número de fontes radioativas seladas em todo o mundo, incluindo, as declaradas perdidas, roubadas ou abandonadas, e ações de assistência prestada pelo Departamento de Energia (DOE) e outras agências federais dos EUA, para reforçar o controle de outros países sobre elas.

O estudo foi realizado a partir de um questionário distribuído a 127 países membros da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA). Os EUA foram tratados separadamente em outro relatório do GAO. O estudo foi realizado com a colaboração da IAEA e 49 Estados Membros responderam à pesquisa, incluindo países da Ásia, América do Norte e do Sul, Europa, Oriente Médio e África e da antiga União Soviética. A seguir apresentam-se os resultados da pesquisa que foram considerados relevantes para o presente estudo:

- A insuficiência de registros do inventário de FRS é um problema recorrente.
- Milhões de fontes radioativas seladas foram distribuídas em todo mundo nos últimos cinquenta anos. Aproximadamente, dois milhões nos Estados Unidos, de acordo com o *Nuclear Regulatory Commission* (NRC).
- A Comissão Europeia informou que, cerca de quinhentas mil fontes seladas foram fornecidas a quinze Estados Membros na União Europeia, das quais cerca de 110 mil estão atualmente em uso.
- Estimou-se também que existiam, em 1999, cerca de 840 mil fontes seladas na antiga URSS, embora as autoridades russas acreditem que o número total é significativamente maior.
- Em muitos países o banco de dados é inexato sobre as fontes que estão em uso ou sobre os usuários delas.

¹ GAO – agência independente e apartidária que trabalha para o Congresso Norte Americano e que investiga como o governo federal gasta o dinheiro do contribuinte.

- Dezesete países relataram que estavam no processo de desenvolvimento de um inventário.
- Vários países, que afirmaram ter inventários, indicaram que o número de fontes foi estimado e alguns indicaram que não possuem os recursos necessários para desenvolver um registro nacional de fontes e usuários.

Na China, de acordo com o Departamento de Gestão para Segurança Nuclear e radioatividade, as estatísticas mostram que existem aproximadamente 63 mil fontes radioativas que são utilizadas por mais de 8300 organizações e empresas [6].

Um fator adicional que contribui para os inventários dos países serem limitados ou incompletos é que fontes radioativas seladas foram importadas e exportadas pelas distribuidoras e governos sem monitoramento consistente ou acompanhamento por parte dos fornecedores, dos destinatários das fontes ou das autoridades regulamentadoras.

Além do comércio, FRS foram distribuídas em todo mundo por uma variedade de outros meios, sem monitoramento e supervisão adequados. Por exemplo, foram [5]:

- Distribuídas por empresas que trabalham em países em desenvolvimento sem autorização formal ou aprovação pela autoridade reguladora do país destinatário;
- Doadas por médicos e organizações sem fins lucrativos, e;
- Fornecidas através de cooperação técnica de programas internacionais.

Como resultado, as FRS nem sempre foram devidamente contabilizadas e inventariadas com precisão. Analogamente ao inventário das fontes em uso, o inventário de fontes em desuso, roubadas, perdidas ou abandonadas, fontes órfãs, também é impreciso.

No Brasil, após o acidente de Goiânia, houve um grande esforço para inventariar todas as fontes e coloca-las sob o controle regulatório. Há alguns milhares de fontes em desuso armazenadas em depósitos intermediários, nos institutos de pesquisa da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e há, também, dezenas de milhares, ainda sob a posse dos detentores das licenças de uso as quais, ao final de sua vida útil, serão recolhidas nesses depósitos. [7].

FIGURA 1.1 – Fontes seladas descartadas em armazenamento temporário no IPEN.

Considerando a dimensão desse inventário e o fato de a produção de FRS ser um segmento de mercado em expansão em termos mundiais, especialmente nas economias emergentes como Brasil, África do Sul, Índia e China, é imprescindível encontrar uma destinação definitiva e imediata para as fontes em desuso.

1.2 Alternativas de deposição final

Atualmente as FRS em desuso estão sendo armazenadas em depósitos sob o controle ou fiscalização dos governos e, na maioria dos países, a destinação final está indefinida [8]. O problema é, basicamente, este, pois armazená-las em depósitos intermediários, indefinidamente, seria transferir o problema às futuras gerações.

Radioisótopos de meia-vida longa, presentes em grande parte do inventário de FRS, acrescenta uma dificuldade à destinação final: o isolamento do ambiente humano precisa estender-se por períodos de tempo muito superiores àqueles de que se tem experiência de engenharia. Atualmente, a maioria das fontes seladas é recusada pelos critérios de aceitação em depósitos de superfície para rejeitos radioativos de nível baixo ou intermediário em operação, porque exigem isolamento por períodos que abrangem vários séculos e até milênios. Fontes de ^{226}Ra e ^{241}Am são exemplos de tais fontes, assim como as fontes de ^{90}Sr e ^{137}Cs , que dependendo de sua atividade total, são recusadas [7]. Uma parte

das fontes é aceita para deposição e outra é recusada porque excede os limites de concentração e de atividade estabelecidos nos critérios de aceitação nesses repositórios. Alguns países já praticam alguma espécie de deposição, em que as fontes seladas são colocadas em cubículos ou cilindros de concreto, a uma profundidade de poucos metros. Essas instalações localizam-se, usualmente, em institutos de pesquisa nuclear [9]. É uma prática aceitável para parte do inventário, mas muitos desses repositórios foram construídos e estão sendo operados sem os requisitos modernos de segurança [10].

Os depósitos de superfície, destinados aos rejeitos radioativos de nível baixo ou intermediário, são projetados para isolamento de poucos séculos, logo, são inadequados para receber esse tipo de rejeito. Consequentemente, os depósitos geológicos são necessários para a deposição das fontes seladas em questão.

Isso tem motivado a criação de programas institucionais, nacionais e internacionais, que objetivam produzir os conhecimentos científicos e os meios legais, tecnológicos e organizacionais que garantam uma gestão segura das FRS em longo prazo [11,12].

Nos países desenvolvidos, com programas nucleares extensos, embora a deposição final das fontes seladas ainda esteja indefinida, a perspectiva de ter à disposição, em prazos relativamente curtos, depósitos profundos, para rejeitos de atividade alta, fornece uma alternativa de deposição plenamente aceitável. Esses países estão adiando a resolução sobre a deposição de suas fontes seladas, mas muito provavelmente irão utilizar os seus depósitos geológicos para rejeitos de alto nível e de combustível nuclear queimado quando se tornarem disponíveis [13].

Nos países em desenvolvimento, essa opção é improvável e uma alternativa pode ser um poço tubular profundo, *borehole*, onde as fontes sejam mantidas isoladas do ambiente humano pelo tempo necessário, e o custo seja uma fração pequena do custo de outros conceitos de depósito.

A Gerência de Rejeitos Radioativos (GRR) do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP) está desenvolvendo um conceito de depósito final com potencial para garantir o isolamento necessário e, ao mesmo tempo, com um

custo de implantação e operação acessível aos países em desenvolvimento, nos quais é improvável a existência, em um horizonte de tempo razoável, de depósitos geológicos [14].

O conceito de depósito [1] é um poço tubular profundo, inserido numa formação rochosa caracterizada como um batólito granítico, com a zona de deposição a centenas de metros abaixo da superfície. O poço é revestido com uma camisa de aço e o espaço anular entre o revestimento e o meio circundante é preenchido com pasta de cimento. As fontes são depositadas dentro de embalagens de chumbo, empilhadas no fundo do poço até uma altura de cerca de cem metros, suficiente para todo o inventário brasileiro de fontes, deixando ainda uma camada de isolamento até a superfície. Depois de completada a deposição das fontes, o restante do poço é preenchido e selado com concreto e os vestígios da instalação na superfície são removidos até poucas dezenas de metros de profundidade.

Contudo, ainda que o custo de construir um depósito desse tipo seja uma fração pequena do custo dos depósitos para rejeitos radioativos, demonstrar formalmente que o sistema de deposição é seguro, para obter a licença da instalação, pode exigir muitos recursos.

O conhecimento atual sobre a relação dose/efeito e sobre o comportamento de barreiras múltiplas naturais ou artificiais no depósito permite que seus projetistas demonstrem razoavelmente se a segurança está em conformidade com as exigências regulatórias para a presente e para as gerações seguintes. Entretanto, é difícil demonstrar a conformidade com critérios de segurança sobre períodos de tempo muito longos. Admite-se que, em algum momento da existência do depósito, poderá ocorrer a liberação de material radioativo, por processos naturais na crosta, o qual migrará para o ambiente acessível aos organismos vivos na terra. Para que o depósito seja considerado seguro, a ruptura do isolamento só poderá ocorrer após a radioatividade ter caído a níveis considerados seguros. Igualmente, exige-se que todos os fenômenos que causem dispersão do material radioativo na biosfera ou que facilitem a intrusão de organismos vivos no depósito – incluindo o homem – tenham pequena probabilidade de ocorrência.

O desafio é demonstrar que o isolamento será suficiente pelo tempo necessário [15]. Em avaliações de longo prazo, as incertezas associadas a modelos de previsão do

desempenho dos sistemas de segurança tendem a aumentar com o tempo. No caso da deposição geológica, avaliações em escalas de tempo de um milhão de anos são comuns [16,17].

Consequentemente, análises mais detalhadas e complexas são necessárias. Isto faz o processo de licenciamento de uma instalação de deposição muito dispendioso e demorado.

O conceito de depósito proposto pela GRR é uma alternativa nova à solução do problema e, consequentemente, falta criar uma metodologia de avaliação de segurança para depósitos dessa natureza que tenha, como a construção, viabilidade econômica. Para garantir a eficiência do conceito e satisfazer os requisitos de proteção radiológica exigidos pelo órgão regulador, necessários ao licenciamento da instalação, este estudo explora a utilização de Indicadores de Segurança como contribuição ao estabelecimento dessa metodologia.

1.3 Avaliação de Segurança

Um princípio importante, é que um nível de proteção fornecido às gerações futuras deve ser similar ao aceitável para a atual geração [18]. Por isso, o licenciamento de um depósito de rejeitos radioativos exige que o sistema de deposição mostre a impossibilidade de risco significativo em longo prazo para saúde humana e ao meio ambiente.

Atualmente, a demonstração da segurança é baseada na modelagem do comportamento do sistema, em todos os períodos da vida ativa do depósito. A coleta e o processamento de dados de campo, a caracterização do sítio de deposição e a modelagem física e matemática necessária para as análises de impacto ambiental e cálculos de risco exigem um grande contingente de especialistas e recursos laboratoriais. Em consequência, demonstrar a autoridade reguladora e à sociedade que o depósito é seguro requer a contratação de ordem de serviços de engenharia que os custos do projeto se multiplicam e se tornam proibitivos para maioria dos países em desenvolvimento [1].

Os métodos de avaliação de segurança para depósitos profundos [17,19], chamados depósitos geológicos, classe em que se enquadra o conceito proposto, estão relacionados à deposição dos rejeitos de atividade alta, em programas nucleares de grande porte, para os quais a modelagem de alta complexidade e maior quantidade de dados se justificam e para os quais há fontes de financiamento asseguradas. Assim como se justificam os métodos de análise de segurança que tem custo de execução mais baixo, e que são aplicáveis a depósitos de superfície, porém ambos são inadequados para depósitos profundos, em rocha cristalina, como o proposto pela GRR [13,20].

A AIEA publicou um método de avaliação de segurança de poço tubular para deposição de fontes seladas, baseado no método desenvolvido pela Corporação de Energia Atômica da África do Sul [21,22], que se aplica a depósitos rasos ou de profundidade intermediária, em bacias sedimentares.

A análise de segurança genérica para o conceito de depósito em questão deve alcançar dois objetivos: ser aceitável pelos órgãos reguladores e simples o suficiente para que a engenharia de licenciamento de uma instalação tenha viabilidade técnica e econômica [17,23]. Deve-se ter em mente que a deposição será paga pelos usuários das fontes, e que os custos da aplicação dos métodos existentes para o desempenho e avaliação da segurança de um depósito geológico dedicado exclusivamente para fontes seladas podem ser extremamente elevados.

O trabalho para desenvolver o conceito de deposição inclui a busca de metodologias que poderiam ser aplicadas à instalação de deposição para a demonstração da segurança sem aumentar excessivamente os custos do projeto. Uma linha de pesquisa é identificar e caracterizar cenários de intrusão humana que poderiam resultar em significativa exposição à radiação.

Portanto, para a deposição das fontes em depósitos geológicos, avaliar os impactos potenciais e demonstrar a segurança do depósito a um custo aceitável é ainda um problema a ser resolvido.

Os princípios e critérios para a deposição dos rejeitos radioativos de meia vida longa envolvem questões que ultrapassam as normalmente consideradas no sistema básico de proteção radiológica. Há dificuldades em demonstrar a conformidade com os critérios

de segurança por períodos de tempo muito longos devido ao aumento da incerteza associada com os resultados de modelos de previsão. Por outro lado, a radiotoxicidade dos rejeitos diminui com o tempo em razão do decaimento radioativo. Estas tendências do contrário sugerem que a necessidade de avaliações quantitativas detalhadas se torne cada vez menos utilizadas no futuro para onde a análise é transportada. O único ajuste a este princípio só pode ocorrer se estudos qualitativos mostrarem que os impactos máximos sejam tão baixos que possam ser negligenciados ou sejam plenamente aceitáveis [16].

Os princípios gerais de proteção às pessoas dos efeitos nocivos da radiação ionizante foram desenvolvidos por organizações internacionais ao longo de muitos anos. Eles são baseados no princípio de que qualquer dose de radiação pode causar danos e o objetivo é limitar a probabilidade de ocorrência destes danos para níveis aceitáveis. O limite é vinculado a um nível de risco [24]. Os critérios de segurança baseados no risco e na limitação da dose de radiação são comumente aceitos como principal base para julgar a aceitabilidade de rejeitos radioativos em repositórios. Contudo, em razão do tempo de armazenamento ser muito longo, impede que os riscos ou as doses para indivíduos no futuro possam ser previstos com alguma certeza, pois, dependem, entre outras coisas, das suposições formuladas sobre a integridade da matriz de rejeitos, das barreiras artificiais e naturais, da dispersão das águas subterrâneas, entre outros; há que se considerarem também as circunstâncias do estilo de vida dos humanos na biosfera no futuro.

Isto levou a comunidade internacional a considerar a avaliação das consequências radiológicas em sistemas de deposição em longo prazo, apenas como “indicadores de segurança” que podem ser comparados com outros critérios [16]. Por estas razões, foi proposto que os critérios de dose e risco devem ser complementados com outros tipos de indicadores de segurança menos dependentes das hipóteses sobre as futuras condições humanas e da biosfera.

O presente estudo tem como objetivo explorar o uso de “Indicadores de Segurança” (IS) como contribuição à solução do problema apontado [24,25]. Os IS poderiam contribuir na apresentação da avaliação de segurança de forma mais simples, sem deixar, no entanto, a consistência de forma que possam:

- Servir para satisfazer a autoridade licenciadora de que o depósito de fontes proposto é suficientemente seguro, de acordo com os princípios, políticas e regulamentos aplicáveis;
- Dispensar esforços de avaliação de segurança incompatíveis com os recursos financeiros que possam aplicar ser inviabilizar a continuidade das práticas de utilização de fontes radioativas seladas, nas aplicações mencionadas anteriormente, uma vez que os custos da deposição devem ser suportados por aquelas práticas.

Os IS são as características ou comportamentos dos componentes de um sistema de deposição que se relacionam aos riscos ou aos potenciais danos resultantes de sua construção e operação. Os indicadores mais amplamente utilizados no contexto de segurança em longo prazo em sistemas de deposição são os de dose e risco radiológicos. A dose pode ser associada a um nível de risco correspondente, usando um fator de conversão apropriado, o qual deve ser ainda multiplicado pela probabilidade de ocorrência do cenário hipotético que leva à exposição [24].

Em geral uma avaliação de segurança deve fornecer garantia razoável de que as eventuais consequências à saúde humana e ao ambiente estão em conformidade com os padrões atualmente aceitáveis, estabelecidos pela legislação vigente. Seria uma abordagem a suficiência do projeto e da avaliação de segurança [24].

O conceito de barreiras múltiplas é particularmente relevante quando assegura um nível adequado de confinamento em termos de horizonte temporal, por exemplo, quanto à taxa de degradação dos materiais utilizados na contenção.

Para isolar os rejeitos do ambiente acessível à profundidade e a integridade do sistema desempenham papéis importantes, juntamente com a localização da instalação em uma área pouco suscetível à intrusão humana ou a eventos naturais durante o período de tempo de interesse. Na avaliação de segurança de uma instalação de deposição, a diversidade das funções da contenção e o tempo de isolamento precisam ser garantidos por uma gama de indicadores [24].

Indicadores de segurança têm sido sugeridos com frequência para avaliar e confirmar a segurança de sistemas de deposição. Publicações da IAEA [16,24] apontaram

os problemas associados com uso somente de dose e risco, como indicadores de segurança, especialmente num futuro distante. As dificuldades são relacionadas, por um lado, com as incertezas da avaliação em fornecer evidências da existência direta de garantia, e por outro lado, em comunicar essas evidências ao público, de forma compreensível. Concluiu-se que uma avaliação de segurança mais eficaz pode ser feita pela utilização combinada de vários indicadores de segurança, incluindo além de dose e risco, fluxos ambientais e concentrações de radioisótopos naturais, períodos de processos relevantes, sem deixar de reconhecer que dose e risco continuam sendo indicadores de segurança fundamentais.

A avaliação de segurança baseada em diversos IS admite várias linhas de raciocínio e é suscetível de ser particularmente convincente, devido à amplitude dos seus argumentos. Sendo assim, os IS podem ser utilizados para [16]:

- Fornecer bases de comparação do desempenho de uma prática com outras atividades;
- Fornecer bases para a comparação de várias opções de depósito;
- Fundamentar decisões de engenharia sobre concepção, localização, desenho e materiais de construção;
- Estabelecer um padrão de avaliação de segurança com a autoridade reguladora;
- Auxiliar na comunicação com os públicos leigos e, por isso, sem familiaridade com a terminologia técnica especializada da deposição dos rejeitos e avaliação de segurança, mas que vão, ou deveriam, ser ouvidos no processo de tomada de decisão.

Um exemplo comum de indicador de segurança é, como já se disse, a dose de radiação máxima recebida pelos indivíduos expostos. Um indicador menos complexo é a relação entre a atividade dos rejeitos e a radioatividade natural presente no entorno do depósito.

1.4 Finalidade e Objetivos

A finalidade do presente estudo é contribuir para o desenvolvimento das metodologias de avaliação da segurança de depósitos destinados à deposição de fontes radioativas seladas para demonstrar que o isolamento será suficientemente seguro pelo tempo necessário a fim de obter a licença da instalação. Os objetivos são:

- a) Identificar Indicadores de Segurança quantitativos e qualitativos adequados à avaliação de segurança de um depósito final para fontes seladas em desuso.
- b) Aplicar os Indicadores de Segurança, identificados no objetivo anterior, ao conceito de deposição proposto pela Gerência de Rejeitos Radioativos do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.

1.5 Revisão da Literatura

A importância e a utilidade de indicadores de segurança diversos sobre escalas de tempo diferentes têm sido discutida internacionalmente em várias publicações da IAEA. Tais publicações são relatórios técnicos que discorrem sobre princípios e critérios para deposição de rejeitos radioativos.

A publicação IAEA – TECDOC – 0767 *Safety Indicators in Different Time Frames for the Safety Assessment of Underground Radioactive Waste Repositories* [16] discute vários indicadores de segurança e sua aplicabilidade no contexto de prazos longos que têm de ser considerados nas avaliações de segurança de repositórios geológicos profundos.

Os tópicos relacionados com escalas de tempo que devem ser considerados em relação à segurança de repositórios profundos para rejeitos radioativos são discutidos no IAEA-TECDOC – 909 – *Issues in Radioactive Waste Disposal* [26].

Abordagens para o tratamento das incertezas na tomada de decisões, coerentes com os princípios de segurança e com especial referencia à aceitação regulamentar de um repositório geológico para deposição de rejeitos radioativos são apresentadas na publicação IAEA-TECDOC – 975 – *Regulatory Decision Making in Presence of Uncertainty in the Context of Disposal of Long Lived Radioactive Wastes* [27]. Muitas considerações discutidas nesse documento podem ser aplicáveis a qualquer instalação de deposição, seja profunda ou superficial, sempre que a meia vida dos radionuclídeos presentes torne inviável a continuidade do controle institucional da instalação até que o decaimento reduza a atividade dos rejeitos a níveis considerados seguros.

A escolha dos grupos críticos associados à biosfera para aplicação nas avaliações de segurança para a deposição subterrânea de rejeitos radioativos é o foco da publicação IAEA-TECDOC – 1077 - *Critical Groups and Biospheres in the Context of Radioactive Waste Disposal* [28]. O documento discute avaliações de segurança para um futuro distante, na incerteza do conhecimento quanto ao comportamento humano e as condições da biosfera, e propõe que seja adotada uma abordagem estilizada. A abordagem é coerente com a adotada nas áreas de proteção contra a radiação onde é impraticável estabelecer características precisas da exposição de indivíduos.

A publicação IAEA-TECDOC – 1372 *Safety Indicators for the Safety Assessment of Radioactive Waste Disposal* [24], apresenta a aplicação de indicadores de desempenho geral, e os IS em particular. Discute e avalia uma variedade de potenciais indicadores de segurança e de desempenho e as potenciais vantagens da utilização de indicadores complementares, além de dose e risco, no contexto da implementação da avaliação de segurança.

Os documentos citados discorrem sobre os princípios e critérios para a deposição de rejeitos radioativos e contêm o desenvolvimento de pontos de vista de especialistas da comunidade internacional e devem ser de utilização para as pessoas envolvidas na produção nacional e internacional de normas e orientações nesta área.

Embora exista um acordo geral sobre os conceitos de deposição de rejeitos e sobre a abordagem que estabelece que a deposição é segura, ainda se busca consenso sobre algumas questões. Dentre os objetivos das publicações citadas destacam-se as discussões das potenciais vantagens da utilização de indicadores de segurança complementares, mostrando como esses indicadores podem ser integrados, na prática, dentro de uma avaliação de segurança sem a intenção de propor a substituição de dose e risco pelos indicadores de segurança alternativos.

Os indicadores de segurança estabelecidos e apoiados pela tradição e legislação nacional são dose e risco.

A dose de radiação é uma medida da energia depositada pela radiação. Quando adequadamente ponderada pelo tipo de radiação e pela sensibilidade do tecido humano,

pode ser diretamente correlacionada com a probabilidade do dano que será causado. Desde o princípio da proteção radiológica o controle foi baseado em limitar doses aos indivíduos. A dose individual é usada na maioria dos países como indicador principal na avaliação de segurança para um repositório. Um cenário de intrusão que expõe um indivíduo poderá ser ponderado a partir de um cenário que conduz a entrada de radionuclídeos na cadeia alimentar, e pode resultar na ingestão desse material. Essa ponderação de doses tem sido proposta em alguns países, mas em termos qualitativos [16, 24,27].

Outro ponto é o fato de todo material radioativo sofre decaimento em função do tempo, logo, quanto maior o período de armazenamento, menor será a dose em caso de uma eventual exposição, para quase totalidade dos radioisótopos.

A dose como um indicador de segurança para depósitos geológicos tem a vantagem considerável de ser um indicador de segurança universal no campo da radioproteção. Relaciona-se diretamente ao risco de detrimento à saúde, é tradicionalmente apoiado pelo quadro regulamentar nacional, é medido e calculado por métodos padronizados, e expresso por números que podem ser diretamente comparados com um valor de referência relevante, seja ele estabelecido ou de fundo natural. No entanto, no que diz respeito a ser facilmente compreensível por uma pessoa leiga, dose de radiação tem algumas deficiências, mesmo quando expressa como uma fração ou múltiplo da radiação de fundo, por causa da opinião amplamente divulgada de que qualquer dose é perigosa, mesmo que seja muito baixa.

Esta percepção do perigo sobre a radiação de baixo nível é o resultado da suposição conservadora implicada no modelo linear adotada pela *International Commission on Radiological Protection* (ICRP) e também pela CNEN, que é a autoridade reguladora brasileira [29].

O uso da dose como um indicador para cenários probabilísticos ou perturbadores também apresenta problemas. Em outras áreas da proteção radiológica onde a dose é usada como indicador de segurança, ocorrências de exposição de radiação são esperadas com uma probabilidade elevada e os princípios de limitação de dose podem ser aplicados. Entretanto, no caso dos depósitos para rejeitos radioativos onde, no caso dos

cenários perturbadores, as doses poderiam ser recebidas, mas com probabilidade muito pequena, é impossível aplicar os limites de dose.

Diversos países decidiram usar o risco individual de efeitos sanitários, principalmente câncer induzido por radiação, como indicador preliminar do desempenho de um depósito. Uma aplicação típica de risco, que neste contexto, é definido como o produto da probabilidade de um efeito de saúde decorrente desta dose, para limitar o impacto de um depósito e estabelecer um limite numérico do risco aplicável a indivíduos afetados pelo depósito no futuro.

A utilização do risco como indicador de segurança, da deposição de rejeitos radioativos, tem vantagens e desvantagens. Uma vantagem é aplicabilidade geral do indicador. O risco é associado com todas as atividades humanas e o risco de uma causa particular pode ser comparado prontamente com riscos de outra causa.

O uso do mesmo indicador de segurança para todas as atividades humanas permite a comparação imediata e pode ajudar na racionalização de decisões sociais, por exemplo, na área de atribuição de recursos. Uma vantagem adicional de usar o risco como um indicador é que um único parâmetro pode conter os resultados de todos os tipos de cenário. Pode abranger, por exemplo, cenários perturbadores que têm uma baixa probabilidade de ocorrência, mas que podem ter consequências significativas.

A desvantagem da utilização do risco como um indicador de segurança para depósitos de rejeitos radioativos é que os valores de risco são pouco úteis na comunicação com o público para demonstrar a segurança do depósito. Pode ser difícil explicar o conceito de risco para as pessoas. Por exemplo, há uma tendência a dispensar muito mais atenção às consequências de um evento do que a probabilidade com a qual se espera que ele ocorra.

Para que os impactos ambientais e as consequências à saúde humana, decorrentes da construção e operação de um depósito de rejeitos radioativos, sejam compreendidos e percebidos como aceitáveis, seria útil utilizar outros indicadores além de dose e risco.

1.6 Indicadores de segurança complementares

Os indicadores de segurança complementares são aqueles que apoiam uma avaliação global de segurança. Para avaliar a segurança em longo prazo de sistemas de deposição, eles podem auxiliar com algumas questões num futuro remoto, superando, por exemplo, as limitações de dose e risco. Alguns exemplos são [16,24]:

- Concentração da atividade do depósito em comparação à concentração da atividade natural – A concentração no depósito poderia ser comparada com as de ocorrência natural. Os IS tornam-se relevantes quando são apoiados por comparação a análogos naturais.
- Fluxo de radionuclídeos de um depósito em comparação ao fluxo de radionuclídeos naturais – O fluxo é uma medida do desempenho dinâmico porque descreve a taxa de movimento através das barreiras em um sistema. Pode ser usado como uma medida direta da retenção fornecida por várias barreiras.
- Tempo de isolamento – O nível de proteção fornecido para a geração atual deve ser garantido às gerações futuras, o que torna a análise do comportamento dos radionuclídeos contidos nas fontes durante o tempo que permanecerem no depósito, isoladas do ambiente, mesmo sem supervisão humana, até que decaiam a níveis aceitáveis.
- Durabilidade dos materiais – A vida útil das barreiras artificiais, considerando a degradação dos materiais, em função do tempo e das condições a que estarão expostos.

TABELA 1.1 Síntese de Indicadores de Segurança e Indicadores de Segurança Complementares

INDICADORES DE SEGURANÇA			
Indicador	Fonte	Aplicação	Critérios
Risco	Resultados do modelo de avaliação	Seres humanos	Limite de risco
Dose	Resultados do modelo de avaliação	Seres humanos	Limite de dose
Impacto Ambiental	Resultados do modelo de avaliação	Outras espécies	Padrão de proteção ambiental

INDICADORES DE SEGURANÇA COMPLEMENTARES

Concentração de Radionuclídeos fora das proximidades	Resultados do modelo de avaliação	Ambiente acessível	Nível correspondente de concentração natural
Fluxos de Radionuclídeos fora das proximidades	Resultados do modelo de avaliação	Ambiente acessível interação geosfera - biosfera	Fluxo natural correspondente
Tempo de contenção (incluindo durabilidade dos materiais)	Experiências, especificações técnicas, e / ou processo de modelos de cálculo	Embalagens/ contenção das barreiras de engenharia ou pela geosfera	Crossover time para indícios de perigo

Adaptação [24]

A aceitabilidade dos IS, para cumprir essa função, depende de terem algumas características [16]. Tais características exigem que o IS seja:

- Confiável – deve ser baseado em princípios bem reconhecidos;
- Relevante - deve ser relacionado aos aspectos relevantes da segurança;
- Simples – deve facilitar a comunicação com os envolvidos;
- Direto – deve ser inequívoco, deve estar intimamente ligado a algum sistema primário e envolver o mínimo de computação para traduzir as informações disponíveis para o formato do indicador;
- Compreensível – deve ser facilmente compreensível, os usuários devem saber exatamente o que o indicador representa e como determinar o seu valor;
- Prático – deve ser relacionado a quantidades facilmente mensuráveis e computáveis e os dados e as ferramentas ou modelos necessários devem ser disponíveis e bem fundamentados.

2.MATERIAIS E MÉTODOS

A finalidade de repositórios para materiais radioativos é isolar os rejeitos da biosfera. No geral, admite-se a impossibilidade da garantia de isolamento total dos rejeitos por tempo indefinido, e que, em algum momento da existência do repositório, ainda que demore milhares ou milhões de anos, poderá ocorrer a liberação de material radioativo e migrará através das múltiplas barreiras artificiais e do meio geológico e eventualmente atingirá a biosfera [17].

A pesquisa foi realizada de modo a identificar os IS que possam ser aplicados à avaliação de segurança do depósito do tipo poço tubular profundo, como o conceito proposto.

Após a análise das publicações IAEA sobre indicadores de segurança [17,24,26,27,28], e sobre deposição de rejeitos radioativos [8,9,17,18,20,21,22] e comparadas com o conceito de depósito [1] o objetivo foi verificar se os princípios determinados na literatura são consistentes com o conceito de depósito em questão. Em seguida os IS foram selecionados dentre os relatados na literatura e outros que puderam ser concebidos por um exame dos componentes relacionados com a segurança do sistema foram propostos.

Todos os IS candidatos foram calculados/estimados e julgados de acordo com um conjunto de requisitos para se qualificar para o conjunto final de IS, que serão propostos para demonstrar a segurança da instalação.

As exigências da qualificação incluem a capacidade do IS permitir [16]:

- A comparação de conceitos alternativos, desenhos, materiais, instalações e métodos de colocação de rejeitos e com outras atividades industriais ou sociais;

- A tomada de decisão reguladora a respeito da segurança e da emissão da licença;
- A verificação da conformidade com critérios de segurança;
- A confiabilidade no desempenho da instalação;
- A comunicação de aspectos da segurança com o público.

Inicialmente foi realizada a identificação do inventário de rejeitos adequados à deposição como apresentado a seguir.

2.1 Inventário brasileiro de fontes radioativas seladas

A determinação exata do inventário brasileiro de fontes apresenta incertezas em virtude de sua natureza dinâmica e até do desconhecimento oficial sobre a existência e a movimentação de fontes antigas, sem os registros de controle utilizados atualmente. A ausência de registros completos no Brasil deve-se, por exemplo, ao fato de várias fontes terem sido postas em serviço e utilizadas por décadas, antes que os sistemas de controle administrativo dos órgãos reguladores fossem criados [1].

A comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) é a autoridade reguladora brasileira, e foi criada em 1956, e encarregada do controle sobre as fontes de radiação, um número desconhecido de fontes radioativas seladas já estava em uso. Nas décadas seguintes, o número de utilizadores aumentou com maior rapidez que o licenciamento e capacidades de inspeção [1].

Existia em 2004, cerca de quarenta mil fontes armazenadas em três institutos de pesquisas nucleares no Brasil: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN em São Paulo, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN em Belo Horizonte; e Instituto de Engenharia Nuclear – IEN no Rio de Janeiro. Este número aumenta em cerca de três mil por ano [7].

O inventário brasileiro apresentado neste estudo é oriundo do banco de dados da GRR e é constituído pelas fontes identificadas como fontes radioativas seladas existentes no Brasil [1]. O resumo do Inventário brasileiro de fontes seladas é exibido na TAB 2.1.

Tabela 2.1 – Resumo do inventário brasileiro de fontes radioativas seladas

Radionuclídeo	Nº fontes	Atividade Total (Bq)	Atividade da Fonte mais intensa (Bq)	Atividade Média (Bq)	Atividade Modal (Bq)
³ H	35380	8,46 x10 ¹¹	1,30 x 10 ¹¹	2,39 x 10 ⁷	2,72 x 10 ⁴
¹⁴ C	24	4,95 x 10 ⁹	2,22 x 10 ⁹	2,06 x10 ⁸	3,66 x10 ⁶
²² Na	9	2,86 x10 ⁸	2,84 x 10 ⁸	3,18 x10 ⁷	4,37 x10 ⁵
³⁶ Cl	13	1,49 x10 ⁸	7,40 x 10 ⁷	1,15 x10 ⁷	9,10 x10 ⁴
⁴⁰ K	1	6,29 x10 ⁴	-	-	-
⁵⁵ Fe	74	1,70 x10 ¹¹	2,60 x 10 ¹⁰	2,30 x 10 ⁹	3,70 x 10 ⁹
⁶⁰ Co	202611	3,34 x10 ¹⁶	4,10 x 10 ¹⁴	1,65 x10 ¹¹	3,70 x 10 ¹⁰
⁶³ Ni	192	4,23 x10 ¹⁰	1,85 x 10 ⁹	2,20 x10 ⁸	5,55 x10 ⁸
⁸⁵ Kr	440	4,93 x10 ¹²	2,70 x 10 ¹¹	1,12 x10 ¹⁰	3,70 x10 ⁹
⁹⁰ Sr	846	1,82 x10 ¹²	7,40 x 10 ¹¹	2,15 x10 ⁹	7,40 x10 ⁸
¹⁰⁹ Cd	30	1,22 x10 ¹⁰	7,40 x 10 ⁹	4,06 x10 ⁸	1,11 x10 ⁸
¹³³ Ba	27	1,05 x10 ⁹	3,70 x 10 ⁸	3,89 x10 ⁷	9,25 x10 ⁶
¹³⁷ Cs	6153	3,27 x10 ¹⁴	6,29 x 10 ¹³	5,32 x10 ¹⁰	3,70 x 10 ⁹
¹⁴⁷ Pm	143	7,26 x10 ¹²	2,78 x 10 ¹²	5,08 x10 ¹⁰	3,70 x10 ¹⁰
¹⁵¹ Sm	1	3,70 x10 ⁹	-	-	-
¹⁵² Eu	4	3,86 x10 ⁸	3,85 x 10 ⁸	9,65 x10 ⁷	3,85 x10 ⁵
²⁰⁴ Tl	58	3,25 x10 ¹⁰	7,40 x 10 ⁹	5,61 x10 ⁸	3,70 x10 ⁶
²²⁶ Ra	4095	1,29 x10 ¹²	1,27 x 10 ¹⁰	3,15 x10 ⁸	3,70 x10 ⁷
²²⁶ Ra-Be	13	9,97 x10 ⁹	3,70 x 10 ⁹	7,67 x 10 ⁸	1,80 x 10 ⁸
²²⁸ Th	2	4,07 x10 ⁵	3,70 x 10 ⁵	2,04 x10 ⁵	-
²³² Th	32	1,76 x10 ⁶	7,04x 10 ⁴	5,49 x10 ⁴	5,92 x10 ⁴
²³⁴ U	1	1,48 x10 ⁵	-	-	-
²³⁵ U	1	3,70 x10 ⁴	-	-	-
²³⁷ Np	1	5,55 x10 ⁴	-	-	-
²³⁸ Pu	16	8,20 x10 ¹¹	4,52 x 10 ¹¹	5,13 x10 ¹⁰	1,11 x 10 ⁹
²³⁸ Pu-Be	1	1,57 x10 ¹²	-	-	-
²³⁸ U	3	8,25 x10 ⁴	3,70 x 10 ⁴	2,75 x10 ⁴	3,70 x10 ⁴
²³⁹ Pu	2	3,76 x10 ⁸	3,70 x 10 ⁸	1,88 x10 ⁸	-
²⁴¹ Am	172636	1,35 x10 ¹³	1,10 x 10 ¹¹	7,83 x 10 ⁷	1,00 x 10 ⁸
²⁴¹ Am-Be	319	4,16 x10 ¹³	7,40 x 10 ¹¹	1,30 x10 ¹¹	1,85 x10 ¹⁰
²⁴⁴ Cm	16	2,01 x10 ¹¹	3,70 x 10 ¹⁰	1,25 x10 ¹⁰	1,85 x10 ¹⁰
²⁵² Cf	18	1,75 x10 ¹²	9,99 x 10 ¹¹	9,73 x10 ¹⁰	2,00 x 10 ⁹
Total	423162	3,38 x10 ¹⁶	-	-	-

Fonte: Banco de dados da GRR

FIGURA 2.1 – Atividades do inventário brasileiro de FRS.

A atividade total é a soma das atividades individuais de cada radionuclídeos. A atividade da fonte mais intensa é a atividade da fonte com maior atividade de cada radionuclídeos. A atividade média é atividade total de cada grupo, dividida pelo número de fontes do grupo. A atividade Modal é a atividade da fonte que aparece com maior frequência no inventário.

Todo material radioativo sofre decaimento e para mostrar que o decaimento radioativo trabalha no sentido de reduzir o risco radiológico ao longo do tempo, é possível indicar a evolução da atividade do inventário de rejeitos ao longo do tempo para determinação do tempo necessário de contenção e também estimar o potencial de dose decorrente da exposição aos radionuclídeos do depósito. Optou-se por demonstrar o potencial de dose por exposição externa num cenário hipotético de intrusão humana, devido a ausência de materiais voláteis no inventário que pudessem levar a inalação. A ingestão desse material também seria pouco provável, uma vez que, o encapsulamento das fontes é de alta resistência à corrosão, age como uma contenção muito eficaz contra a dispersão dos radionuclídeos.

2.2 Modelos matemáticos

Os modelos matemáticos descritos a seguir utilizam como instrumento computacional planilhas eletrônicas e os dados fornecidos pela GRR. A ferramenta utilizada para o cálculo do tempo de isolamento foi o *crossover time*, definido como tempo necessário para que valores de atividade, de dose, entre outros, tornem-se inferiores ou iguais a níveis de referência selecionados e adequados à análise [24]. Por exemplo, níveis de referência adequados poderiam ser a atividade dos rejeitos ou a dose decorrente da exposição a eles, apresentarem valores considerados aceitáveis dentro dos limites estabelecidos pela legislação.

Em si mesmo o *crossover time* não é uma medida de segurança. Mas, pode ser utilizado como referência para comparar a durabilidade das embalagens dos rejeitos ou o tempo de migração dentro de compartimentos específicos do sistema de contenção de barreiras múltiplas. Quando um modelo de segurança pode mostrar que os prazos previstos de contenção, pela durabilidade das embalagens dos rejeitos ou por uma combinação das barreiras artificiais, é longo em comparação com o *crossover time*, este fornece um

argumento útil para a confiabilidade na segurança para os públicos interessados. A figura 2.2 ilustra o conceito de *crossover time*.

FIGURA 2.2 - Ilustração do tempo de contenção como um indicador de segurança, e "intersecção" como um nível de referência.

Inicialmente foi calculado o decaimento da atividade dos radionuclídeos presentes nas fontes em função do tempo. Determinou-se, então, a atividade do grupo de fontes de cada radionuclídeo em função do tempo a partir da atividade inicial.

$$A_i(t) = A_{0i} * e^{-\lambda_i * t} \text{ Equação (1)}$$

Onde:

$A_i(t)$ é a atividade de um grupo de fontes do radionuclídeo i no tempo t ;

A_{0i} é a atividade inicial de um grupo de fontes do radionuclídeo i ;

λ_i é a constante de decaimento do radionuclídeo i ;

t é o tempo de decaimento a partir do presente;

O tempo presente adotado foi o ano de 2002, ano da compilação dos dados pela GRR. O *crossover time* foi obtido adotando como nível de referência o limite de atividade para dispensa de rejeitos sólidos como resíduo comum (LDi) [30], os resultados são apresentados nas figuras 3.4 a 3.40 e os radionuclídeos estudados são os de maior interesse de cada um dos grupos de FRS, considerando o tipo de emissão beta ou gama.

O método utiliza os valores de doses efetivas calculadas previamente a um metro de uma fonte puntiforme assumindo a inexistência de blindagem, evitando assim que a dose resultante seja subestimada, e é utilizado para estimar doses efetivas para indivíduos expostos. As informações necessárias são a atividade da fonte, a distância da fonte e a duração da exposição. O resultado obtido é a dose efetiva devido a uma fonte puntiforme de atividade conhecida.

O potencial de dose decorrente da exposição é calculado com a equação 2.

$$E_{ext} = \frac{A.CF_6.T_e}{X^2} \quad \text{Equação (2)}$$

Onde:

E_{ext} é a dose efetiva devido a uma fonte (mSv)

A é a atividade da fonte (kBq)

T_e é a duração da exposição (h)

CF_6 é o fator de conversão da Tabela A1 ($\text{mSv.m}^2 \cdot \text{kBq h}^{-1}$)

X distância até a fonte (m)

O *crossover time* foi obtido adotando como nível de referência o limite dose anual para indivíduo do público (LDo) [29].

2.3 Justificativa dos valores escolhidos

Os valores escolhidos para os cálculos utilizados na determinação dos indicadores de segurança estão baseados no princípio de que devem ser complementares a dose e risco. Exatamente porque dose e risco apresentam incertezas em avaliações num futuro distante no qual seria impossível fazer previsões exatas sobre as condições de vida na biosfera e da mesma forma prever eventuais cenários de exposição com riqueza de detalhes.

O limite de dispensa para rejeitos sólidos é determinado por um nível de atividade considerado suficientemente aceitável para que o rejeito seja descartado como resíduo comum. Ou seja, estabelece se o rejeito está inserido no sistema regulatório, e,

portanto deve ser considerado como rejeito radioativo ou se o rejeito deve ser retirado do sistema regulatório, e tratado como “resíduo convencional”. Os valores de limite de dispensa são legalmente estabelecidos, portanto sua utilização na determinação dos IS cumpre com as exigências da autoridade reguladora.

O potencial de dose efetiva decorrente da exposição externa foi escolhido como indicador de segurança devido à inexistência de materiais voláteis no inventário de fontes seladas e ao fato de ser pouco provável a ingestão desse material, pelos motivos anteriormente descritos.

A dose efetiva é a soma das doses equivalentes ponderadas em todos os tecidos e órgãos do corpo e está baseada no princípio de que o risco seria igual se o corpo inteiro fosse uniformemente irradiado ou não. Dessa forma, é desnecessário fazer suposições sobre os cenários em que partes específicas do corpo seriam irradiadas no caso de uma eventual intrusão humana no depósito no futuro.

O limite de dose anual para indivíduo do público é inferior ao limite de dose anual para o indivíduo ocupacionalmente exposto e, portanto mais conservador. Foi selecionado para igualmente evitar suposições sobre a classe do indivíduo exposto num cenário de intrusão.

2.4 Concepção dos cenários de intrusão

As doses resultantes dos cenários de intrusão humana no depósito constitui um dos indicadores de segurança propostos pelo presente estudo como ferramenta complementar para a análise de segurança de poços profundos para deposição de fontes seladas.

Anteriormente, dois cenários de intrusão humana num depósito para fontes foram concebidos. Ambos os cenários derivam do pressuposto que por algum motivo o isolamento do depósito foi violado, expondo parte das fontes para o ambiente acessível. Em um cenário, um trabalhador recolhe uma fonte do chão e a mantém no bolso por oito horas. No outro, o indivíduo trabalha a um metro da fonte por uma hora.

No entanto, nestes dois cenários falta alguma indicação do conservadorismo, ou otimismo, no modelo utilizado para calcular as doses incorridas, para mostrar que o método de deposição é aceitável. Na ausência de exemplos na literatura sobre intrusão humana em depósitos de fontes seladas os cenários de intrusão foram definidos com base em informações sobre incidentes/acidentes envolvendo FRS relatados na literatura.

Acidentes ou incidentes relevantes com fontes seladas foram recuperados inicialmente de uma página Web mantida por Johnston [33]. Este site é dedicado a acidentes que envolvam radiação e outros eventos que incorrem em doses de radiação. Todas as entradas no banco de dados desse site foram examinadas e aquelas relacionadas às fontes seladas foram selecionadas para análise posterior. Informações complementares de cada caso relatado foram coletadas a partir de outras fontes, principalmente, a partir de citações de cada entrada. A bibliografia de livros, teses e dissertações, artigos em periódicos científicos e páginas da internet. Eles foram recuperados com a ajuda dos mecanismos de pesquisa na Web, o Sistema de Informação Internacional Nuclear (INIS)², e o acervo da biblioteca do IPEN. O mesmo foi aplicado aos livros publicados pela IAEA sobre o assunto.

Os resultados foram tabulados em uma planilha eletrônica. Para cada uma das 258 entradas, as informações a seguir foram registradas: data e local; causas do acidente; radioisótopos de origem; atividade da fonte; indivíduos expostos, público ou ocupacionalmente expostos – IOE; tempo de exposição e distância da fonte; número de indivíduos expostos e classificação da gravidade da exposição; doses incorridas e incidência de efeitos como morte, amputações, câncer e esterilidade [34].

Embora o impacto da maioria desses eventos seja limitado, quer em relação à saúde humana ou no que se refere à contaminação ambiental, o número de acidentes com fontes seladas é relevante e pode fornecer informações úteis para apoiar a concepção de cenários de intrusão em depósitos.

É importante ressaltar que a finalidade da pesquisa foi deduzir o que poderia acontecer se o isolamento do depósito fosse rompido, independentemente da causa da ruptura.

² <http://www.cnem.gov.br/produtos/cin/inis/inisbrasil.asp>

A síntese dos dados registrados sobre os incidentes/acidentes é apresentada na TAB A-2 do Anexo.

O escopo do presente estudo está delimitado à identificação e seleção de indicadores de segurança que sirvam a uma avaliação genérica de um sítio não específico, pois o local de construção do depósito ainda não está determinado. Em decorrência desse fato alguns indicadores sugeridos pela literatura como, por exemplo, concentração da atividade e fluxo de migração dos radionuclídeos no meio geológico são inadequados a aplicação do depósito.

Optou-se então pela avaliação de características genéricas e conhecidas dos componentes relevantes do sistema de deposição e a capacidade de seus materiais proporcionarem a segurança passiva do depósito durante o período necessário a contenção e também, minimizar a probabilidade de eventual intrusão humana no futuro após seu encerramento, como:

- O meio geológico escolhido;
- O desenho do depósito (dimensões);
- Os materiais utilizados nas barreiras artificiais;
- O método de deposição das FRS.

Esses itens são tratados de forma mais detalhada nos resultados apresentados no próximo capítulo.

3.RESULTADOS E DISCUSSÃO

3.1 Classificação das FRS

Os critérios de classificação estão relacionados com a segurança radiológica em longo prazo, particularmente no período de pós-encerramento do depósito.

As FRS do inventário brasileiro foram classificadas em grupos segundo o tempo necessário para que o decaimento reduza a radiotoxicidade dos rejeitos até que atinjam níveis considerados aceitáveis. A classificação resultou em cinco grupos de fontes como apresentado na TAB 3.1.

Tabela 3.1 – Inventário de FRS agrupadas segundo o crossover time para dispensa como resíduo convencional

	Radionuclídeo	Nº fontes	Atividade Total (Bq)	Fonte mais Intensa (Bq)	Atividade Modal (Bq)	Atividade Média (Bq)	LDi	Crossover time (anos)
GRUPO I	²² Na	9	2,86x10 ⁸	2,80 x10 ⁸	2,20 x10 ⁷	3,00 x10 ⁷	1x10 ⁶	2,10 x 10 ¹
	⁵⁵ Fe	74	1,70 x10 ¹¹	2,60 x10 ¹⁰	2,30 x10 ⁹	2,30 x10 ⁹	1x10 ⁶	4,60 x 10 ¹
	¹⁰⁹ Cd	30	1,22 x10 ¹⁰	7,40 x10 ⁹	1,85 x10 ⁸	1,71 x10 ⁸	1x10 ⁶	1,80 x 10 ¹
	¹⁴⁷ Pm	143	7,26 x10 ¹²	2,78 x10 ¹²	3,70 x10 ¹⁰	5,08 x10 ¹⁰	1x10 ⁷	5,20 x 10 ¹
	²⁰⁴ Tl	58	3,25 x10 ¹⁰	7,40 x10 ⁹	3,70 x10 ⁶	5,60 x10 ⁸	1x10 ⁶	5,70 x 10 ¹
	²²⁸ Th	2	4,07 x10 ⁵	3,70 x10 ⁵	-	2,04 x10 ⁵	1x10 ⁴	1,10 x 10 ¹
	²⁵² Cf	18	1,75 x10 ¹²	1,00 x10 ¹²	2,00 x10 ⁹	9,72 x10 ¹⁰	1x10 ⁴	7,30 x 10 ¹

	Radionuclídeo	Nº fontes	Atividade Total (Bq)	Fonte mais Intensa (Bq)	Atividade Modal (Bq)	Atividade Média (Bq)	LDi (Bq)	Crossover time (anos)
GRUPO II	³ H	35380	8,46 x10 ¹¹	1,30 x10 ¹¹	7,40 x10 ⁹	2,39 x10 ⁷	1x10 ⁹	1,21 x 10 ²
	⁶⁰ Co	202611	3,34 x10 ¹⁶	4,10 x10 ¹⁴	3,70 x10 ⁹	1,65 x10 ¹¹	1x10 ⁵	2,05 x 10 ²
	⁸⁵ Kr	440	4,93 x10 ¹²	2,70 x10 ¹¹	3,70 x10 ¹⁰	1,12 x10 ¹⁰	1x10 ⁴	3,11 x 10 ²
	⁹⁰ Sr	846	1,82 x10 ¹²	7,40 x10 ¹¹	7,40 x10 ¹⁸	2,15 x10 ⁹	1x10 ⁴	7,96 x 10 ²
	¹³³ Ba	27	1,05 x10 ⁹	3,70 x10 ⁸	9,25 x10 ⁶	3,89 x10 ⁷	1x10 ⁶	1,06 x 10 ²
	¹⁵² Eu	4	3,86 x10 ⁸	3,85 x10 ⁸	3,80 x10 ⁵	9,65 x10 ⁷	1x10 ⁶	1,15 x 10 ²
	²⁴⁴ Cm	16	2,01 x10 ¹¹	3,70 x10 ¹⁰	1,85 x10 ¹⁰	1,25 x10 ¹⁰	1x10 ⁴	4,30 x 10 ²
GRUPO III	⁶³ Ni	192	4,23 x10 ¹⁰	1,85 x10 ⁹	5,55 x10 ⁸	2,20 x10 ⁸	1x10 ⁸	2,20 x 10 ³
	¹³⁷ Cs	6153	3,27 x10 ¹⁴	6,30 x10 ¹³	3,70 x10 ⁹	5,31 x10 ¹⁰	1x10 ⁴	1,05 x 10 ³
	¹⁵¹ Sm	1	3,70 x10 ⁹	3,70 x10 ⁹	-	-	1x10 ⁸	4,85 x 10 ²
	²³⁸ Pu	16	8,20 x10 ¹¹	4,52 x10 ¹¹	1,11 x10 ⁹	5,13 x10 ¹⁰	1x10 ⁴	2,30 x 10 ³
	²³⁸ Pu-Be	1	1,57 x10 ¹²	1,57 x10 ¹²	-	-	1x10 ⁷	2,38 x 10 ³
	²⁴¹ Am	172636	1,35 x10 ¹³	1,10 x10 ¹¹	1,67 x10 ⁹	7,83 x10 ⁷	1x10 ⁴	1,31 x 10 ⁴
	²⁴¹ Am-Be	319	4,16 x10 ¹³	7,40 x10 ¹¹	1,85 x10 ¹⁰	1,30 x10 ¹¹	1x10 ⁷	1,38 x 10 ⁴
GRUPO IV	²²⁶ Ra	4095	1,29 x10 ¹²	1,30 x10 ¹⁰	1,50 x10 ⁸	3,15 x10 ⁸	1x10 ⁴	4,61 x 10 ⁴
	²²⁶ Ra-Be	13	9,97 x10 ⁹	3,70 x10 ⁹	3,70 x10 ⁹	7,67 x10 ⁸	1x10 ⁷	1,59 x 10 ⁴
GRUPO V	¹⁴ C	24	4,95 x10 ⁹	2,22 x10 ⁹	3,66 x10 ⁶	2,06 x10 ⁸	1x10 ⁷	5,12 x 10 ⁴
	³⁶ Cl	13	1,49 x10 ⁸	7,40 x10 ⁷	7,40 x10 ⁷	1,15 x10 ⁷	1x10 ⁶	2,17 x 10 ⁶
	⁴⁰ K	1	6,29 x10 ⁴	6,29 x10 ⁴	-	-	1x10 ⁶	-
	²³² Th	32	1,80 x10 ⁶	7,40 x10 ⁴	5,92 x10 ⁴	5,63 x10 ⁴	1x10 ⁴	1,06 x 10 ¹¹
	²³⁴ U	1	1,50 x10 ⁵	-	-	-	1x10 ⁵	1,44 x 10 ⁵
	²³⁵ U	1	3,70 x10 ⁴	3,70 x10 ⁴	-	-	1x10 ⁴	5,00 x 10 ⁹
	²³⁷ Np	1	5,55 x10 ⁴	5,55 x10 ⁴	-	-	1x10 ³	1,25x 10 ⁷
	²³⁸ U	3	8,30 x10 ⁴	8,50 x10 ³	3,70 x10 ⁴	2,80 x10 ⁴	1x10 ⁴	9,00 x 10 ¹⁰
	²³⁹ Pu	2	3,76 x10 ⁸	3,70 x10 ⁸	-	1,88 x10 ⁸	1x10 ⁴	4,00 x 10 ⁵
TOTAL		423162	3,38 x10 ¹⁶	4,78 x10 ¹⁴				

3.2 Cenários de Intrusão

A pesquisa de dados de incidentes/acidentes radiológicos recuperou 258 eventos, relatados desde 1954 e foram considerados exemplos relevantes de exposição de pessoas a fontes seladas. O objetivo da pesquisa foi reunir informações para projetar cenários de intrusão humana em um depósito de fontes seladas em desuso.

Após a realização da pesquisa e levantamento de dados sobre incidentes/acidentes, ocorridos no período compreendido entre 1954 e 2010 [3,4,36-72] pode-se observar que o número de acidentes sem causa especificada é uma grande fração dos casos analisados e, por esse motivo, somente os acidentes com causas claramente indicadas foram usados para derivar cenários de exposição.

Observa-se também que o maior número de incidentes/acidentes, no período citado, ocorreu com fontes radioativas seladas durante sua vida útil e não depois de terem sido descartadas. A figura 3.1 apresenta as causas de incidentes/acidentes com fontes radioativas seladas relacionadas e o tipo de evento que originou a ocorrência.

FIGURA 3.1 – Vítimas e consequências de incidentes/acidentes envolvendo fontes radioativas

Em contrapartida, observa-se que as fontes órfãs causaram o maior número de vítimas com a maior gravidade, inclusive fatais. Por esse motivo, os incidentes/acidentes de interesse para o presente estudo foram aqueles causados por fontes órfãs, e também porque representam melhor os eventos que poderiam ocorrer em um cenário de intrusão humana em um depósito de fontes seladas, no período pós-encerramento do depósito.

Fontes radioativas seladas variam muito em geometria e propriedades, quantidade de radiação que emitem e tipo de emissão. Algumas estão em instrumentos portáteis, enquanto outras são peças fixas de equipamentos, tais como fontes de radioterapia para o tratamento de câncer.

Fontes de radiação que nunca estiveram sujeitas ao controle regulador ou que, apesar de estarem sujeitas a respectivo controle foram abandonadas, se perderam, foram subtraídas, ou removidas sem autorização são as chamadas “fontes órfãs”. Algumas fontes podem ser informalmente “órfãs”, mas seu controle pode ser inadequado, e se tornando vulneráveis [36].

A figura 3.2 apresenta os radionuclídeos envolvidos em incidentes/acidentes com fontes radioativas seladas consideradas órfãs.

FIGURA 3.2– Radionuclídeos envolvidos nos incidentes/acidentes com Fontes Órfãs

Estes resultados fornecem a base para concepção de cenários de exposição às FRS no depósito, no caso de serem exumadas no futuro. Tais resultados possibilitaram o cálculo do potencial de dose efetiva decorrente da exposição à atividade modal e média de fontes presentes no inventário e que ainda estejam ativas após o encerramento do depósito que um indivíduo exposto receberia e foram utilizados na determinação de indicadores de segurança para o conceito de depósito em desenvolvimento na GRR.

O controle institucional é definido como qualquer forma de atividade institucional, de supervisão por agências internacionais e os governos nacionais. É o período de controle ativo do acesso ao local do repositório.

No Brasil, inexistiu um período estabelecido pela autoridade reguladora, por isso considerou-se que os eventos que levam, à exposição ocorrem, deterministicamente, logo após o encerramento do depósito, e na ausência de controle institucional, pois é um princípio da deposição geológica que a garantia de segurança não exige acompanhamento pós-encerramento [35].

A análise dos incidentes/acidentes notificados forneceu informações úteis sobre o tempo de exposição, distância da fonte e as consequências ocorridas, permitindo derivar cenários e calcular as doses prováveis em diferentes intervalos de tempo, caso ocorra a intrusão.

Um dos padrões de relevância observados após a análise dos relatos dos incidentes/acidentes com fontes órfãs mostrou uma tendência significativa de fontes órfãs são encontradas por indivíduos do público e, portanto inadvertidos sobre os perigos que estas oferecem. Além disso, são manuseadas e armazenadas em algum bolso da vestimenta, em geral da calça, permanecendo junto ao corpo por horas e levada para a residência onde consequentemente irradiam outros indivíduos, no caso, familiares.

O resultado da análise mostrou três cenários de exposição. Dois cenários são representados por um indivíduo que entra em contato com a fonte e a coloca em algum bolso da vestimenta e permanece com ela por oito horas, e em seguida a exposição ocorre por até 720 horas descontínuas, a uma distância aproximada de 4m que ocorre quando o indivíduo transporta a fonte para sua residência e a deixa em algum cômodo.

O segundo cenário é representado por um indivíduo que permanece na residência a maior parte do dia, mas sem tocar a fonte, isto é, fica exposto por 720h, assumindo que esse período de exposição seria suficiente para o surgimento dos sintomas da irradiação.

- Cenário 1: Fonte em contato com o corpo por 8 horas seguido de exposição à fonte a 4 metros por 720 horas descontínuas;
- Cenário 2: Exposição à fonte a 4 metros por 720 horas descontínuas.

FIGURA 3.3 – Ilustração da sequência de eventos dos cenários de exposição por intrusão humana

3.3 Indicadores Seleccionados

Após análise detalhada do sistema de deposição e considerando os itens relevantes para uma avaliação de segurança, com menor dependência possível sobre as condições da biosfera e o estilo de vida dos seres vivos que a habitarão no futuro e observando os requisitos legais estabelecidos, foram seleccionados para serem indicadores de segurança os indicados a seguir:

- Tempo de isolamento
 - Tempo de isolamento - Dispensa incondicional
 - Tempo de isolamento - Potencial de dose de intrusão
- Características específicas do meio geológico
- Geometria do depósito
- Durabilidade dos materiais das barreiras artificiais
- Potencial de Intrusão humana
- Posicionamento das fontes no depósito

3.3.1 Tempo de Isolamento

Rejeitos radioativos devem ser geridos de forma que os impactos sobre a saúde das gerações futuras sejam equivalentes aos níveis atualmente aceitáveis, o que torna o tempo um fator primordial para uma avaliação de segurança [16,24].

3.3.1.1 Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional

A análise do comportamento dos radionuclídeos que constituem as fontes, durante o tempo que permanecerem no depósito até que decaiam a níveis aceitáveis é fundamental.

Os processos, que afetam um sistema de deposição, e que são relevantes para a avaliação de segurança, são caracterizados geralmente por escalas de tempo. Uma característica importante da radioatividade é que ela diminui com o tempo.

Isto é verdade para todas as classes de rejeitos radioativos. Mesmo em composições isotópicas especiais que podem resultar em um aumento temporário da atividade devido ao ingresso dos produtos de decaimento radioativo. Todavia, cedo ou tarde, a atividade dos rejeitos irá diminuir para níveis que são considerados inócuos. Esses níveis em uma instalação de deposição subterrânea podem ser considerados também inócuos pela sociedade [16].

O *crossover time* [24] é uma medida do tempo necessário para que os níveis de radiotoxicidade dos radionuclídeos contidos nos rejeitos atinjam valores considerados pouco perigosos. Nas figuras 3.4 a 3.26 é apresentado o *crossover time* para cada radionuclídeo do inventário. O *crossover time* relaciona o tempo necessário de isolamento dessas fontes com o limite de dispensa para rejeitos sólidos (LDi) [30], os valores de atividade do LDi estabelecem se o rejeito está inserido no sistema regulatório e, portanto deve ser considerado como rejeito radioativo ou se o rejeito deve ser retirado do sistema regulatório, e tratado como resíduo convencional.

FIGURA 3.4 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{22}Na

FIGURA 3.5 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{55}Fe

FIGURA 3.6 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{109}Cd

FIGURA 3.7 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{147}Pm

FIGURA 3.8 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{204}Tl

FIGURA 3.9 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{228}Th

FIGURA 3.10 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{252}Cf

FIGURA 3.11– Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^3H

FIGURA 3.12 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{60}Co

FIGURA 3.13– Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{85}Kr

FIGURA 3.14 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{90}Sr

FIGURA 3.15 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{133}Ba

FIGURA 3.16 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{152}Eu

FIGURA 3.17 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{244}Cm

FIGURA 3.18 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{63}Ni

FIGURA 3.19 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{137}Cs

FIGURA 3.20 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{151}Sm

FIGURA 3.21 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{238}Pu

FIGURA 3.22 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional $^{238}\text{Pu-Be}$

FIGURA 3.23 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{241}Am

FIGURA 3.24 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional $^{241}\text{Am-Be}$

FIGURA 3.25 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional ^{226}Ra

FIGURA 3.26 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional $^{226}\text{Ra-Be}$

Nas figuras 3.27 a 3.31 é apresentado o “*crossover time*” para grupos de radionuclídeo segundo a meia vida. Os valores das atividades total, das fontes com atividade mais intensa e atividade modal, foram obtidos por meio da somatória das respectivas atividades de cada grupo de radionuclídeo.

FIGURA 3.27 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional GRUPO I

FIGURA 3.28 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional GRUPO II

FIGURA 3.29 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional GRUPO III

FIGURA 3.30 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional GRUPO IV

FIGURA 3.31 – Tempo de Isolamento – Dispensa Incondicional GRUPO V

As fontes do grupo V representam 0,018% do número de FRS do inventário, e 0,06% do volume total da área útil de deposição do poço. O tempo necessário para que os radionuclídeos nessas fontes decaiam a níveis aceitáveis é consideravelmente longo e, em princípio estaria além da abrangência do conceito de depósito proposto. Em contrapartida, a estimativa de potencial de dose decorrente da intrusão causada por tais fontes, excetuando-se as que apresentam os radionuclídeos ^{239}Pu e ^{40}K em sua constituição, desde o presente já seriam inferiores ao limite anual de dose para indivíduos do público, como mostram as figuras 3.38 a 3.40. Logo seria razoável sugerir que as fontes em questão sejam colocadas no depósito, até mesmo por questões práticas ou econômicas.

3.3.1.2 Tempo de Isolamento – Potencial de dose de intrusão

Os radionuclídeos de interesse para a estimativa de dose decorrente da intrusão nos cenários propostos são os presentes nas fontes seladas que aparecem com maior frequência no inventário e que são mais prováveis de serem resgatadas do depósito na eventual ocorrência de intrusão humana.

As atividades média e modal são utilizadas para a estimativa de dose porque seria pouco provável a exposição simultânea a todas as fontes de um grupo de radionuclídeos. As fontes de interesse são as apresentadas na TAB 3.2.

Tabela 3.2 – Fontes de interesse para o crossover time do potencial de dose decorrente da intrusão humana

Radionuclídeo	Nº fontes	LDi	Crossover time (anos)			
			Atividade Média (Bq)		Atividade Modal (Bq)	
			Cenário 1	Cenário 2	Cenário 1	Cenário 2
⁶⁰ Co	202611	1 mSv	$1,5 \times 10^2$	$6,0 \times 10^1$	$1,5 \times 10^2$	5×10^1
⁶³ Ni	192	1 mSv	-	-	-	-
¹³³ Ba	27	1 mSv	$1,5 \times 10^2$	-	$1,2 \times 10^2$	-
¹³⁷ Cs	6153	1 mSv	$1,0 \times 10^3$	$5,2 \times 10^2$	$6,6 \times 10^2$	$1,2 \times 10^2$
²²⁶ Ra	4095	1 mSv	$1,5 \times 10^4$	-	$1,0 \times 10^4$	-
²²⁶ Ra-Be	13	1 mSv	$2,0 \times 10^4$	-	$1,5 \times 10^4$	-
²³⁸ Pu	16	1 mSv	$1,5 \times 10^3$	-	$8,0 \times 10^2$	-
²⁴¹ Am	172636	1 mSv	$4,0 \times 10^3$	-	$4,0 \times 10^3$	-
²⁴¹ Am-Be	319	1 mSv	$9,0 \times 10^3$	$2,0 \times 10^3$	$8,0 \times 10^3$	$6,0 \times 10^2$
²⁴⁴ Cm	16	1 mSv	$2,5 \times 10^2$	-	$3,0 \times 10^2$	-

O tempo de crossover time não constante na tabela significa que para tais cenários o potencial de dose já se está abaixo de 1 mSv.

Conforme os cenários descritos o potencial de doses decorrentes da intrusão humana foi calculado por meio da equação 2 descrita na seção 2. Os resultados são apresentados nas figuras 3.32 a 3.37.

FIGURA 3.32 – Cenário 1 - Atividade Média

FIGURA 3.33 – Cenário 1 - Atividade Modal

FIGURA 3.34 – Cenário 2 - Atividade Média

FIGURA 3.35 – Cenário 2 - Atividade Modal

Nas figuras 3.36 e 3.37 são apresentadas as doses decorrentes da intrusão por exposição às fontes do Grupo V.

FIGURA 3.36 – Grupo V - Cenário 1

FIGURA 3.37 – Grupo V - Cenário 2

3.3.2 Características específicas do meio geológico

Um repositório convenientemente localizado em um meio geológico com características de segurança passiva é considerado por especialistas capaz de fornecer segurança adequada durante o tempo necessário para que os radionuclídeos que constituem os rejeitos decaiam a níveis aceitáveis sem exigir a ação humana pós-encerramento do depósito. Tais características visam a impedir ou diminuir a probabilidade de ocorrência de intrusões no repositório e proporcionar garantias adicionais para indivíduos do público [17].

É desejável que o meio geológico que hospedará o depósito possua determinadas características:

- O sítio do depósito deve estar localizado em um meio geológico onde os processos geodinâmicos sejam desfavoráveis à liberação de radionuclídeos à biosfera acessível aos humanos, pois, evoluções climáticas futuras podem provocar alterações nos processos e nas condições da crosta terrestre [23];
- Instalações de deposição em poço devem estar localizadas longe de recursos minerais e hídricos conhecidos no subsolo [17];
- O meio geológico que hospedará o depósito deverá possuir baixo fluxo de águas subterrâneas e impermeabilidade a líquidos [17];
- A localização de uma instalação de deposição deve considerar o potencial de ocupação e realização de atividades humanas no local e nas proximidades. A probabilidade de que tal ocupação ou tais atividades possam afetar a capacidade de isolamento do sistema de eliminação e causar consequências inaceitáveis deve ser minimizada [17,23].

Quanto às características citadas podem-se fazer algumas considerações com razoável confiança com base em dados já publicados na literatura disponível referenciada neste estudo e na tese que o originou. Os próximos parágrafos são destinados a tais considerações.

As principais mudanças no clima que são de potencial importância são aquelas que podem surgir de possíveis efeitos estufa, e que poderiam resultar em algumas alterações na paisagem como seca ou transbordamento dos rios e lagos, alterações do nível do mar e erosão litoral. No entanto, assume-se em geral, que a biosfera permanecerá comparável às condições da atualidade, isto é, na forma em que foi moldada pelo homem desde a introdução da agricultura 10^4 anos atrás. Seria pouco razoável supor que haverá interesse em alterar tais condições, ou seja, favoráveis à agricultura [16].

O meio geológico escolhido é muito comum e permite ampla escolha de locais favoráveis. As rochas cristalinas são consideradas meios adequados à deposição e o granito é o meio preferido em diversos países para a deposição dos rejeitos do final do ciclo do combustível.

Um batólito é definido como um grande corpo de rocha, contínuo na profundidade e com extensão lateral da ordem de 100 km^2 . O granito tem propriedades de adsorção variável, havendo indícios da ocorrência de sorção irreversível, fato que o torna adequado para a deposição de rejeitos radioativos [1]. Apresenta baixa permeabilidade, exceto em zonas fraturas, e contém pouca ou nenhuma água circulante. Tem grande estabilidade física e química, ocorrendo em formações maciças, homogêneas e duráveis, que possuem pouco ou nenhum valor econômico.

Ainda que se considere a ocupação da Terra no ritmo atualmente observado, seria pouco provável que o meio geológico escolhido seja um atrativo devido à ausência de minerais de interesse econômico, e pelo custo elevado e dificuldade de penetração em uma rocha sã de granito, sem uma recompensa justificável [1].

Assim sendo, as características específicas do meio geológico selecionado são consistentes com os requisitos desejáveis à avaliação de segurança e deverão constituir um dos IS de caráter qualitativo a ser aplicado ao conceito de depósito proposto.

3.3.3 Geometria do depósito

O aumento da profundidade de deposição geralmente aumenta o tempo de trânsito de radionuclídeos para migrar a superfície [17,23]; a principal exceção a isso é

quando o descarte em menor profundidade permite a disposição na zona não saturada ou em rochas de permeabilidade muito baixa.

A profundidade foi estabelecida para a colocação do rejeito, no embasamento cristalino, abaixo da zona fraturada e alterada, que está além dos duzentos metros de profundidade. Esta profundidade é amplamente aceita [17] como nível mais baixo da “zona de intrusão residencial normal”, isto é, uma profundidade que além da intrusão ser limitada às atividades de perfuração e escavação significativas, tais como túneis, pedreiras e mineração, são igualmente limitadas.

Tal profundidade diminui a probabilidade de encontro fortuito entre as fontes e pessoas no futuro, por exemplo, trabalhadores em obras de estradas, túneis, edificações, ou outras obras civis capazes de remodelar o relevo do terreno.

FIGURA 3.38 - Diagrama ilustrativo do repositório.

Um ponto relevante é a probabilidade mínima de numa perfuração inadvertida na rocha, ocorrer a perfuração do depósito, em virtude da relação das dimensões da rocha hospedeira e do depósito. A dimensão da área de extensão lateral da rocha hospedeira deverá ter aproximadamente 100 km² e o diâmetro do poço será de aproximadamente 26 cm. O conceito de depósito proposto tem menor *foot print* possível, na superfície [1,23].

FIGURA 3.39 – Vista em corte do poço e do revestimento

3.3.4 Durabilidade dos materiais das barreiras artificiais

Repositórios geológicos destinados à deposição de rejeitos radioativos são projetados para fornecer isolamento do ambiente humano por períodos de tempo muito longos. Isto pode ser conseguido através da utilização de barreiras artificiais que impeçam ou reduzam a migração dos radionuclídeos contidos nos rejeitos para o ambiente acessível à biosfera [17].

As barreiras artificiais podem fornecer um grau significativo de contenção para os radionuclídeos nos rejeitos. O uso de materiais resistentes à corrosão deve permitir que as barreiras projetadas para vida longa o suficiente e signifiquem uma contribuição útil para a segurança.

O desempenho em longo prazo da embalagem de rejeitos pode ser relevante para segurança pós-encerramento do sistema depósito. A durabilidade da embalagem dos rejeitos depende das propriedades dos materiais utilizados na sua construção e suas interações com as outras barreiras e a rocha hospedeira. A eficácia e a confiança nas

barreiras artificiais são maiores quando elas empregam uma variedade de propriedades químicas e físicas para conter o radionuclídeos.

FIGURA 3.40 – Ilustração das embalagens

O chumbo e o aço são materiais predominantes no encapsulamento das fontes, que é uma das barreiras artificiais, sendo que o chumbo assim como o aço utilizado no encapsulamento são altamente resistentes a corrosão tanto em uso industrial como exposto a intempérie e ao contato prolongado com o solo e com materiais de construção.

O chumbo já é amplamente utilizado como blindagem à radiação, considerando-se a facilidade de moldagem e usinagem das peças e é de custo viável não tornando o resgate das embalagens alvo de exploração comercial.

A migração dos radionuclídeos para fora do depósito é controlada principalmente pelas características do encapsulamento das fontes, que no conceito de depósito proposto pela Gerência de Rejeitos Radioativos do IPEN, é de alta resistência à corrosão, age como uma contenção muito eficaz contra a dispersão dos radionuclídeos, tornando as características das demais barreiras artificiais, menos importantes.

Além disso, o cálculo do tempo de degradação total das embalagens, onde as fontes seriam acondicionadas, indica que somente após alguns milhares de anos perderiam

sua integridade, período esse, que seria suficiente para que as fontes dos grupos I e II atingissem um nível de atividade que permitiria a dispensa incondicional. Esse cálculo se baseia na taxa média de degradação do chumbo.

Na ausência de informações sobre um local e um meio geológico específicos, que serão obtidas o sítio de deposição estiver determinado, a taxa de degradação do chumbo foi adotada como um valor representativo das taxas de degradação observadas em diversos ambientes agressivos, como na intempérie, exposto a águas naturais e diversos tipos de solos. O valor adotado foi de $7\mu\text{m.ano}^{-1}$, como um valor razoavelmente conservador [1]. O cálculo foi realizado dividindo-se a espessura da embalagem 0,04m pela taxa de degradação do chumbo citada anteriormente.

A pasta de cimento é outra barreira artificial do depósito e sua durabilidade é objeto de outro estudo que está sendo desenvolvido pela GRR, fato que limita por ora sua determinação como IS.

Barreiras múltiplas e múltiplas funções de segurança devem ser usadas para melhorar a segurança e a confiança na segurança, garantindo que o desempenho geral do sistema de deposição seja pouco dependente de uma única barreira ou função. Isso deve fornecer garantia razoável de que, se uma barreira não funcionar como o esperado, em seguida, uma margem suficiente de segurança permanecerá [7]. Sendo assim, os materiais das barreiras artificiais mostram serem capazes de atender as funções a que se destinam.

A durabilidade dos materiais utilizados na contenção dos radionuclídeos que constituem as FRS presente no inventário é um IS semiquantitativo.

FIGURA 3.41 – Detalhe do método de deposição das fontes no repositório

3.3.5 Potencial de intrusão humana

Para efeitos de avaliação das consequências de futuras ações humanas, por exemplo, a intrusão em um local de deposição, o nível futuro de tecnologia deve ser considerado como sendo, pelo menos, equivalente ao existente atualmente. Um nível inferior de tecnologia torna menos provável que a intrusão possa ser tecnicamente conseguida. Por outro lado, uma tecnologia mais avançada supõe o conhecimento aumentado, retenção de registros e uma consciência dos riscos de tais repositórios. É reconhecido, entretanto, que a intrusão involuntária ou acidental poderia ocorrer e que sua probabilidade deve ser tão reduzida quanto o possível selecionando locais e projetos apropriados de repositório [16,25].

A intrusão é descrita como ação humana que leva à exposição dos indivíduos à radiação emitida pelos rejeitos no local do depósito, pela exumação dos rejeitos ou parte deles. As chances de intrusão inadvertida ou intencional, pelas populações futuras, devem ser minimizadas pela ausência de minerais de interesse econômico, pelo baixo potencial de ocupação e pela dificuldade de acesso ao depósito. Quanto a esse aspecto o pequeno *foot print*, a profundidade e a extensão da zona de descarte e as características do meio geológico, anteriormente descritos como IS para o conceito de deposição proposto, contribuem consistentemente na redução da probabilidade de intrusão humana [17]. A

localização da instalação longe de recursos minerais, inclusive hídricos contribuirá para diminuir a probabilidade de intrusão humana inadvertida.

Em um contexto geral, supõe-se que a única forma provável de haver uma eventual exposição seria em decorrência da exumação das fontes do depósito. Essa exumação poderia ocorrer de forma intencional ou inadvertida. A intrusão humana deliberada, isto é, com conhecimento da localização e da natureza dos rejeitos, acredita-se estar além do âmbito do que deve ser considerado em uma avaliação de segurança. A exumação inadvertida das fontes seria a forma mais provável de exposição por irradiação direta, dada a inexistência de materiais voláteis no inventário do depósito, e a improbabilidade de ingestão ou inalação desse material.

Portanto o potencial de intrusão humana constitui outro IS qualitativo a ser aplicado no conceito de depósito proposto.

3.3.6 Posicionamento das fontes do depósito

Em geral, é preferível para os projetistas da instalação, direcionar para um esquema simples, robusto, em quase todas as embalagens de rejeitos possam ser colocadas no depósito em qualquer ordem.

No entanto, em instalações onde diferentes tipos de rejeitos devem ser eliminados, e havendo a possibilidade, recomenda-se, por vezes que, embalagens que contenham rejeitos de atividade mais alta ou meia-vida mais longa, sejam colocadas na parte inferior do poço e embalagens que contenham rejeitos com radionuclídeos de atividade baixa e meia-vida curta na parte superior. Isso poderia melhorar a segurança do pós-encerramento ao dificultar ainda mais o acesso às fontes mais perigosas no caso de intrusão humana [17].

Com relação à deposição das fontes seladas existentes hoje no país, o posicionamento das fontes no repositório é inadequado como indicador de segurança, pois parte do inventário é constituído por fontes radioativas seladas ainda em uso e sob a posse do detentor da licença de uso da fonte. Essas fontes poderão ser depositadas depois acima de fontes com atividade mais baixa e meia-vida mais curta. Esse IS pode ser utilizado,

porém, no caso de que a totalidade do inventário de fontes seladas já esteja descartada como rejeito radioativo, em outro país ou mesmo aqui, no futuro.

Contudo, a finalidade do presente estudo é contribuir para o estabelecimento de uma metodologia para deposição final de fontes radioativas seladas em desuso, que possa ser aplicada ao depósito em questão e a outros interessados. Assim, optou-se por descrever esse indicador de segurança.

Considerou-se que as fontes serão agrupadas com base na meia-vida e depositadas no repositório, obedecendo ao critério de colocação dos grupos com meia-vida mais longa em maior profundidade. O número de fontes, as atividades total, modal, da fonte mais intensa e o crossover time para dispensa incondicional são exibidos em grupos na tabela a seguir.

Tabela 3.3 – Inventário de FRS brasileiras segregadas segundo o crossover time para dispensa incondicional

Radionuclídeos	Atividade Total (Bq)	Fonte mais Intensa (Bq)	Atividade Modal (Bq)	Limite de dispensa (Bq)	Crossover time (anos)	Nº fontes por Grupo	Nº embalagens	Profundidade de no poço (m)
GRUPO I ²² Na, ⁵⁵ Fe, ¹⁰⁹ Cd, ¹⁴⁷ Pm, ²⁰⁴ Tl, ²²⁸ Th, ²⁵² Cf	9,2x10 ¹²	7,4x10 ⁹	3,7 x10 ⁹	1x10 ⁶	7,30x10 ¹	334	7	303,31
GRUPO II ³ H, ⁶⁰ Co, ⁸⁵ Kr, ⁹⁰ Sr, ¹³³ Ba, ¹⁵² Eu, ²⁴⁴ Cm	3,3x10 ¹⁶	4,1x10 ¹⁴	3,7x10 ⁹	1x10 ⁵	7,96x10 ²	239324	110	339,61
GRUPO III ⁶³ Ni, ¹³⁷ Cs, ¹⁵¹ Sm, ²³⁸ Pu, ²³⁸ Pu- Be, ²⁴¹ Am, ²⁴¹ Am-Be	3,85x10 ¹⁴	6,30x10 ¹³	3,70x10 ⁹	1x10 ⁴	1,38x10 ⁴	179318	179	398,68
GRUPO IV ²²⁶ Ra, ²²⁶ Ra-Be	1,3x10 ¹²	1,3x10 ¹⁰	3,7x10 ⁷	1x10 ⁴	4,61x10 ⁴	4108	2	399,34
GRUPO V ¹⁴ C, ³⁶ Cl, ⁴⁰ K, ²³² Th, ²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁷ Np, ²³⁸ U, ²³⁹ Pu	5,48x10 ⁹	3,79x10 ⁸	5,92x10 ⁴	1x10 ⁴	1,06x10 ¹¹	78	2	400
TOTAL	3,4x10 ¹⁶	4,8x10 ¹⁴	1,8x10 ¹¹			423162	300	400

4. CONCLUSÕES

As fontes radioativas seladas quando descartadas, constituem-se em rejeitos radioativos que merecem atenção especial, por sua atividade possuir potencial para causar doses de radiação elevadas, até mesmo fatais, em indivíduos inadvertidamente expostos. Manter essas fontes armazenadas em depósitos provisórios, indefinidamente, seria transferir o problema às futuras gerações.

A necessidade de uma solução definitiva para a deposição das fontes em um depósito final é imprescindível, como é também, o desenvolvimento de metodologias de avaliação de segurança para esses depósitos.

Isso tem motivado a criação de programas institucionais, nacionais e internacionais que objetiva, produzir os conhecimentos científicos e os meios legais, tecnológicos e organizacionais que garantam a sua gestão segura em longo prazo.

Nos países desenvolvidos, com programas nucleares extensos, a deposição final das fontes seladas provavelmente será feita em depósitos profundos, para rejeitos de atividade alta, quando estes estiverem disponíveis. Nos países em desenvolvimento, essa opção é improvável e alternativa de deposição geológica, onde as fontes sejam mantidas isoladas do ambiente humano pelo tempo necessário, e a um custo que seja uma fração pequena do custo de outros conceitos de depósito, é um poço tubular.

Milhares de fontes radioativas seladas descartadas encontram-se armazenadas, provisoriamente, nos institutos de pesquisa da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), aguardando decisão sobre sua deposição final e as ainda em uso ou sob a posse dos detentores de suas licenças ao final de sua vida útil também chegarão a esses depósitos.

O conceito de depósito final proposto tem potencial para garantir o isolamento necessário e, ao mesmo tempo, tem custo de implantação e operação acessível aos países em desenvolvimento. O depósito em questão é uma alternativa à solução para destinação final das FRS, porém falta uma metodologia de avaliação de segurança para depósitos dessa natureza, capaz de satisfazer os requisitos de proteção radiológica exigidos pelo órgão regulador para o licenciamento da instalação. Este estudo explorou a utilização de Indicadores de Segurança, como contribuição ao estabelecimento dessa metodologia.

A proposta de utilização de Indicadores de Segurança complementares à dose e risco que já são utilizados normalmente deve-se ao fato de esses dois indicadores apresentarem incertezas quando utilizados em previsões para um futuro distante. Os IS propostos neste estudo podem de forma consistente, auxiliar na minimização das incertezas em avaliações de segurança para o conceito de depósito proposto. Tal afirmação baseia-se no fato de que os valores escolhidos na determinação dos IS são valores que independem do conhecimento sobre as condições da biosfera e dos seres vivos que a habitarão no futuro.

Os IS atendem às características desejáveis sugeridas pela literatura em uma avaliação de segurança para depósitos geológicos para rejeitos radioativos, pois mostraram-se:

- Confiáveis – são baseados em princípios reconhecidos. Os critérios utilizados estão fundamentados em especificações cientificamente estabelecidas;
- Relevantes – estão relacionados aos aspectos relevantes da segurança como tempo necessário de contenção dos rejeitos, considerando o projeto, os materiais utilizados e as características do meio geológico;
- Simples – podem facilitar a comunicação entre os públicos interessados e exigirão menos tempo e menor esforço para sua aplicação. Não utilizam argumentos de alta complexidade técnica;
- Diretos – estão intimamente ligados aos elementos relacionados com a capacidade de determinar a segurança e desempenho do sistema de deposição como um todo e envolvem o mínimo de computação para traduzir as informações.

- Compreensíveis – apresentam facilidade na compreensão de o que o indicador representa seja quantitativo ou qualitativo;
- Práticos – estão relacionados às quantidades facilmente mensuráveis e computáveis, os dados e as ferramentas ou modelos necessários são disponíveis e bem fundamentados. Definidos por cálculos e unidades de medida relativamente simples e ferramentas computacionais de uso corrente.

Com os resultados obtidos, é razoável, afirmar que os IS selecionados correspondem às expectativas, levando à conclusão de que sua utilização será capaz de:

- Demonstrar as exigências de desempenho do depósito com o decorrer do tempo;
- Indicar o tempo que o depósito deverá manter as fontes isoladas da biosfera;
- Determinar a intensidade do potencial das doses decorrentes da exposição às fontes no caso de eventual intrusão no depósito;
- Contribuir para estabelecer uma metodologia de avaliação de segurança para depósitos dessa natureza.

A determinação e aplicação dos Indicadores de Segurança selecionados mostraram que o conceito de depósito proposto pela Gerencia de Rejeitos Radioativos do IPEN pode atender aos critérios exigidos pela autoridade reguladora, sendo capaz de garantir a contenção dos rejeitos pelo tempo necessário sem que haja necessidade de ações humanas futuras depois de seu encerramento, para manutenção da segurança.

A proposta de utilização de Indicadores de Segurança, como ferramenta de demonstração da segurança de um sistema de deposição destinados a fontes radioativas seladas e para satisfazer as exigências da autoridade regulatória, é consistente com a busca de métodos de gestão de rejeitos radioativos que tenham viabilidade técnica e econômica para o Brasil e para países com problemas semelhantes.

5. ANEXOS

Tabela A1- Fatores de conversão de dose para fonte puntiforme

Nuclídeo	CF_6 (mSv/m².kBqh)
H-3	0,0
C-14	0,0
Na-22	$2,2 \times 10^{-7}$
Cl-36	$3,1 \times 10^{-13}$
K-40	$1,6 \times 10^{-8}$
Fe-55	$3,2 \times 10^{-10}$
Co-60	$2,5 \times 10^{-7}$
Ni-63	-
Kr-85	$2,3 \times 10^{-10}$
Sr-90	-
Cd-109	$1,6 \times 10^{-7}$
Ba-133	$4,1 \times 10^{-8}$
Cs-137	$6,2 \times 10^{-8}$
Pm-147	$2,9 \times 10^{-13}$
Sm-151	$2,3 \times 10^{-12}$
Eu-152	$1,2 \times 10^{-7}$
Tl-204	$1,0 \times 10^{-10}$
Ra-226	$6,2 \times 10^{-10}$
Th-228	$3,9 \times 10^{-10}$
Th-232	$2,1 \times 10^{-10}$
U-234	$2,8 \times 10^{-10}$
U-235	$1,4 \times 10^{-8}$
U-238	$2,3 \times 10^{-10}$
Np-237	$3,8 \times 10^{-9}$
Pu-238	$3,0 \times 10^{-10}$
Pu-239	$1,2 \times 10^{-10}$
Am-241	$3,1 \times 10^{-9}$
Cm-244	$2,8 \times 10^{-10}$
Cf-252	$2,1 \times 10^{-10}$

Fonte: Adaptado [31,32]

Tabela A-2. Resumo dos incidentes/acidentes envolvendo FRS 1954-2010

Tipo de Vítima: P (público); O (ocupacional).

Tipo de evento: NE (não especificado); FE (falha do equipamento); NP (negligencia do protocolo); FO (Fonte Órfã); FR (Fonte Roubada); CR (Crime); S(Suicídio)

Consequências clínicas significantes: SAR (Síndrome Aguda da Radiação); LRL (Lesão radiação localizada).

Severidade: Grau I ou Leve; Grau II ou Moderada; Grau III ou Severa; Grau IV ou Muito Grave.

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
1	28/06/54	URSS	Arzamas-Sarov	NE		$\beta(^{210}\text{Po})$	O				2	1		IV				1					33, 57,65
2	24/01/55	URSS	Moscov/Rússia	NE		$\gamma(^{124}\text{Sb})$	O				1	1											33, 57,65
3	1955	Austrália	Melbourne	NE	?	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1											45,
4	1955	EUA	Hanford	NE		^{239}Pu					1	1											45,65
5	1959	África do Sul	Johanesburgo	NE	?	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1											45,
6	1960	EUA	Madison	NE	^{70}Bq irradiador de pesquisa	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P			1	1	2,5-3			30 pele	I			1			44,53,
7	1960	URSS	Rússia	FO	?	$\gamma(^{137}\text{Cs})$		P	?	Bolso da calça	1	1	14,8	IV		1650 pele		1					5, 33,65
8	8/6/1960	URSS	Moscov /Rússia	S	74MBq	(Brometo de rádio) γ	O				1							1					33, 44,56,
9	??/??/60	URSS	Kazaquistão	NE		γ		P			1												33, 57,65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas											Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
10	1961	Suíça		NE		³ H	O				3	2	3	II				1				33,45,	
11	20/03/61	URSS		NE		γ(⁶⁰ Co)	O				1	1										33, 57, 58,65	
52	21/03/62	México	Cidade do México	FO	1,85x10 ¹¹ Radiografia Industrial	γ(⁶⁰ Co)	O			Bolso da calça	5	1	9,9-52					4				10, 33, 45, 61,65	
13	1962	URSS		NP	1,9 P irradiador pesquisa	γ(⁶⁰ Co)	O				1	12,5-3		1	12	III						45,	
14	1/1/1963	China	Sanlian	FO	1,11x10 ¹³ Irradiador Industrial	γ(⁶⁰ Co)		P			6	4	0,2-80	III				2	1	1		10, 33, 61,65	
15	28/06/63	URSS	Sverdlovsk Ekaterinburg	NE		γ	O				3	3										33, 57,65	
16	1964	EUA	Nova York	NE		²⁴¹ Am					2	2										45,	
17	1966	EUA	Portland	NE		³² P					4	4										45,	
18	1966	EUA	Leechburg	NE		²³⁵ Pu					1	1										45,	
19	1966	EUA	Pensylvannia	NE		¹⁹⁸ Au					1							1				45,	
20	??/??/66	URSS	Chelyabinsk	NE		γ	O				1	1										33, 45, 65	
21	04/11/67	EUA	Harmarville Pennsylvania	FE	Irradiador Industrial						3	3										33,61	
22	15/05/67	EUA	?	NP	2,6TBq	γ(¹⁹² Ir)	O				2	2	(1) 0,25 (2) 0,15	I	1	(1) 60 mão direita	IV					58,60	

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
23	1967	EUA	Bloomsburg	NE		²⁴¹ Am					1	1											45,
24	05/1967	Índia	Nova Delhi	NP	Teleterapia	γ(⁶⁰ Co)	O				1				1	80	IV						33, 45,54, 65
25	1968	EUA	Burbank	NE		²³⁹ Pu					2	2											33,45
26	1968	EUA	Wisconsin	NE		¹⁹⁸ Au					1							1					33,45
27	03/05/68	Argentina	La Plata	FO	0,5TBq	γ(¹³⁷ Cs)		P	18 h	Bolso	14	1	0,5 corpo	I		10 mão 20 coxas 30 testículos 17000 pele das coxas	IV		1	1			33, 45, 54, 58, 61, 65
28	18/09/68	Alemanha	Alemanha Ocidental	FO	?	γ(¹⁹² Ir)		P		Bolso	1	1	1	I		40-60 pelvis	IV						33, 45, 54, 58, 60, 65
29	1968	EUA	Chicago	FO		¹⁹⁸ Au					1	1				4-5 medula	I	1					45,
30	1968	Índia	?	FO	52GBq	γ(¹⁹² Ir)		P	2h	Bolso	1	1		I		1,3 gônadas 14 medula 130 pele do peito e nádegas	IV			1			45, 54,58

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
31	27/06/68	URSS	Arzamas16 Sarov	NE		$\beta(^{210}\text{Po})$	☐				2												33,57,
32	1968	URSS	URSS	NE	Irradiador Industrial	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1				1,5 cabeça	I						45,
33	1969	EUA	Winsconsin	NE		^{85}Sr					1	1											45,
34	20/09/69	UK	Glasgow Escócia	NP	0,93TBq	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O		3h	>1m	1	1	0,6	I		20 pele 15 boca e dedos 20-200 peito	II						33, 45, 54, 58, 65
35	11/03/69	URSS	Melekes	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1											33,57,
36	13/10/69	URSS	Far East	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33, 57,65
37	24/11/69	URSS	Novomoskovsk	NE	Irradiador	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				3	3											33, 57,65
38	01/09/70	URSS	Chelyabinsk	FO		$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				1	1											32, 56, 64
39	1970	UK	Inglaterra	FO	0,8T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1		3 ?										58,60
40	4/2/1971	EUA	?	NP	2,85x10 ¹⁴ Irradiador Industrial sementes	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O			0,6m	1	1	0,5-4	I		6-12 mãos	II						33,65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer	
												SAR			LRL							
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade					
41	24/05/05	EUA		NP	0,0004	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O									20-30 Mãos	II					58,
42	1971	EUA	New Port	NE	300T Irradiador Industrial	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1	1,27	I		2-12 Mão direita	II					45,54,
43	1971	UK	Reino Unido	NP	0,2T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1				1	30 dedos	II					45, 54, 58
44	1971	Japão	Chiba	FO	$1,95 \times 10^{11}$ Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P	8 dias	Bolso	6	6	(1)1,5 (2)0,5 (3)0,1 (4)0,25 (5)0,17 (6)0,16	I		(1) 26-90 pele (2) 26-90 pele (3) 26-90 pele	IV			1		33, 45, 54, 56, 58, 61, 65
45	1971	URSS	UFA	FO		$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				1											33, 57,65
46	1971	EUA	Oak Ridge	NE		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1	1,3	I								45,
47	05/12/71	URSS	Arkhangelsk	NE		$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				3	3										33, 57,65
48	1972	EUA	Chicago	NP	3,1T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,22	I	1	100	IV		1			45, 58,60
49	1972	EUA	Peach Botton	NP	1,4T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	2,5	I		300	IV		1			45, 58,60
50	1972	EUA		NP	3,7T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1				4-10 mãos	I					58,60

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas											Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
51	1972	Alemanha	Alemanha	NP	1,1T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,3	I		50 mão	IV		1			45, 54, 58	
52	08/04/72	EUA	Harris Country Texas	CR	7,4x10 ¹⁰ cápsulas de óleo	$\gamma(^{137}\text{Cs})$		P			1	1								1		33, 57, 60, 65	
53	1972	China	China	NE		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P			20	20	0,4 - 5	III								45,	
54	29/02/72	China	Sichuan	NP	2,6x10 ¹⁴ radiografia	$\gamma(^{60}\text{Co})$					1	1	0,5-1,47									32, 55, 64	
55	09/10/72	URSS	Primorsky	CR		$\gamma(^{192}\text{Ir})$		P			1	1										32,	
56	1972	Bulgária	Bulgária	S	Cápsulas radioterapia	$\gamma(^{137}\text{Cs})$		P			1					200 tórax	IV	1				32,44,	
57	11/01/73	URSS		NP	4,2 P	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1	4									33, 56, 57, 65	
58	17/03/73	URSS	Odessa Ucrânia	CR		$\gamma(^{60}\text{Co})$		P			1	1										33, 57,65	
59	26/07/73	URSS	Elektrogorsk Moscou Rússia	NE	Fonte	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1		1	I								33,57,	
60	5/9/1973	URSS	Khokhol Vladimir Rússia	NE	Fonte	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				4	4										33, 57,65	

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
61	??/12/73	URSS	Donetsk Ucrania	NE	Fonte	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				1												33, 57,65
62	1973	EUA	EUA	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,3	I									45,
63	1973	URSS	Tchecoslovácia	NE		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1	1,6	I									45,
64	1973	México	Tula Hidalgo	FO		$\gamma(^{137}\text{Cs})$		P			1								1				56,
65	1974	EUA	Pearsippany New Jersey	NP	4P	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1	1,7-4	III									45, 54, 56,
66	1974		Oriente Médio	NP		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,3	I									45, 54, 58, 60
67	24/05/74	URSS	Tomsk-7 Seversk Rússia	NE		$\beta(^{106}\text{Rh})$	O				1												33, 57,65
68	24/10/74	URSS	Perm Rússia	NE	FONTE	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1												33, 57,65
69	15/12/74	URSS	Lipetsk Rússia	CR		$\gamma(^{137}\text{Cs})$		P			2	1	1	I									33, 57,65
70	24/06/75	Argentina	Buenos Aires	FO	7,4x10 ¹³ fonte	$\gamma(^{60}\text{Co})$					?												37,
71	1975	Argentina	Tucumã	FE	Teleterapia	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				2				2	2 dedos	I						33, 55,65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas											Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
72	1975	UK	Reino Unido	NP	Radioterapia	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				2	2	(1) 0,52 (2) 0,4										55,
73	13/05/75	Itália	Brescia	NP	Irradiador de alimentos	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1					10	I	1					10, 33, 45,54, 65
74	11/07/75	URSS	Sverdlovsk Rússia	NE	17 T fonte	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				3	2	3	I				1					33, 56, 65
75	1975	EUA	?	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1				1	10	I						45
76	1975	EUA	Columbus	NE		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				6				6	11 a 14	II						45
77	1975	Iraque	?	NE	2,3T radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,3	I									33, 45, 54, 58, 60, 65
78	1975	URSS	?	NE	Irradiador	$\gamma(^{137}\text{Cs})$					1	1	3 a 5	II		<30 mão	II						45
79	1975	URSS	?	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				2	2	(1)3 (2)5	II		(1) e (2)30 mãos	II						55
80	12/07/76	URSS	Moscou Rússia	FE	Irradiador	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1	4	II									33, 56, 57
81	1976	EUA	Washington Hanford	NE	37M intake	^{241}Am	O				1					8,6 ossos	II						33, 45, 65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer	
												SAR			LRL							
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade					
82	1976	EUA	EUA	FE	3,5T radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,05	I		37,2 mão	III					45, 54, 58, 60
83	1976	EUA	Piitsburgh Pensilvânia	NP	6,14T	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1	11 a 14	IV		0,09 cristalino 15 mão	I					45, 54, 58, 60, 65
84	12/11/76	EUA	Petsbourg	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1				1	10 mão	I					33, 54, 56
85	29/5/76	EUA		NP	2,9T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	1,5	I		15 dedos	II					58,60
86	01/08/77	EUA	Rockaway New Jersey	FE	20P	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1	2	I	2	15 dedos	II					33,45, 56, 60, 61, 65
87	08/01/77	África do Sul	Pretoria	FO	0,25T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$		P	2h40 min.	Bolso	3	3	(1)1,16 corpo (2)0,17 (3)0,1	I		(1)50-100 pele	IV		1			45, 54, 58, 60
88	1977	UK	Inglaterra	NP	0,8TBq	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O		90 s		1	1	0,1	I		Queimaduras em 3 dedos						33, 45, 54, 56, 58, 60, 65
89	04/12/77	Argentina	Buenos Aires	NP		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				2					12 a 16						37,
90	1977	Peru	Zona de Oleoduto	NP	3,7*10 ⁶ M gamagrafia industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O		2 h e 40 min.		3	1	2	I	2	0,9 cristalino 164 mãos 2gônada	IV	1	4			33, 35, 65, 66

Data		Local		Características do acidente/Incidente							Número de pessoas envolvidas											Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer	
												SAR			LRL							
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade					
91	1977	Alemanha	?	FE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1		0,01m	I	1	5 mão						33, 55
92	1977	Hungria	Gyor	FE	defectoscópio	?	?				1	1	1,2	I								33, 55, 56, 65
93	1977	URSS	Pardubice Tchecoslováquia	FE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	5 m	I		Plástica mãos						33, 55, 645
94	1978	Marrocos	Marrocos	FO	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	☐	P			9							8				55,
95	17/07/78	EUA	Weat Monroe Louisiana	NP	3,7T Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,055	I	1	Mão amputação de dedo			1			33, 55, 56, 58, 65
96	1978	Argentina	Buenos Aires	NP	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1				1	12 a 16	II					33, 55, 65
97	1978	UK	?	CR	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$		P			1	1	1,52	I								55, 65
98	5/5/78	Argélia	Setif	FO	0,93T Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P	38 dias	Bolso	7	6	(1)28 (2)30 (3)26 (4)23	IV	(1)15 mãos 14 medula (2) 14 medula (3)14 medula (4)12 medula 1 morte fetal			2	1		1	33, 45, 55, 56, 58, 60, 61, 65
99	7/3/1978	URSS	Primorsky Rússia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1											33, 57,65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
100	4/4/1978	URSS	Primorsky Rússia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1												33, 57, 65
101	25/11/78	URSS	Udmurtia Russia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1												33, 57, 65
102	31/5/05	China	Herran	FO		$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O	P		Casa	29		1,1			50 a 100 pele							56,
103	5/6/1979	EUA	Los Angeles Califórnia	FO	1,02x10 ¹² Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P	45 min.	Bolso	11	4	(1)38 (2)0,1 (3)0,02 (4)0,5 (5)1 mãos	IV I		(5)0,7 mãos (2)600 dedos (3)230 dedos (4)115 dedos (6)800 nádegas 150 gônadas	I-IV	1					33, 45, 56, 58, 60, 61,65
104	18/12/79	Brasil	Curitiba	FR		$\gamma(^{192}\text{Ir})$			recuperada		?												37,65, 69
105	20/19/79	URSS	Frunze Kirguistão	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1												33, 57, 65
106	01/12/79	URSS	Semipalatinsk Kazaquistão	NE	Fonte	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1											33, 57, 65
107	??/??/79	URSS	Sokolov Czechoslovakia	FE	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	5m	I									33, 55, 56,
108	??/??/79	França	Montpelier	NE	Fonte	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1				1				1				33, 55, 56, 65
109	1/9/1980	URSS	Leningrado	NP	22,2 P Irradiador de esterilização	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1		12		1	50 cristalino	III	1					33, 55, 56, 57, 65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
110	19/09/80	URSS	Yuzhno-Sakhalinsk Russia	NE	Fonte	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O			Bolso	1		?			(1) 15 mão 20 abdômen (2) 8	IV	1					33, 56, 57, 65
111	03/12/80	URSS	Vladivostok Russia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1												33, 57,65
112	1980	Alemanha	?	NE	Radiografia						2	2	0,2	I		23 mão	II						33, 55, 65
113	??/09/80	China	Shangai	FE	2,2x10 ¹⁵ irradiador	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1	5	III									33, 55, 56, 65
114	1981	Argentina	Buenos Aires	FE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				2				2								37, 55, 56, 65
115	2/4/1981	França	Saintes	NP	137T Teleterapia	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O		~10min		3				3	>25	II		2				33, 45, 65
116	29/07/81	EUA	Tulsa/Oklahoma	CR	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1							1					10, 33, 55, 65
117	1982	Brasil	Rio de Janeiro	FR	Fonte	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O		não recuperada		?												37, 69
118	2/8/1982	Noruega	Kjeller	NP	2,4x10 ¹⁵ Irradiador de esterilização	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O		<25 min		1		22	IV				1					10, 33, 45, 56, 61, 65
119	1982	URSS	Praga Tchecoslováquia	NP	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	2 m	I									33, 55, 65

Data		Local		Características do acidente/Incidente							Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade		Câncer
												SAR			LRL							
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade					
120	1982	India	Vikhroli Bombaim	FO		$\gamma(^{192}\text{Ir})$		P			1		0,4-06	I	1	1,5-35 pele	II					33, 55, 65
121	1982	Indonésia	Badak East Borneo	FE	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,77	I		0,64 gônadas 11,7 mãos	I					33, 55, 65
122	9/2/1982	URSS	Kramatorsk Ucrânia	NE	Fonte	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				2							2				33, 56, 57, 65
123	15/03/82	URSS	Krasnodar Rússia	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1											33, 57, 65
124	14/06/82	URSS	Ashkhabad Turkmenistan	FO	Fonte Médica	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				13	2			1				1			33, 56, 57, 65
125	05/10/82	URSS	Baku Azerbaijão	FO	Irradiador militar	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				22	4	1	I	1	5	I	5				33, 56, 57, 65
126	18/12/82	URSS	Urengoy Rússia	NE	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				2											33, 57, 65
127	1982	China	Hanzhong	FR		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				?		0,42 a 3									56
128	1983	UK	Reino Unido	NE		γ	O				1		0,56	I								56
129	06/12/83	México	Ciudad Juarez	FO	³⁷ T pastilhas	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P			10	9	0,25-5	I				1			1	33, 37, 45, 61, 65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
130	1983	Argentina	Buenos Aires	FE		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				2	2	(1)0,66 (2)0,67	I									33, 37, 55, 65
131	1983	Brasil	São Paulo	FO		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O		recuperada		?				1	mão							37, 69
132	1983	Irã	Irã	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$					1												45,
133	1983	Alemanha	Schwarze Pumpe	NP	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1				1	5 mão							33, 45, 56, 65
134	28/04/83	URSS	Kharkov Ucrânia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				2	1			1								33,57, 65
135	17/05/83	URSS	Volgrado Rússia	NE	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1												33,57, 65
136	11/06/83	URSS	UFA Russia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				1												33,57, 65
137	07/12/83	URSS	UFA Russia	NE	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1												33,57, 65
138	??/??/83	Índia	Mulund Bombaim	NP		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,6	I		12 a 30	II		1				33, 55, 56, 65
139	7/2/1984	URSS	Perm Rússia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				5												33,57, 65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas											Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
140	1984	Argentina	Mendoza	NP	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,11	I		18 dedo	II					33,55,56, 65	
141	19/03/84	Marrocos	Casablanca	FO	6,03x10 ¹¹ Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P	80 dias	~m	26	8						8				10, 33, 55, 56, 58, 60 61, 65	
142	1984	Hungria	Tiszafured	FE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1		0,046	I	1	20-30 dedos mão esquerda	II		1			33, 55,56, 65	
143	12/06/84	URSS	UFA Russia	NE	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1											33,57, 65	
144	15/06/84	URSS	Gorky Russia	NE	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				8	4										33,57, 65	
145	24/10/84	URSS	MSF-13 Russia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{124}\text{Sb})$	O				1											33,57, 65	
146	??/??/85	China	República Popular da China	FE	Radioterapia	¹⁹⁷ Au	O				2	1						1				33,45, 65	
147	03/03/85	URSS	Norlisk Russia	NE	Fonte	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				3											33,57, 65	
148	26/09/85	URSS	Ignalinskaya Lithuania	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1										33,57, 65	
149	1985	China	Mudanjiang	FO	3,7x10 ¹¹	$\gamma(^{137}\text{Cs})$		P			3	1				8	local	1				33, 45,56	

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas											Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer			
												SAR			LRL									
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade							
150	1985	Brasil	Brasil	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$					1	1												37, 45, 60
151	1985	Brasil	Brasil	FO	3,29 T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P			3	3	(1) 0,3 (2) 0,25 (3) 0,3											37, 58,60, 65
152	1985	Brasil	Brasil	FO	0,88T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P			18				6	(1) 25 mãos (2) 18 mãos (3) 10 mãos (4) 21 mãos (5) 18 mãos (7) 0,23	II							37,45, 58,60
153	1985	Índia	Yamunanager	FE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				2				2	8 mãos 20 mãos	II		2					33, 55,56, 65
154	1985	USA	Odessa Texas	FE		?	O				1	1												33, 65
155	1985	Índia	Visakhapatnam	NP		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				2				2	0,18 mão 20 mão	II		1					33, 45,56, 65
156	1986	UK	Reino Unido	NP	Radiografia Industrial	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1				1	15 mão	II							33,55, 65
157	1986	China	Harran	NP	Irradiador	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				2		3,5 e 2,6											56
158	??/03/86	China	Beijing	FE	Irradiador	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				2	2	0,7 e 0,8	I										33,56, 65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
159	??/03/86	China	Kaifeng	NP		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O		3 min.		2	2	(1) 2,6 (2)3,5	II									33,56, 65
160	??/06/86	URSS	Obninsk Rússia	NE		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1											33,57, 65
161	05/08/86	URSS	Kalinin Rússia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57, 65
162	02/02/87	Brasil	Guaratinguetá Gasoduto	NE	9x10 ¹¹	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O																37,
163	13/09/87	Brasil	Goiânia	FO	50,9 T	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O	P			129	3						4	23				10, 33, 40,56, 65
164	1987	China	Zhengzhou	NP		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O		10-15s		1	1	1,35	I									33, 45,55,56, 65
165	22/03/88	URSS	Sverdlovsk Rússia	NE		$\beta(^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y})$	O				3	3											33,57, 65
166	1988	Peru	Peru	NP	3,7G oftalmologia beta terapia	$\beta(^{90}\text{Sr})$	O				1				1	2-15 mão	II						37, 68
167	1988	China	Liaoning	NP	Radiografia fonte	γ	O				6		0,1 a 12,6										56
168	1988	China	Zhao Chian	NP		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O		40s		1	1	5,2	III									33,55,56, 65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
169	05/04/88	URSS	Tashkent Uzbekistan	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				2												33,57,65
170	02/07/88	Brasil	São Paulo	NP	3,29T Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				3	3	1)0,303 2)0,255 3)0,302	I		(1)74,25 mãos 0,098 gônadas 0,182 cristalino (2)30,95 mãos 0,123 Gônadas 0,255 cristalino (3)33,13 mão esq 55,89 mão dir 0,144 gônadas 0,238 cristalino	I						33,58,59, 65
171	18/08/88	URSS	Riga Latívia	CR		n- $\gamma(^{252}\text{Cf})$					1												33,57,65
172	1989	Bangladesh	Bangladesh	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	2,3	II									33,55,56, 65
173	1989	China	Beijing	NP		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O		4 min		2	2	(1)0,87 (2)0,61	I									33,55,56, 65
174	1989	Índia	Hazira Guarajat	NP		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1		0,65	I	1	10 dedos	I		1				33,55,56, 65
175	02/05/89	El Salvador	San Salvador	FE	0,66P Irradiador Esterilizador	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				3	2	2,9 e 3,7	II	1	80	I	1	4				10, 33, 41, 61 65
176	1989	África do Sul	Witbank Transvaal	NP	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				3	3	(1)0,78 (2)0,009 (3) 2,25S	I					1				33,55,56, 65
177	04/08/89	URSS	Russia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1												33,57, 65

Data		Local		Características do acidente/Incidente							Número de pessoas envolvidas										Referencias		
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade		Câncer	
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
178	1989	China	RP China	NE	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	18,37	IV									33,55,56, 65
179	27/02/90	URSS	Kalinin	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57, 65
180	1990	África do Sul	Sasolburg Traanvaal	FO	Radiografia Industrial	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P	5-20 min.		6	3	0,10-0,55	I					1				33,55,56, 65
181	25/06/90	China	Xangai	FE	$8,5 \times 10^{14}$ Irradiador industrial	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				7	5	2 a 12	IV		(1) 11 (2) 12	II	2					33,55,56, 65
182	13/09/90	URSS	Kharkov Ucrânia	NE	Fonte	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57, 65
183	01/11/90	URSS	Komsomolsk-on-Amur Rússia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57, 65
184	1990	México	Salinas Cruz	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1				1								37
185	21/06/90	Israel	Soreq	FE	12,6P irradiador	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1				1	10 a 20	II	1					10, 33, 42, 45,55, 56,61 65
186	10/04/91	Chile	Arauco	FO	$1,11 \times 10^{11}$ gamagrafia industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				10												37

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer	
												SAR			LRL							
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade					
187	1991	UK	Reino Unido	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O		14 anos		1	1	>10	IV		30 dedos	II	1				33, 55,56, 65
188	24/08/91	URSS	Bratsk Irkutsk Rússia	CR	Fontes	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O	P	10-20 cm		1	1										33,57, 65
189	26/10/91	Belarus	Nesvizh	NP	30P Irradiador esterilizador	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O		1-2 min.	0,5 m	1	1	11a 18	IV		12,50	II	1				33, 43, 56, 57 61, 65
190	1988- 1991	URSS	Ukrania		2,6 T	$\gamma(^{137}\text{Cs})$									1			2				56
191	1992	Suiça	Suiça	NP	700G	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1				3,5-10	I					33,55, 65
192	19/11/92	China	Jilin Xinghou	FO	$3,7 \times 10^{11}$ Irradiador Industrial	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P	15-70 Dias	0,05- 5 m	14	3	>8	IV	11	>0,25		3				33,45,55, 65
193	1992	EUA	Indiana Pensilvânia	FO	$1,5 \times 10^{11}$ braquiterapi a	$\gamma(^{192}\text{Ir})$		P			1				1	1000	II	1				33, 45, 61,65
194	09/01/92	URSS	Riazan Rússia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				2	1										33,57, 65
195	25/05/92	URSS	Axay / Kazaquistão	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1										33,57, 65
196	14/06/05	China	China	FE	Irradiador	γ	O				1	1			1							56, 65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas											Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
197	22/06/93	URSS	Vologd Russia	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57, 65
198	09/11/93	URSS	Região de Tula/Rússia	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,55, 65
199	1993	Turquia	Stambul	FO		$\gamma(^{60}\text{Co})$					18	5	3		1	mãos							55,
200	21/10/94	Estonia	Tamiku Estônia	FO	7T? Irradiador?	$\gamma(^{137}\text{Cs})$		P	5 a 28 dias	1 cm-5m	6	2	(1)4 (2)2,25 (3)0,5 (4)3,6 (5) >1 (6) >1	I	2	(4) 250 mãos (5)120mão (6) 200mão	II	1	1				33 44,45,55,56 57,61
201	28/11/94	URSS	Voronezh Rússia	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57, 65
202	1994	EUA	Texas City	NP		?	O				1	1											33, 65
203	16/11/95	Peru	Arequipa	NP	79,45T terapia	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O		~minutos	~m	1								1				37
204	17/06/95	França	França	FO	7,4G medidor de densidade	$\gamma(^{137}\text{Cs})$		P			1				1	mãos							33,55,56,65
205	1995	França	França	FO	1T radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1			1	30 mãos	II						33,55,56,
206	??/02/95	URSS	Zheleznodorozhny Moscou Rússia	FO	4,8x10 ¹⁰ fonte	$\gamma(^{137}\text{Cs})$		P	5 meses	1 m	1	8				65 coxa	IV	1					33,56,57,65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significativas						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
207	18/03/95	URSS	Pervouralsk Rússia	NE	Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57,65
208	25/05/95	URSS	Smolensk Rússia	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57,65
209	11/09/95	URSS	Moscow Rússia	NE		$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O				1	1											33,57,65
210	03/10/95	URSS	Nizhny Novgorod Rússia	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57,65
211	24/07/96	Irã	Gilan	FO	1,85x10 ¹¹ Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$		P	3h	1cm	1	1	2 a 4	II		40 tórax	III						33,51,55,56 65
212	1997	URSS	Georgia	FO	Teleterapia	$\gamma(^{60}\text{Co})$					1							1					33,65
213	1997	URSS	Lilo Tbilisi Georgia	FO	291,93G (10 fontes)	$\gamma(^{137}\text{Cs})$ 2 ^{26}Ra ?	O	P	~6 meses		11	11	5,9 4,2 4,1 1,5 1,1 1,1 0,7 0,6 0,6 0,2 10-30	I-IV									33,47,55,56 61,65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significativas						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
214	05/01/96	China	Jilin Xinzhou	FO	2,765 T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$		P	15 min e 5h	5-50 cm	1	1	2,9	II	1	105 pulso 218 mão 230-450 fêmur	IV		1				33,65
215	27/02/96	EUA	Houston Texas	FR	1,3x10 ¹² 3,18x10 ¹¹	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P			6	1											33,65
216	08/06/96	URSS	Nizhny Novgorod	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57,65
217	1997	Brasil	Campinas São Paulo	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											37
218	1997	Venezuela	Venezuela	NE		²⁴¹ Am	O				2												37
219	29/11/97	URSS	Grozny Russia	NE		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				3	3											33,57,65
220	02/12/97	URSS	Volgograd Rússia	NE		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57,65
221	1998	Uruguai	Montevideo	FO		²²⁶ Ra																	37
222	1998	Brasil	São Paulo Cosmópolis	NP		$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											37
223	15/07/98	Colombia	Soacha	NE	1,11x10 ¹¹	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O																37
224	18/03/98	URSS	Rússia	NE		$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1											33,57,65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias	
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
225	10/12/98	Turquia	Istambul	FO	3,3T 24T não recuperada Radioterapia	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P	3 dias		10	10	3,1 2,5 2,5 2,3 2,2 1,8 0,9 0,8 0,6 0,6									33,46,55,61 65	
226	31/12/98	EUA	Aransas Pass Texas	NP	4,55x10 ¹² -7,1x10 ¹² Radiografia industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	30-50	IV									33,65
227	1998	China	Harbin	FE		γ	O				1	1											56
228	20/02/99	Peru	Yanango	FO	1,37T Radiografia Industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P	~10 h	5cm-5m	5	1	(1)1,5	I	10-30 coxa direita 20-30 ciático 10-15 artéria femoral 20 fêmur	II							33,37,48,55 56,65
229	26/04/99	China	Henan	FO	21T Radioterapia	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P	1 dia		7	3	6,1 3,4 2,4	III	4	1 a 6							33,65
230	14/09/99	URSS	Grozny Chechenia Rússia	FR	9,9x10 ⁵ Cada uma das 10 varetas	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P	~min		6	3					3						33,65
231	12/11/99	EUA	Phoenix Arizona	FR	2,2G medidor de densidade	²⁴¹ Am e $\gamma(^{137}\text{Cs})$		?	?		?												63

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas										Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer	
												SAR			LRL							
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade					
232	14/12/99	EUA	Cincinatt Ohio	FR	1,8G medidor de densidade	^{241}Am e $\gamma(^{137}\text{Cs})$		?	?													63
233	15/12/99	EUA	Dallas Texas	FR	1,8G medidor de densidade	^{241}Am e $\gamma(^{137}\text{Cs})$		?	?		?											63
234	1999	URSS	Kingisepp Rússia	FO	1000rad/h Gerador radiotérmico			P			3						3					33,65
235	??/05/00	Brasil	Itaguaí- RJ	FO	gamagrafia	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				1	1				grave mão esquerda	II					37
236	2000	Peru	Lima	FO	11,1G	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O															37
237	24/01/00	Tailândia	Samut Prakarn	FO	15,7T Radioterapia	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O	P	20 dias	~m	10	3			7		3					33, 50,56, 65
238	05/05/00	Egito	Meet Halfa Qaluobiya	FO	1,9 T radiografia industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P	50 dias	~m	7	5				(1)7,5 (2)5,5	I	2				33,56,65
239	16/08/00	URSS	Samara Rússia	FO	8,9T radiografia industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				3	3	2	1 a 3	1	30 a 70						33,56,57, 65
240	02/06/01	URSS	Kandalaksha Nature Preserve Região de Murmansk Rússia	FO	gerador radiotermal			P			4	4										33,65

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas											Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significantes						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
241	24/06/01	URSS	Stavropolskij Kraj Russia	NE	Radiografia industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57,65
242	01/08/01	URSS	Salavat Russia	NE	Radiografia industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				2	2											33,57,65
243	??/12/01	URSS	Liya Russia	FO	1,29x10 ¹⁵ Gerador radiotermal	$\beta(^{90}\text{Sr})$	O	P			3	3											33,56,57,65
244	11/07/02	EUA	Charlotte Carolina do Norte	FO	120 μR/h@3”	$\gamma(^{137}\text{Cs})$	O	?			?												63
245	01/09/02	URSS	Nizhny Novgorod Rússia	NE	Radiografia industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1											33,57,65
246	13/11/03	URSS	Kola Harbor/near Polyarny Russia	FO	1,29x10 ¹⁵ Gerador radiotermal	$\beta(^{90}\text{Sr})$	O				1	1?											33,65
247	15/12/05	Chile	Ranquil	FO	3,3 T Radiografia industrial	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O		horas	~m	4	4											53, 65
248	11/03/06	Bélgica	Fleurus	FE	30P irradiador industrial	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O		20 s	~m	1		4,4 a 4,8		1	4	I						33,65
249	??/08/06	Senegal	Dakar	FE	Radiografia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P	semanas		4	4											33,65
250	01/08/07	EUA	Clinton Michigan	FR	Detectores de fumaça	²⁴¹ Am		P			1	1?											33

Data		Local		Características do acidente/Incidente								Número de pessoas envolvidas											Referencias
		País	Região /Cidade	Tipo do evento	Atividade (Bq)	Radiação relevante	Tipo de vítima		Tempo de exposição	Distância da fonte	Nº Vítimas	Consequências clínicas significativas						Mortes	Amputações	Esterilidade	Câncer		
												SAR			LRL								
												Exposição relevante	Dose (Sv)	Severidade	Exposição relevante	Dose (Gy)	Severidade						
251	23/03/08	Tunisia	Rades	FO	3T Gamagrafia	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1		20		1	30 mãos	II						33
252	04/2009	Equador	Equador	FO	0,592G		O				1	1											33,71,72
253	06/06/10	Venezuela	Turmero Aragua	FO	2,4T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$ Radiografia industrial	O				1	1											33,70
254	12/03/10	Índia	Nova Delhi Mayapuri	FO	Gama grafia	$\gamma(^{60}\text{Co})$	O				8	7						1					33
255	?	UK	Inglaterra	NP	0,28T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1				1				1				58
256	?	EUA	?	FE	3,7T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	<20	IV		30-100 mãos	IV						58
257	?	EUA	?	FO	1,5T	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O	P		Bolso	11	1	(1)0,14 (2)a(10) 0,001 a 0,08	I	10	>50 mãos	III						58
258	?	Canadá	?	NP	1,3	$\gamma(^{192}\text{Ir})$	O				1	1	0,93	I		>50 mão	III		1				58
TOTAIS											785	327			86			81	52	6	2		

6. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 VICENTE, R. **Gestão de Fontes Radioativas Seladas Descartadas**. 2002. Tese (Doutorado) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.
- 2 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Management for the prevention of accidents from disused sealed radioactive sources**, Vienna: IAEA, 2001. (IAEATECDOC-1205)
- 3 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety of radiation sources and security of radioactive materials**. Vienna: IAEA, 1998. (IAEA-TECDOC-1045).
- 4 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety of radiation sources and security of radioactive material**, In International Conference on held in Dijon, France, 14-18 September 1998. Proceedings, Vienna: IAEA, 1999.
- 5 UNITED STATES GENERAL ACCOUNTING OFFICE. Nuclear Nonproliferation - U.S. and International Assistance Efforts to Control Sealed Radioactive Sources Need Strengthening, Report to the Ranking Minority Member, Subcommittee on Financial Management, the Budget, and International Security, Committee on Governmental Affairs, U.S. Senate, Washington DC, 2003. Disponível em:
< <http://www.gao.gov/products/GAO-03-638>> acesso em 07 mar. 2012
- 6 CHUAN, Q. **Radiation control sought to ward off health hazards**. Disponível em:
< http://www.chinadaily.com.cn/english/doc/2004-04/26/content_326489.htm> Acesso em: 13 nov. 2011.
- 7 VICENTE R., SORDI A.A., HIROMOTO G. Management of spent sealed radiation sources. **Health Physics**, May 2004, 86 (5), 497:504.
- 8 IDAHO NATIONAL ENGINEERING LABORATORY. **Greater-than-class C low-level radioactive waste characterization - estimated volumes, radionuclide activities, and other characteristics** Idaho Falls: INEL, 1994. 722 p. (DOE/LLW-114D-3). Disponível em:
<<http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/132664-XRRSHP/webviewable/132664.pdf>>
Acesso em: 25 mai. 2012
- 9 KOZAK, M.W.; BLERK, J.J. VAN. **Borehole disposal of spent radiation sources: 2 Initial safety assessment**. IAEA-CN-78/12 Disponível em:
< <http://www.bvsde.paho.org/bvsacd/safety/paper012.pdf>> Acesso em 25 mai.2012
- 10 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Nature and magnitude of the problem of spent radiation sources**, Vienna: IAEA, 1991.(TECDOC - 620)
- 11 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Disposal options for disused radioactive sources**. Vienna: IAEA, 2005. (Technical Reports Series No. 436)

- 12 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **National Strategies for the Detection and Location of Orphan Sources and their Subsequent Management**, IAEA, Vienna. (in preparation).
- 13 VICENTE, R. **Qualitative performance assessment of a borehole disposal system**. In: WM Symposia. 2007 Waste Management Symposium, held in Tucson, AZ, February 25 - March 1, 2007, Proceedings of the Waste Management 2007 Conference., (Paper no. 7248)
- 14 Vicente, R. **Disposal of Disused Sealed Radiation Sources in Boreholes**. In: WM Symposia. 2007 Waste Management Symposium, held in Tucson, AZ, February 25 - March 1, 2007, Proceedings of the Waste Management 2007 Conference, (Paper no. 7249)
- 15 LEITE, E.R.; OLIVEIRA, R.L.; VICENTE, R. **Safety indicators in borehole disposal of sealed radioactive sources**. In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE - INAC 2009.28 set.-02 out. 2009. Rio de Janeiro, RJ, ABEN, 2009
- 16 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety Indicators in different time frames for the safety assessment of underground radioactive waste repositories** - First report of the INWAC Subgroup on Principles and Criteria for Radioactive Waste Disposal. IAEA, Vienna: 1994 (TECDOC-0767)
- 17 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Borehole disposal facilities for radioactive waste** - Specific safety guide - Safety standards series no. Ssg-1 - Vienna: IAEA, 2009
- 18 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The principles of radioactive waste management**. Vienna: IAEA, 1985. (Safety Series No. 111-F).
- 19 NUCLEAR ENERGY AGENCY. **Safety cases for deep geological disposal of radioactive waste: Where do we stand?**, In Symposium Organized by the OECD/NEA/IAEA. Paris, France 23-25 January 2007. Proceedings, OECD, 2008. (NEA No. 6319)
- 20 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Security of radioactive sources**. Proceedings of an International Conference held in Vienna, Austria, 10–13 march 2003. Proceedings Series, Vienna: IAEA, 2003.
- 21 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities**. Vienna: IAEA, 2004. (IAEA-ISAM)
- 22 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Generic Post-Closure Safety Assessment for Borehole Disposal of Disused Sealed Sources**, Draft Safety Report, April 2005.
- 23 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY., **Siting of geological disposal facilities**. Vienna: IAEA, 1994. (Safety Series No. 111-G-4.1.)

- 24 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety indicators for the safety assessment of radioactive waste disposal** - Sixth report of the Working Group on Principles and Criteria for Radioactive Waste Disposal, Vienna: IAEA, 2003. (TECDOC -1372)
- 25 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety considerations in the disposal of disused sealed radioactive sources in borehole facilities**. Vienna: IAEA, 2003. (IAEA-TECDOC-1368)
- 26 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Issues in Radioactive Waste Disposal** - Second report of the Working Group on Principles and Criteria for Radioactive Waste Disposal, Vienna: IAEA, 1996. (TECDOC -909)
- 27 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Regulatory decision making in the presence of uncertainty in the context of the disposal of long lived radioactive wastes** – Third report of the Working Group on Principles and Criteria for Radioactive Waste Disposal. Vienna: IAEA, 1997. (TECDOC-975)
- 28 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Critical groups and biospheres in the context of radioactive waste disposal** - Fourth report of the Working Group on Principles and Criteria for Radioactive Waste Disposal. Vienna: IAEA, 1999 (TECDOC-1077).
- 29 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Diretrizes básicas de proteção radiológica**. Norma CNEN-NN-3.01.2005.
- 30 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Posição regulatória 3.01/001:2011 critérios de exclusão, isenção e dispensa de requisitos de proteção radiológica**. CNEN
- 31 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency**, Vienna: IAEA,2000. (TECDOC-1162)
- 32 CONTI, L. F. C. **Desenvolvimento de um sistema integrado para avaliação de impacto radiológico ambiental em situações de emergência**. 2002. Tese (Doutorado) Universidade do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro.
- 33 JOHNSTON WM.R. Database of radiological incidents and related events. Disponível em:
< <http://www.johnstonsarchive.net/nuclear/radevents/index.html>>. Acesso em: 20 abr. 2012.
- 34 LEITE, E.R.; OLIVEIRA, R.L.; VICENTE, R. **Use of reports on accidents with sealed sources to conceive scenarios of human intrusion into waste repositories**. In:. INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE - INAC 2011. Outubro 24-28 2011 Belo Horizonte- MG, ABEN, 2011.
- 35 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Monitoring of geological repositories for high level radioactive waste**. Vienna: IAEA, 2001 (TECDOC – 1208)

- 36 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Strengthening control over radioactive sources in authorized use and regaining control over orphan sources* Vienna: IAEA, 2004 (TECDOC – 1388)
- 37 CARREGADO, M.A.; TRUJILLO, C. L. **Accidentes e Incidentes en el Area Nuclear ocurridos en América Latina y el Caribe**. Recopilación Bibliográfica. Buenos Aires: CNEA, 2001. 62 p. Disponible em:
<<http://www.ib.cnea.gov.ar/~protrad/biblioteca/1Acc%20amer%20latin.pdf>> Acceso em 27 mai. 2012
- 38 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Inventory of Accidents And Losses At Sea Involving Radioactive Material**. Vienna: IAEA, 2001 (TECDOC – 1242)
- 39 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety of radiation sources and security of radioactive materials**, Vienna: IAEA, 1999.
- 40 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Goiania** , Vienna: IAEA 1988.
- 41 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in San Salvador**, Vienna: IAEA, 1990.
- 42 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Soreq**, Vienna: IAEA, 1993.
- 43 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident at the irradiation facility in Nesvizh**, Vienna: IAEA, 1996.
- 44 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Tammiku**, Vienna: IAEA, 1998.
- 45 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Planning the medical response to radiological accidents**, Vienna: IAEA, 1998. (Safety Report Series nº 4).
- 46 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Istanbul**, Vienna: IAEA, 2000.
- 47 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Lilo**, Vienna: IAEA, 2000.
- 48 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Yanango**, Vienna: IAEA, 2000.
- 49 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Follow-up of delayed health consequences of acute accidental radiation exposure** Vienna: IAEA, 2002 (TECDOC – 1300)
- 50 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Samut Prakarn**, Vienna: IAEA, 2002.

- 51 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Gilan**, Vienna: IAEA, 2002.
- 52 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Cochabamba**, Vienna: IAEA, 2004.
- 53 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The radiological accident in Nueva Aldea**, Vienna: IAEA, 2009.
- 54 UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION, **Sources and Effects of Ionizing Radiation**. UNSCEAR 1982 Report. Annex H: Occupational Radiation Exposures – pp. 395-417. Disponível em: < http://www.unscear.org/docs/reports/1982/1982-H_unscear.pdf>. Acesso em: 27 mai. 2012.
- 55 UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. **Sources and Effects of Ionizing Radiation**. UNSCEAR 2000 Report. Vol. I Annex E: Occupational Radiation Exposures – pp. 556-645. Disponível em: < <http://www.unscear.org/docs/reports/annexe.pdf>>. Acesso em: 27 mai. 2012.
- 56 UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. **Sources and Effects of Ionizing Radiation**. UNSCEAR 2008 Report. Vol. II Annex C: Radiation Exposures in accidents – pp. 7-16. Disponível em: <http://www.unscear.org/docs/reports/2008/1180076_Report_2008_Annex_C.pdf>. Acesso em 23 mai. 2012. Disponível em: < http://www.unscear.org/docs/reports/2008/11-80076_Report_2008_Annex_C.pdf>. Acesso em 27 mai. 2012.
- 57 ILYIN, V.YU. SOLOVIEV, A.E. BARANOV, A.K. GUSKOVA, N.M. NADEZHINA, I.A. GUSEV. **Early Medical Consequences of Radiation Incidents in the Former URRS Territory**, of the 11th International Congress of IRPA, Moscow, 2004. IRPA. Proceedings Disponível em: < <http://irpa11.irpa.net/pdfs/7c20.pdf>>. Acesso em: 18 set. 2011.
- 58 SILVA, F. CA, **Uma metodologia de análise de acidentes radiológicos em gamagrafia industrial**. 1990. Dissertação (Mestrado) Instituto Militar de Engenharia, Rio de Janeiro.
- 59 BELLINTANI, S.A., SAHYUN, A.; GRACIOTTI, M.E.; SANTOS, O.R; ALVARES, R. **Study of an accidental exposition of three workers during a gammagraphy with ir-192 source**. IPEN-CNEN/SP, 1988. Disponível em: <http://www.irpa.net/irpa8/cdrom/VOL.1/M1_197.PDF>. Acesso em 27 mai. 2012
- 60 MARQUES, A.M., **Análise dos acidentes radiológicos no contexto organizacional das empresas de radiografia industrial**. 2000. Dissertação (Mestrado) - Universidade Federal do Rio Grande do Sul, Escola de Engenharia, Porto Alegre. Disponível em: <<http://www.lume.ufrgs.br/bitstream/handle/10183/2296/000317421.pdf>>. Acesso em: 27 mai. 2012

- 61 ORTIZ, P., M. ORESEGUN, and J. WHEATLEY, 2000, **Lessons from major radiation accidents**. on line, International Radiation Protection Association. Disponível em: <<http://www.irpa.net/irpa10/cdrom/00140.pdf>>. Acesso 20 out. 2011.
- 62 ROZENTAL, J.J, **Two Decades of Radiological Accidents Direct Causes and Consequences**, Brazilian Archives of biology and technology, International Journal - vol.45 special, pp 125-133, Brasil, 2002 Disponível em: <<http://www.scielo.br/pdf/babt/v45nspe/12494.pdf>>. Acesso em 27 mai. 2012
- 63 UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Event Notification Reports**. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/>> Acesso em: 20 out. 2011.
- 64 BAILEY, EDGAR D., AND MARTIN C. WUKASCH, 1977, "A case of felonious use of radioactive materials," *IRPA Proceedings 4, Vol. 3*, pp. 987-990. Disponível em: http://www2000.irpa.net/irpa4/cdrom/VOL.3/P3_64.PDF> .Acesso em: 23 mai. 2012.
- 65 CHOW, J. **Power-Law Distributions in Events Involving Nuclear and Radiological Materials**. Massachusetts Institute of Technology. Department of Nuclear Science and Engineering –Bachelor of Science in nuclear science and engineering. 2009. Disponível em: <<http://dspace.mit.edu/bitstream/handle/1721.1/55262/613192765.pdf?sequence=1>>. Acesso em 27 mai. 2012
- 66 BASSON J.K. COETZEE F.C. HANEKOM A.P. LLOYD D.C. **Health Physics Evaluation of an Acute Overexposure to a Radiography Source**. Disponível em: <http://www.irpa.net/irpa5/cdrom/VOL.1/J1_37.PDF> .Acesso em 2 mai. 2012
- 67 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Nuclear Safety Review for the Year 2008**. IAEA,Vienna, 2008.Disponível em: <http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC53/GC53InfDocuments/English/gc53inf-2_en.pdf>. Acesso em 27 mai. 2012.
- 68 LAMA, V. L.; ZEVALLOS, M.G. **Acidentes Radiológicos em El Peru: 1977-1988**. Instituto Peruano de Energia Nuclear, IPEN, Lima, 1999. (IPEN-TR-074)
- 69 QUADROS, C. L.; CONCEIÇÃO, M. A. **Recuperação de fontes de 192 Ir durante situações de emergência**, 6º Seminário de segurança industrial, Curitiba 21-24 de junho de 1988. INIS-BR-1468-BR8920019.
- 70 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Nuclear Safety Review for the Year 2009**. IAEA,Vienna, 2010.Disponível em: < http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC54/GC54InfDocuments/English/gc54inf-2_en.pdf>. Acesso em 29 mai. /2012.
- 71 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Nuclear Safety Review for the Year 2010**. IAEA,Vienna, 2011.Disponível em: < http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC55/GC55InfDocuments/English/gc55inf-3_en.pdf>. Acesso em 29 mai. /2012.

- 72 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **An active network, NS Update.** IAEA 2010. Disponível em:
<<http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/8444/NS-Update-Issue-No-13-December-2009>>. Acesso em 29 mai. /2012.