ESTIMATIVA DO RISCO DE EXPOSIÇÃO POTENCIAL EM INSTALAÇÕES INDUSTRIAIS

João Carlos Leocadio

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

Aprovada por:

_____

Prof[a]. Verginia Reis Crispim, D. Sc.

_____

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, D. Sc.

_____

Prof. Antonio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

_____

Prof. Luiz Tauhata, D. Sc.

_____

Dr. José Marcus de Oliveira Godoy, D. Sc.

_____

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

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2007

LEOCADIO, JOÃO CARLOS

Estimativa do Risco de Exposição Potencial em Instalações Industriais [Rio de Janeiro]

2007

XII, 115 p. 29,7 cm (COPPE/UFRJ, D.Sc., Engenharia Nuclear, 2007)

Tese - Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE

1. Física Nuclear Aplicada

I. COPPE/UFRJ II. Título (série)

À Lourdinha, Aninha e Carolina

AGRADECIMENTOS

Aos professores, funcionários e colegas do Programa de Engenharia Nuclear da COPPE pelo apoio e incentivo.

Ao Instituto de Radioproteção e Dosimetria, aos colegas do Serviço de Radioproteção na Indústria Radiativa (SERIR), em particular, aos amigos Adriana Ramalho, Francisco César, Soares e Ronaldo D'Ávila que, percebendo a importância deste trabalho, o apoiaram.

Aos orientadores Prof[a]. Vergínia e Prof. Paulo Fernando, pela confiança, assistência, conselhos, amizade e pela eficiente orientação.

Aos supervisores de radioproteção das prestadoras de serviço em radiografia industrial, Arctest, ASND, Brasitest, EndTest, Metaltec, Qualitec, TopCheck e Unitec pela compreensão e paciência em atender as nossas solicitações.

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

ESTIMATIVA DO RISCO DE EXPOSIÇÃO POTENCIAL EM INSTALAÇÕES INDUSTRIAIS

João Carlos Leocadio

Março/2007

Orientadores: Verginia Reis Crispim
Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho desenvolve um modelo para avaliação de exposições potenciais em instalações abertas de radiografia industrial no Brasil. Este modelo contribuirá decisivamente na otimização dos procedimentos operacionais, de segurança, de radioproteção, na prevenção de acidentes e na redução de erros humanos em radiografia industrial. A análise probabilística de segurança (APS) mostrou-se apropriada para a obtenção da estimativa da exposição potencial. As instalações abertas de radiografia industrial foram identificadas como o cenário a ser analisado para a estimativa da exposição potencial, devido ao seu elevado índice de ocorrência de acidentes.

Os resultados da estimativa da exposição potencial confirmam que a radiografia industrial no Brasil é uma prática de alto risco, como classificado pela AIEA. O risco de exposição potencial foi estimado em 40,5 x 10^{-2} por ano no Brasil, tendo como principal conseqüência lesões nas mãos e braços dos trabalhadores. No cenário mundial, as conseqüências são muito mais drásticas, causando a morte de pessoas, o que torna ainda mais evidente o alto risco da radiografia industrial.

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

ASSESSMENT OF RISK OF POTENTIAL EXPOSURES ON FACILITIES INDUSTRIES

João Carlos Leocadio

March/2007

Advisors: Vergínia Reis Crispim
Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

This work develops a model to evaluate potential exposures on open facilities of industrial radiography in Brazil. This model will decisively contribute to optimize operational, radiological protection and safety procedures, to prevent radiation accidents and to reduce human errors in industrial radiography. The probabilistic safety assessment (PSA) methodology was very useful to assess potential exposures. The open facilities of industrial radiography were identified as the scenario to be analyzed in what concerns the evaluation of potential exposures, due to their high accidents indices. The results of the assessment of potential exposures confirm that the industrial radiography in Brazil is a high-risk practice as classified by the IAEA. The risk of potential exposure was estimated to be $40{,}5 \times 10^{-2}$ per year in Brazil, having as main consequences injuries to the workers' hands and arms. In the world scene, the consequences are worst, leading to fatalities of people, thus emphasizing the high risk of industrial radiography.

ÍNDICE

1 INTRODUÇÃO 1

1.1 Objetivo 3

1.2 Justificativa 3

1.3 Estrutura da Tese 5

2 FUNDAMENTOS TEÓRICOS 6

2.1 A Radiografia Industrial no Brasil 6

2.2. Análise das Exposições Potenciais 9

2.3. Lições Aprendidas com Acidentes em Radiografia Industrial 12

2.4 Erros Humanos 14

2.5 Análise Probabilística de Segurança 15

3 METODOLOGIA 17

3.1 Metodologia para Execução da Análise Probabilística de Segurança (APS) 17

3.2 Construção do Modelo de Árvore de Eventos 21

3.3 Construção do Modelo de Árvore de Falhas 23

3.4 Metodologia de Revisão de Acidentes 26

3.5 O Método Delphi 27

3.6 Identificação das Conseqüências 28

3.7 Critério Probabilístico de Segurança 31

3.8 Métodos de Análise das Incertezas 37

4 RESULTADOS 41

4.1 Identificação do Cenário 41

4.2 Modelagem da Árvore de Eventos 42

4.3 Estimativas das Probabilidades das Seqüências Resultantes 42

4.4 Revisão de Acidentes – Análise dos Relatórios de Doses Elevadas e Acidentes 46

4.5 Modelagem da Árvore de Falhas 47

4.6 Erros Humanos no Gerenciamento e no Procedimento 56

4.7 Estimativa da Exposição Potencial 59

4.7.1 Estimativa da Probabilidade de Ocorrência 61

4.7.2 Estimativa da Probabilidade das Conseqüências 62

4.7.3 Risco de Exposição Potencial 66
4.8 Análise das Incertezas 68
4.8.1 Análise das Incertezas no Modelo de Árvore de Eventos 68
4.8.2 Análise das Incertezas no Modelo de Árvore de Falhas 69
4.8.3 Análise das Incertezas na Estimativa do Risco de Exposição Potencial 70

5 DISCUSSÃO DOS RESULTADOS 73

6 CONCLUSÕES E SUGESTÕES 79

7 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS 84

APÊNDICE A – ANÁLISE DE RELATÓRIOS DE INVESTIGAÇÃO DE DOSES E ACIDENTES 89

APÊNDICE B – QUESTIONÁRIO DO MÉTODO DELPHI 102

APÊNDICE C - RESULTADO DAS SEQÜÊNCIAS DA ÁRVORE DE EVENTOS 106

APÊNDICE D - METODOLOGIA DE ANÁLISE DE ERROS HUMANOS 111

APÊNDICE E - PLANILHA DE CÁLCULOS DA SUPERFÍCIE DE RESPOSTA PARA RISCO DE EXPOSIÇÃO POTENCIAL 114

LISTA DE FIGURAS

FIGURA 2.1: Exemplo de Instalação Fechada – *bunker* 7

FIGURA 2.2: Exemplo de Instalação Aberta 7

FIGURA 2.3: Aparelho de gamagrafia sendo utilizado em uma instalação aberta 8

FIGURA 3.1: Etapas Fundamentais da Análise Probabilística de Segurança 17

FIGURA 3.2: Diagrama de Bloco Utilizado para Execução de APS em Radioterapia 20

FIGURA 3.3: Árvore de Eventos 21

FIGURA 3.4: Árvore de Falhas 24

FIGURA 3.5: Comparação Gráfica dos Critérios de Risco para Instalações Nucleares 37

FIGURA 4.1: Árvore de Eventos 43

FIGURA 4.2: Árvore de Falhas para o Caso 1 53

FIGURA 4.3: Árvore de Falhas para o Caso 2 54

FIGURA 4.4: Árvore de Falhas para o Caso 3 55

FIGURA 4.5: Função Distribuição Cumulativa de Doses de Acidentes no Brasil 2003-2006 64

FIGURA 4.6: Função Distribuição Cumulativa de Doses de Acidentes no Brasil 1976-1992 65

FIGURA 4.7: Função Distribuição Cumulativa de Doses de Acidentes no Mundo 1960-1985 66

FIGURA 4.8: Superfície de Resposta para Risco de Exposição Potencial 71

LISTA DE TABELAS

TABELA 3.1: Distribuição de Doses em Acidentes no Brasil (1976-1992) 30

TABELA 3.2: Distribuição de Doses no Mundo (1960-1985) 30

TABELA 3.3: Critério de Dose para o Indivíduo Mais Exposto no Canadá 32

TABELA 3.4: Critério de Dose Coletiva no Canadá 32

TABELA 3.5: Critério de Aceitabilidade na Alemanha 33

TABELA 3.6: Critério de Restrição de Doses do ICRP para Exposição Potencial 33

TABELA 3.7: Critério de Aceitabilidade na África do Sul para o Público 34

TABELA 3.8: Critério de Aceitabilidade na África do Sul para o Pessoal da Instalação 34

TABELA 3.9: Critério de Aceitabilidade na Suíça para o Público 35

TABELA 3.10: Critério de Aceitabilidade no Reino Unido para o Público 36

TABELA 4.1: Valor Médio da Freqüência de Ocorrência de Eventos – Supervisores de Radioproteção 45

TABELA 4.2: Distribuição de Doses em Acidentes no Brasil (2003-2006) 47

TABELA 4.3: Valores de Freqüência Anual para Árvore de Falhas 50

TABELA 4.4: Valores de Freqüência Anual de Falhas e Defeitos do Aparelho de Gamagrafia Industrial 56

TABELA 4.5: Estimativa do Risco de Exposição Potencial – Análise Qualitativa 61

TABELA 4.6: Estatística de Posto Aplicada a Distribuição de Dose em Acidentes no Brasil entre 2003 e 2006 63

TABELA 4.7: Distribuição Normalizada de Doses em Acidentes no Brasil (1976-1992) 64

TABELA 4.8: Distribuição Normalizada e Doses em Acidentes no Mundo (1960-1985) – 65

TABELA 4.9: Estimativa do Risco de Exposição Potencial – Análise Quantitativa 67

TABELA 4.10: Incerteza para Probabilidades de Ocorrências da Árvore de Eventos 68

TABELA 4.11: Seqüências Relevantes para Probabilidade de Exposição Potencial 69

TABELA 4.12: Incerteza para Probabilidades de Ocorrências da Árvore de Falhas 70

TABELA 4.13: Dados para Aplicação do Método da Superfície de Resposta 70

TABELA 4.14: Estimativa do Risco de Exposição potencial e a Incerteza Associada 72

TABELA A.1: Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003- 2006 89

TABELA C.1: Resultado das 82 Seqüências – Método Delphi – Supervisores de Radioproteção 106

TABELA C.2: Resumo das Seqüências – Supervisores de Radioproteção 108

TABELA C.3: Incerteza para Seqüências Resultantes da Árvore de Eventos 108

LISTA DE SIGLAS E SÍMBOLOS

AIEA - Agência Internacional de Energia Atômica

APS - Análise Probabilística de Segurança

ATHEANA - A Technique for Human Event Analysis

CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear

END - Ensaios Não-Destrutivos

f(D) - função da exposição resultante ou a probabilidade da conseqüência

ICRP - International Comission on Radiological Protection

IRD - Instituto de Radioproteção e Dosimetria

P - probabilidade de ocorrência de exposição potencial durante um período de tempo arbitrário qualquer

R – risco de referência

RIA – responsável por instalação aberta

UNSCEAR - United Nations Scientific Comittee on the Effects of Atomic Radiation

CAPÍTULO 1

INTRODUÇÃO

Em todo o mundo, a radiação ionizante é largamente empregada na área industrial, em práticas que incluem a radiografia industrial, a irradiação de produtos nos irradiadores de grande porte, os medidores nucleares e a perfilagem de poços de petróleo, trazendo incontáveis e inegáveis benefícios às populações e aos países.

Segundo o documento *Safety Series* no. 102 [1] da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), a radiografia industrial e o tratamento por irradiação de produtos e alimentos em irradiadores de grande porte são práticas de alto risco, enquanto os medidores nucleares e a perfilagem de poços de petróleo são consideradas de baixo risco.

A radiografia industrial é um ensaio não-destrutivo que permite avaliar a descontinuidade da matéria. O irradiador de grande porte é um equipamento industrial que utiliza uma fonte radioativa para esterilização de produtos médico-cirúrgicos descartáveis e para a preservação de alimentos e de produtos perecíveis. Os medidores nucleares são dispositivos de controle de qualidade que utilizam as propriedades da radiação ionizante para monitorar processos, materiais e produtos. A perfilagem de poços de petróleo consiste na medida e registro contínuo de determinados parâmetros ao longo das paredes de um poço, em função de sua profundidade, pela introdução e pelo deslocamento progressivo de uma sonda de medição contendo uma fonte radioativa, no interior da perfuração.

A realização normal dessas práticas tem por resultado exposições à radiação, cuja intensidade pode ser prevista com algum grau de incerteza: são chamadas de exposições normais [2]. Entretanto, na rotina das práticas também podem ocorrer situações em que haja possibilidade de exposição, mas sem nenhuma certeza de que tal exposição se dará efetivamente: são as chamadas exposições potenciais.

Em radiografia industrial, as taxas de dose junto aos equipamentos de gamagrafia ou aparelhos de raios-X são suficientemente elevadas para causar sobre-exposição nas extremidades, em poucos segundos, o que pode levar à perda de um membro. Exposições de corpo inteiro resultando em mortes não são comuns, mas ocorrem quando fontes

radioativas são mal manuseadas ou ficam em poder de pessoas leigas, que desconhecem seus efeitos. Nos países desenvolvidos e em desenvolvimento, cerca da metade dos acidentes radiológicos registrados nas práticas industriais ocorreram em radiografia industrial [3].

Nas instalações abertas de radiografia industrial nem sempre as exposições ocorrem como são inicialmente planejadas. Ocorrem muitas situações em que operadores e indivíduos do público são expostos à radiação ionizante, por causa de desvios dos procedimentos operacionais ou falhas nos equipamentos. Estas exposições, denominadas exposições potenciais, devem ser consideradas como parte da prática de radiografia industrial, no planejamento de radioproteção em instalações abertas. Os eventos causadores de exposição potencial podem ser previstos e suas probabilidades de ocorrência, estimadas, mas não previstas em detalhe. A falha em não cumprir os procedimentos operacionais é a causa primária mais comum na maioria dos acidentes em radiografia industrial [4]. Em particular, destaca-se a falha em não monitorar o irradiador para se certificar de que a fonte radioativa está na posição adequadamente blindada.

Outras causas primárias freqüentes em radiografia industrial são [4]:

a) treinamento e capacitação inadequados do pessoal;

b) controle regulatório insuficiente;

c) manutenção inadequada dos equipamentos;

d) erros humanos;

e) falha ou defeito dos equipamentos;

f) falha de projeto;

g) infração deliberada.

Em irradiadores de grande porte, o potencial para acidentes que resultam em lesões sérias ou mortes se deve às altas taxas de exposição provenientes das fontes radioativas utilizadas.

As principais e mais freqüentes causas primárias de acidentes em irradiadores de grande porte têm sido as seguintes:

a) mau funcionamento e falha em projetar os equipamentos;

b) falha ou desativação dos intertravamentos;

c) erro humano e treinamento inadequado.

Os acidentes em medidores nucleares e perfilagem de poços de petróleo

ocorreram em menor número e com menos gravidade do que os acidentes em radiografia industrial e irradiadores de grande porte. As principais lições aprendidas nos acidentes acontecidos nessas duas práticas foram:

a) o treinamento inadequado dos operadores no uso e segurança dos equipamentos;

b) a falha dos operadores em cumprir os procedimentos de segurança na utilização, armazenamento e transporte;

c) a falta de manutenção adequada nos equipamentos e nas instalações.

Em muitos acidentes na área industrial há uma combinação de causas, o que indica um problema de gerenciamento, permitindo a operação da instalação na ausência de procedimentos de segurança institucionais, tais como um programa de garantia da qualidade.

1.1 OBJETIVO

O objetivo deste trabalho é o desenvolvimento de um modelo para a avaliação de exposições potenciais em instalações abertas de radiografia industrial no Brasil.

Com a avaliação da exposição potencial inerente, será possível, no nível da instalação, implantar ou atualizar o sistema de proteção contra exposições potenciais e, no âmbito da autoridade competente, estabelecer novos procedimentos de licenciamento e inspeção e emitir novas recomendações, objetivando diminuir a probabilidade de ocorrência de exposições potenciais.

O desenvolvimento desse modelo para a avaliação da exposição potencial em instalações industriais contribuirá decisivamente na otimização dos procedimentos operacionais, de segurança e de radioproteção, na prevenção de acidentes e na redução de erros humanos em radiografia industrial.

1.2 JUSTIFICATIVA

Documentos da AIEA [4] e UNSCEAR [5] revelam que, na indústria nuclear, entre 50 e 60% dos acidentes radiológicos com conseqüências clínicas foram em radiografia industrial, tanto em países desenvolvidos, como em países em desenvolvimento.

As exposições potenciais podem ocorrer como conseqüência de acidentes. A avaliação de segurança nas práticas industriais revelou a importância da realização das análises de acidentes, que são uma parte relevante do estudo da exposição potencial. As análises de acidentes desvendaram quais foram as principais falhas cometidas pelos operadores ou equipamentos e as lições aprendidas. As lições aprendidas de acidentes propiciam uma melhor compreensão dos mecanismos e das seqüências de eventos que podem causar exposição potencial. O conhecimento adquirido dessas avaliações determina a implantação de dispositivos e sistemas, implementação de procedimentos operacionais e de uma cultura que permite o aprimoramento da segurança e radioproteção nas práticas industriais, diminuindo o risco de acidentes que possam provocar exposições potenciais.

A importância da avaliação de segurança nas práticas industriais é uma das grandes lições aprendidas dos diversos acidentes ocorridos na evolução histórica do desenvolvimento tecnológico [6].

O objetivo da segurança em qualquer indústria é proteger de forma adequada os indivíduos e a sociedade dos perigos inerentes. Entretanto, apesar de todas as precauções que se pode tomar em matéria de segurança, os riscos não podem ser eliminados. O custo de tal redução poderia aumentar de forma exponencial, podendo se transformar em desperdício de recursos financeiros e humanos para outros propósitos.

No início da avaliação de segurança de instalações nucleares, predominou o julgamento de peritos, combinado com metodologias determinísticas e com a comparação com centrais nucleares de referência. Tal avaliação evoluiu paulatinamente, em correspondência com o desenvolvimento de uma pirâmide de leis, regulamentos e guias de aplicação geral.

A análise de acidentes em instalações industriais de alto risco mediante o uso de avaliações probabilísticas de segurança requer um bom conhecimento da instalação, com o intuito de se obter um entendimento do acidente radiológico e de suas implicações para a segurança, assim como conseguir relacionar o acidente com o estudo de risco realizado e executar as modificações necessárias ao mesmo [7].

Primeiramente, realiza-se uma seleção dos acidentes que se deseja avaliar, onde é necessário fazer uma revisão daqueles eventos operacionais ocorridos que estejam vinculados de alguma forma com funções, sistemas ou equipamentos relacionados com a segurança da instalação. Geralmente, qualquer acidente que degrade ou acione as funções de segurança de uma instalação de forma inesperada ou significativa é

candidato à análise.

As metodologias aplicáveis são a avaliação de riscos industriais, análise probabilística, análise de árvores de falhas, análise de árvore de eventos, estudos de confiabilidade e de erros humanos, entre outras.

A bibliografia pesquisada enfocou a utilização dos métodos de análise probabilística de segurança (APS), tais como árvore de falhas, árvores de eventos, estudos de confiabilidade, quando aplicados aos sistemas de segurança dos reatores nucleares de potência. Apenas nas publicações no. 76 da ICRP [2] e da AIEA [8, 9] são encontrados estudos dos métodos de análise com ênfase nas aplicações industriais da radiação ionizante.

1.3 ESTRUTURA DA TESE

Esta tese contém seis capítulos. O primeiro é a introdução. No segundo capítulo, são abordados os fundamentos teóricos: um panorama sobre a prática de radiografia industrial, o conceito de exposição potencial e a importância de sua análise, as lições aprendidas com acidentes em radiografia industrial, os erros humanos como causa de acidentes radiológicos e as finalidades da análise probabilística de segurança. O capitulo 3 descreve a metodologia aplicada no trabalho: a execução das etapas fundamentais da análise probabilística de segurança, a revisão dos acidentes radiológicos em radiografia industrial, a construção dos modelos de árvore de eventos e árvore de falhas, o método da Delphi, a análise de erros humanos e a identificação das conseqüências. No capítulo 4, são apresentados os resultados obtidos: o cenário onde será avaliada a exposição em radiografia industrial, as árvores de eventos e de falhas modeladas, as estimativas das probabilidades das seqüências resultantes das árvores modeladas, a análise dos acidentes radiológicos e a estimativa da exposição potencial. O capítulo 5 apresenta as discussões sobre os resultados e objetivos alcançados, sobre os fatores que os influenciaram. Encerramos a tese com sexto capítulo apresentando as conclusões do trabalho e sugestões de melhorias.

CAPÍTULO 2

FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1 A RADIOGRAFIA INDUSTRIAL

Os Ensaios Não-Destrutivos (END) tornaram-se essenciais no desenvolvimento da indústria moderna de forma a melhor garantir o controle sobre eventuais defeitos [10]. Por permitir um registro permanente e grande facilidade para avaliação do ensaio volumétrico da peça ou da solda, a radiografia industrial ocupa um lugar importante dentre as técnicas de END, fazendo com que materiais e equipamentos tenham sua qualidade de acordo com as normas de projeto e montagem. Sua imensa aplicabilidade pode ser constatada em diversos setores industriais: naval, bélico, eletrônico, caldeiraria, fundição, aeronáutico, nuclear, mecânica pesada, petroquímico, etc. Sua utilização progressiva, em nível mundial e nacional, comprova a vantagem da técnica, pela sua eficiência, praticidade e qualidade, tornando-a, em alguns casos, a única disponível.

Os locais onde são executadas as radiografias podem ser do tipo permanente ou transitório. Os locais transitórios devem ser delimitados, sinalizados e podem estar dentro ou fora dos limites de uma empresa, o que caracteriza as operações no campo. No jargão dos operadores de radiografia industrial, os locais transitórios são conhecidos como frentes móveis e os locais permanentes como frentes fixas. A norma CNEN NN-6.04 [11] classifica as instalações como fechadas e abertas. As instalações fechadas são locais que apresentam recintos blindados (*bunkers*), cuja construção e acessos são adaptados ao tipo e à atividade ou potência das fontes de radiação ali utilizadas. Os *bunkers* possuem paredes e portas construídas com materiais e espessuras suficientes para blindar as radiações emitidas, como pode ser visto na Figura 2.1, e também podem ser usados como locais de armazenamento de irradiadores e fontes seladas para gamagrafia. As instalações abertas caracterizam-se como locais temporários onde são executadas as radiografias industriais e para onde irradiadores ou aparelhos de raios-X necessitam ser deslocados. Estes locais podem estar situados em diferentes partes do terreno de uma empresa, devendo, porém, obedecer aos requisitos de delimitação e classificação de áreas. A Figura 2.2 mostra o exemplo de uma instalação aberta

Figura 2.1 – Exemplo de instalação fechada – *bunker*.

Figura 2. 2 – Exemplo de instalação aberta.

As empresas prestadoras de serviço operando em instalações abertas acarretam uma grande circulação de fontes de ^{192}Ir dentro do País.

Figura 2.3 – Aparelho de gamagrafia sendo utilizado em uma instalação aberta

Na radiografia industrial podem ser utilizados os aparelhos de raios-X e os equipamentos de gamagrafia, também chamados irradiadores, que utilizam uma fonte de raios-γ. Um aparelho de gamagrafia é mostrado na Figura 2.3.

Os aparelhos de gamagrafia compõem-se basicamente de três componentes:

a) blindagem ou irradiador - geralmente construída de urânio exaurido ou chumbo e envolta por um recipiente de aço para protegê-la contra choques mecânicos. Cada blindagem é dimensionada em função do elemento radioativo específico e de sua atividade inicial.

b) fonte radioativa - é encapsulada em material austenítico para que não haja dispersão ou fuga de material radioativo para o exterior, impedindo que o material radioativo entre em contato com qualquer superfície ou objeto, reduzindo os riscos de uma contaminação radioativa. À fonte radioativa com tal configuração denomina-se fonte selada e seu dispositivo de contenção e fixação, por meio do qual a cápsula que a contém é movimentada, denomina-se porta-fonte. O material radioativo das fontes de raios-γ é constituído de pequenos discos metálicos encapsulados. Cada cápsula é fabricada com aço

inoxidável para que permaneça hermeticamente selada. Sua integridade física previne a dispersão do material radioativo, evitando possíveis contaminações ou acidentes.

c) mecanismo para expor a fonte - para a movimentação da fonte selada, o equipamento de gamagrafia é equipado com dispositivo mecânico de acionamento manual, elétrico, magnético ou pneumático que permite a exposição do porta-fonte a uma distância segura sem que os operadores se exponham ao feixe primário de radiação.

2.2 ANÁLISE DAS EXPOSIÇÕES POTENCIAIS

As exposições potenciais são decorrentes de eventos que podem ser previstos e cuja probabilidade de ocorrência pode ser estimada. Todavia, não se pode afirmar que ocorrerão. As exposições potenciais podem ser resultantes de um acidente com fonte radioativa ou decorrente de uma seqüência de eventos de natureza probabilística, incluindo falhas de equipamentos e erros humanos.

As exposições potenciais afetam basicamente os indivíduos que também estão sujeitos às exposições normais, como trabalhadores e membros do público. O número de indivíduos afetados é normalmente pequeno e o único dano envolvido é o risco à saúde das pessoas diretamente expostas, i.e., o risco de efeitos estocásticos devido às exposições normais e risco de efeitos estocásticos e determinísticos devido às exposições potenciais. As exposições potenciais ocorrem através de processos relativamente simples. Em muitas situações, a exposição potencial pode estar presente nas tarefas importantes na operação da instalação. Um exemplo disto é a necessidade de entrada dos operadores dentro da área restrita durante a realização de uma radiografia industrial em instalação aberta.

A análise das exposições potenciais com a finalidade de planejar ou julgar as medidas de proteção é geralmente baseada na:

a) construção de cenários que tencionam representar tipicamente a seqüência de eventos que levem às exposições;

b) estimativa das probabilidades de cada seqüência;

c) estimativa da dose resultante;

d) avaliação do dano associado a essa dose;

e) comparação dos resultados, sob algum critério de aceitabilidade; e

f) otimização da proteção, que pode exigir muitas repetições das etapas anteriores.

A publicação no. 64 da ICRP [12] recomenda como critério de aceitabilidade que

os limites de risco para exposições potenciais sejam da mesma ordem de grandeza que o risco à saúde implícito pelos limites de dose para exposições normais.

O primeiro passo na análise das exposições potenciais é identificar e quantificar a freqüência esperada dos eventos iniciadores que podem causar exposições potenciais.

O documento no. 76 da ICRP utiliza a média anual de dose de 5×10^{-3} Sv e o coeficiente de risco de morte por câncer para exposição ocupacional de 4×10^{-2}/Sv para calcular um risco de referência de morte individual ocupacional de 2×10^{-4} por ano como um critério de aceitabilidade.

Uma análise válida necessita de cenários realísticos e completos. Portanto, os cenários identificados deverão considerar toda a informação disponível. O analista precisa identificar os tipos de cenários que contribuem significativamente para a exposição potencial. Dependendo da natureza da instalação ou operação, pode ser necessário um estudo mais estruturado para a identificação de cenários.

A modelagem de um cenário de eventos (um sistema, uma sucessão de ações humanas e de máquinas, etc.) com estruturas lógicas pode simplificar a estimativa da probabilidade de falha ou erro humano.

Para cada cenário de exposição potencial, é necessário identificar e quantificar a freqüência esperada dos eventos iniciadores. Como exemplos de eventos iniciadores pode-se citar: erros humanos, falhas do sistema, falhas do material, eventos externos que afetam a instalação, ações normais dos operadores, que possam rotineiramente desafiar o sistema de proteção, etc.

Dois modelos são largamente utilizados para apresentar as estruturas lógicas de forma apropriada para análises quantitativas: árvores de eventos e árvores de falhas [2]. Uma árvore de eventos é apropriada para análises indutivas. Árvores de falhas são próprias para análises dedutivas. Ambas as árvores podem ser utilizadas para analisar e quantificar as probabilidades de falha de um sistema. Em casos complicados, pode ser interessante aplicar ambos os modelos. Para sistemas mais simples, a aplicação de somente um dos modelos é suficiente.

Geralmente, a freqüência de demanda e as probabilidades de falha dos sistemas podem ser estimadas, utilizando-se análise de confiabilidade humana, taxa de falhas dos componentes, experiência operacional, julgamento de peritos, análise de causas raízes e outras fontes de informações, tais como os bancos de dados de falhas dos componentes e sistemas.

A estimativa de probabilidades ou de freqüências esperadas, para cada evento identificado na estrutura lógica (árvore de eventos ou árvore de falhas), é baseada em informações que podem ser originadas de dados de sistemas já existentes, para os quais haja suficiente experiência operacional, ou pode ser extrapolada, a partir de um conjunto de dados substanciais de outros tipos de sistemas similares. Alternativamente, as estimativas podem ser baseadas em dados restritos, complementado por opiniões de peritos na operação do sistema. Deve-se ter o cuidado de assegurar consistência e coerência entre os valores baseados nos dados existentes e os baseados nas opiniões de peritos [2].

Dados de confiabilidade de sistemas e componentes eletrônicos são encontrados na literatura e em diversos bancos de dados [2]. As estimativas de confiabilidade de sistemas e componentes mecânicos são mais complicadas, requerendo o conhecimento de mecanismos de falha e outras particularidades, sendo usualmente necessária a opinião de peritos. As falhas humanas podem ser tratadas como um integrante do sistema de proteção na análise da estrutura lógica ou podem ser estimadas a partir dos registros da experiência operacional. Entretanto, atribuir uma probabilidade a erros humanos é sempre caracterizado por grandes incertezas e depende muito da situação estudada. Infelizmente, a probabilidade de erros humanos está entre as mais difíceis de serem quantificadas de maneira lógica e consistente. A quantificação dos erros humanos envolve a identificação de fatores, tais como: disposição do local de trabalho, nível de iluminação, nível de ruído, grau de estresse associado ao trabalho, treinamento dos trabalhadores, etc., que fornecem o contexto de ocorrência desses erros. É também concebível que a probabilidade de erro humano repetido cresça se, na primeira vez que ocorrer, ele não tiver conseqüências imediatas.

O dano radiológico deve ser estimado, como resultado final de uma árvore de eventos ou de falhas, com o propósito de se obter alguma comparação do risco implicado pelas exposições potenciais com um critério de risco mais amplo. Isso inclui uma estimativa das probabilidades e doses individuais para cada cenário, de tal forma que todos os tipos de danos importantes sejam considerados.

2.3 LIÇÕES APRENDIDAS COM ACIDENTES EM RADIOGRAFIA INDUSTRIAL

As lições aprendidas com acidentes radiológicos ocorridos em instalações industriais possibilitam a identificação dos tipos de cenários que contribuem significativamente para a exposição potencial. O conhecimento dos eventos iniciadores, dos fatores contribuintes e das conseqüências dos acidentes permite um estudo mais estruturado dos cenários.

A AIEA publicou dois informes sobre as lições aprendidas com acidentes nas práticas de radiografia industrial e de irradiadores de grande porte [4, 13]. Esses informes analisaram os eventos ocorridos na década de 90 e determinaram os principais fatores que os causaram.

As lições aprendidas dos resultados das investigações de acidentes em radiografia industrial foram as seguintes:

1) A adesão aos procedimentos de segurança estabelecidos teria impedido a maioria dos acidentes. O erro humano em não cumprir os requisitos de segurança costuma ocorrer por pressões comerciais e exigências da produção, a saber:

   a) na maioria das sobre-exposições, a pessoa afetada não cumpriu os procedimentos apropriados; concretamente: não realizou uma monitoração de área;

   b) em várias sobre-exposições, os intertravamentos ou outros sistemas de segurança foram deliberadamente inutilizados, contrariando os procedimentos estabelecidos;

   c) em várias sobre-exposições, um único operador supervisionou inadequadamente o pessoal qualificado.

2) A segurança pode ser comprometida se os controles regulatórios não forem aplicados à concessão de licenças e às medidas de observância, a saber: a consideração do projeto do dispositivo da fonte radioativa, os procedimentos de segurança radiológica e a capacitação. Quando esses aspectos não são devidamente levados em conta, produzem-se condições inseguras, inclusive, a exposição às radiações de vários indivíduos do público, porque:

   a) a análise insuficiente do projeto do dispositivo teve como resultado a desconexão do porta-fonte e a exposição de indivíduos do público;

b) em instalações abertas, os procedimentos de segurança não têm sido cumpridos adequadamente.

3) O supervisor de radioproteção pode perder o controle do nível de conhecimentos e de atuação dos operadores se não forem realizadas auditorias sistemáticas, se não forem avaliadas a idoneidade da capacitação e se não forem aplicados cursos de reciclagem para os operadores, ou seja:

   a) em vários casos, foi permitido que os operadores que se acidentaram utilizassem o aparelho de gamagrafia e os equipamentos de segurança sem a capacitação necessária;

   b) os operadores acidentados freqüentemente não levaram o monitor de área ou não o utilizavam corretamente;

   c) os operadores acidentados muitas vezes não utilizavam o dosímetro individual.

4) Em muitos casos, uma cultura de segurança insuficiente teve como resultado a degradação dos sistemas de segurança e procedimentos operacionais. Tudo parece indicar que o volume de trabalho e os custos de produção têm prioridade sobre a segurança, ou seja:

   a) durante algumas tarefas de recuperação do porta-fonte, os operadores não portaram deliberadamente seus dosímetros individuais, antes de realizarem as ações de recuperação, com a finalidade de evitar o acréscimo de dose registrada;

   b) alguns acidentes ocorreram porque não foi dada atenção suficiente à manutenção dos sistemas e dos instrumentos de segurança;

   c) ficou evidente um alto grau de condescendência com relação à segurança pessoal e ao cuidado com os indivíduos do público;

   d) com freqüência não há um número suficiente de operadores qualificados para responder às condições imperantes.

5) Na maioria dos acidentes, foi observada que a capacitação em matéria de segurança era deficiente, inclusive a capacitação inicial, assim como os procedimentos de emergência apropriados, ou seja:

   a) as fontes foram recuperadas sem instrumentos, ferramentas ou planejamento apropriados e em condições ambientais desfavoráveis;

   b) os operadores acidentados, muitas vezes, não possuíam conhecimentos básicos

sobre os princípios operacionais fundamentais dos equipamentos com os quais trabalhavam;

c) em geral, parecia haver falta de conhecimento sobre os princípios básicos, operacionais, de segurança e de radioproteção, ou seja, os operadores não tinham conhecimento profundo sobre os princípios básicos.

As exposições potenciais podem ocorrer em conseqüência de acidentes. A avaliação de segurança nas práticas industriais revelou a importância da realização das análises de acidentes, que são uma parte relevante no estudo da exposição potencial. As análises de acidentes desvendam quais foram as principais falhas cometidas pelos operadores ou equipamentos e as lições aprendidas. As lições aprendidas de acidentes propiciam uma melhor compreensão dos mecanismos e das seqüências de eventos que podem causar exposição potencial. O conhecimento adquirido dessas avaliações determina a implantação de dispositivos e sistemas, mudanças na capacitação do pessoal, implementação de procedimentos e de uma cultura que permita o aprimoramento da segurança nas práticas industriais, diminuindo o risco de acidentes que possam provocar exposições potenciais.

2.4 ERROS HUMANOS

Violações às regras mais elementares e aos procedimentos de segurança na operação com fontes radioativas tiveram como conseqüência acidentes radiológicos. A análise das causas e circunstâncias dos acidentes em radiografia industrial mostrou que fundamentalmente foram cometidos os seguintes erros operacionais [13]:

a) falta de levantamento radiométrico ou realização inadequada do mesmo: o aparelho de gamagrafia não foi monitorado ou foi monitorado incorretamente, após o recolhimento da fonte radioativa;

b) não foram utilizados os dispositivos importantes para a segurança na operação do irradiador: não se executou corretamente as conexões do cabo de comando e do tubo-guia ao irradiador e não se utilizou o sistema de travamento depois de se recolher a fonte;

c) falta de manutenção preventiva e corretiva dos equipamentos de gamagrafia: foram observados problemas, como desgaste nos conectores do cabo de comando ou do tubo-guia, tensão excessiva no cabo de comando,

deformações no tubo-guia ou instabilidade da manivela de comando, que podem ser corrigidos pela implantação de programas de revisão e manutenção periódica.

Embora seja difícil estabelecer porque não são realizados os levantamentos radiométricos após recolher a fonte, foi observado que os operadores não costumam cumprir os procedimentos de segurança que consideram desnecessários. Além disso, foi observado o uso de monitores de radiação defeituosos ou impróprios, má interpretação da leitura de medidores funcionando corretamente e desconfiança dos operadores nas indicações dos monitores de radiação [13].

O estado emocional, de saúde ou psicológico dos operadores foi fator determinante em acidentes em radiografia industrial. Estudos realizados concluíram que os acidentes ocorreram com operadores que estavam vivendo momentos de muito estresse por distração, cansaço, doença, preocupação ou pressões externas. Os operadores trabalhando sob tensão constituem um perigo para a segurança de toda a equipe, porém emitem sinais de alerta que podem ser notados, como irritabilidade persistente, comportamento compulsivo, incapacidade de concentração, evasões da realidade, fadiga e temor. A conduta dos operadores também é influenciada pelo grau de atenção e estimulo que recebem, pela falta de incentivos profissionais e pelas características próprias do trabalho que executam: a monotonia, a repetição e o tédio.

2.5 ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA

A ampla utilização das técnicas de Análise Probabilística de Segurança (APS) no setor nuclear, nas duas décadas passadas, e os resultados positivos alcançados na tomada de decisões em matéria de segurança, como complemento dos métodos determinísticos, incentivaram a utilização da APS nas demais aplicações nucleares e radioativas [8, 9, 14,15]. A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), através de diversos programas, está tomando uma série de ações para que a comunidade nuclear priorize a aplicação das técnicas probabilísticas de segurança, na avaliação e tomada de decisões em matéria de segurança. Entretanto, apesar de ser uma metodologia com eficácia comprovada no setor nuclear, o fato de que não tenha sido ainda realizado um estudo completo de APS em nenhuma instalação radiativa faz com que existam determinados aspectos metodológicos que necessitam de aprofundamento e adaptação para a aplicação

das técnicas. Entre esses aspectos se encontram: a identificação do cenário, a estimativa da freqüência de falhas de equipamentos e a probabilidade de erros humanos.

A avaliação de segurança tem-se baseado tradicionalmente no enfoque prescritivo, ou seja, na avaliação do cumprimento de determinados códigos e normas que sintetizam os resultados da evidência histórica, da pesquisa e do desenvolvimento em um dado momento. É baseada também na comprovação, mediante análise determinística, na qual se utilizam as hipóteses mais desfavoráveis para comprovar que, diante do pior acidente previsto, não ocorrem conseqüências radiológicas graves e, portanto, garante-se que os resultados das avaliações de segurança são conservativos.

Há um outro enfoque complementar de avaliação de segurança denominado Análise Probabilística de Segurança. Ela utiliza ferramentas conceituais e matemáticas para realizar uma investigação sistemática, exaustiva e estruturada dos diferentes cenários de risco, que podem levar a eventos não desejados (seqüências acidentais), a partir da ocorrência da falhas de equipamentos ou erros humanos.

O TECDOC 1267 [8] da AIEA é um guia para a condução da APS nas demais aplicações nucleares e radioativas, apresentando um procedimento geral para a realização da análise. O principal objetivo da APS é proporcionar informação qualitativa e quantitativa sobre as particularidades do projeto e funcionamento da instalação, incluindo a identificação do que contribui para o risco e a comparação de opções para incrementar a segurança. A finalidade da APS pode ser resumida em [14]: determinar e identificar as combinações que podem levar a um acidente ou evento não desejados; avaliar a freqüência de que ocorra cada combinação e avaliar as conseqüências. Com este fim, a metodologia de APS integra informação sobre o projeto, práticas de operação e funcionamento, histórico operacional, confiabilidade de equipamentos e componentes, comportamento humano, fenômenos favoráveis a um acidente e efeitos potenciais. Todas essas informações são utilizadas para fazer com que possíveis incidentes, deficiências, erros e vulnerabilidades da instalação proporcionem um panorama equilibrado do efeito de cada um deles sobre a segurança, assim como a importância relativa das contribuições para o risco das seqüências de acidente que poderiam ter início por causa de falhas nos equipamentos ou de erros de operação.

CAPÍTULO 3

METODOLOGIA

3.1 METODOLOGIA PARA EXECUÇÃO DA ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA (APS)

Para qualquer instalação ou prática, a realização da Análise Probabilística de Segurança compreende seis etapas fundamentais [8,9,14], que compõem o esquema visto na Figura 3.1.

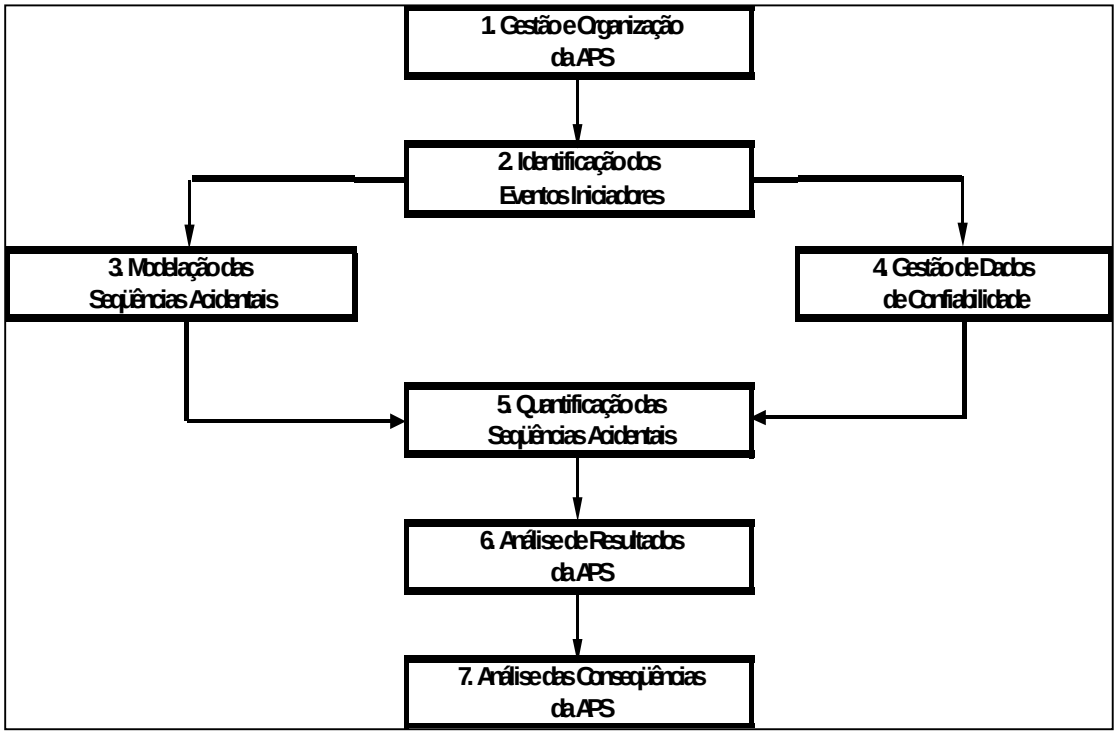

Figura 3.1- Etapas Fundamentais da Análise Probabilística de Segurança [14]

Em princípio, os métodos de APS podem ser aplicados a qualquer tipo de instalação, mas há uma série de aspectos que necessitam de aprofundamento para assegurar sua plena utilização metodológica, levando em conta os seguintes elementos:

a) alcance do estudo;

b) natureza e complexidade da instalação;
c) grau de introdução da APS em instalações similares;
d) disponibilidade e detalhamento das análises determinísticas de segurança;
e) ajuste dos modelos para a instalação;
f) disponibilidade e qualidade dos dados de confiabilidade;
g) incidência e importância do fator humano nas seqüências acidentais a serem estudadas.

Uma atenção especial deve ser dada na aplicação da filosofia da APS às práticas médicas e industriais, enfocando a segurança dos trabalhadores e dos indivíduos do público, porque muitas características das exposições potenciais que se identifiquem serão majoritariamente causadas por atuações humanas. Assim, a APS, na sua maior parte, será uma análise específica e detalhada dos fatores humanos que influem nas seqüências acidentais.

Considerando este aspecto, as limitações existentes na estimativa de erros humanos e observando que é muito grande o número de possíveis intervenções humanas, a APS deverá utilizar, com o maior nível de detalhamento possível, as técnicas qualitativas de identificação de perigos e de avaliação das incertezas nas probabilidades calculadas.

É por isso que apesar da existência de documentos metodológicos para a realização de uma APS [8,9], Vilaragut Llanes *et al*. [14] adaptou e utilizou para a execução da APS na prática medica de radioterapia as diferentes etapas, apresentadas no diagrama de blocos da Figura 3.2.

De uma maneira geral, a aplicação desta metodologia considera os seguintes pontos:

a) a identificação dos perigos ou acidentes com conseqüências importantes que possam ocorrer durante a utilização das práticas industriais;

b) a identificação de como se pode chegar a iniciar as seqüências de eventos que contribuam com os estados de danos identificados (eventos iniciadores de acidente).

c) a determinação dos efeitos sobre o trabalhador e os indivíduos do público, a partir da análise dos modos de falha dos equipamentos e possíveis erros humanos nas diferentes etapas das práticas industriais;

d) o desenvolvimento das árvores de eventos que representem as seqüências

possíveis;

e) a análise por meio de árvores de falhas dos eventos iniciadores modelados nas árvores de eventos;

f) a quantificação das probabilidades associadas aos eventos iniciadores e aos eventos básicos nas árvores de falhas;

g) a análise da confiabilidade das ações humanas que figurem nos eventos iniciadores das árvores de eventos e de falhas;

h) a quantificação das freqüências anuais das diversas seqüências e perigos identificados no primeiro passo.

A aplicação desta metodologia para determinar a exposição potencial nas instalações industriais compreende as seguintes etapas:

1) Revisão bibliográfica;
2) Seleção da metodologia a ser aplicada;
3) Identificação do cenário;
4) Avaliação dos itens do procedimento operacional;
5) Modelagem das árvores de eventos;
6) Estimativa da freqüência de demanda do evento inicial;
7) Estimativa de probabilidade para os eventos das árvores modeladas;
8) Estimativa das probabilidades das seqüências da árvore de eventos modelada;
9) Estimativa das incertezas associadas;
10) Revisão dos acidentes – análise dos relatórios de doses elevadas e acidentes;
11) Modelagem das árvores de falhas, levando em conta os erros humanos e as falhas dos equipamentos;
12) Estimativa das probabilidades para as árvores de falhas;
13) Análise de sensibilidade;
14) Análise das conseqüências: avaliação dos danos resultantes da exposição potencial;
15) Estimativa do risco de exposição potencial.

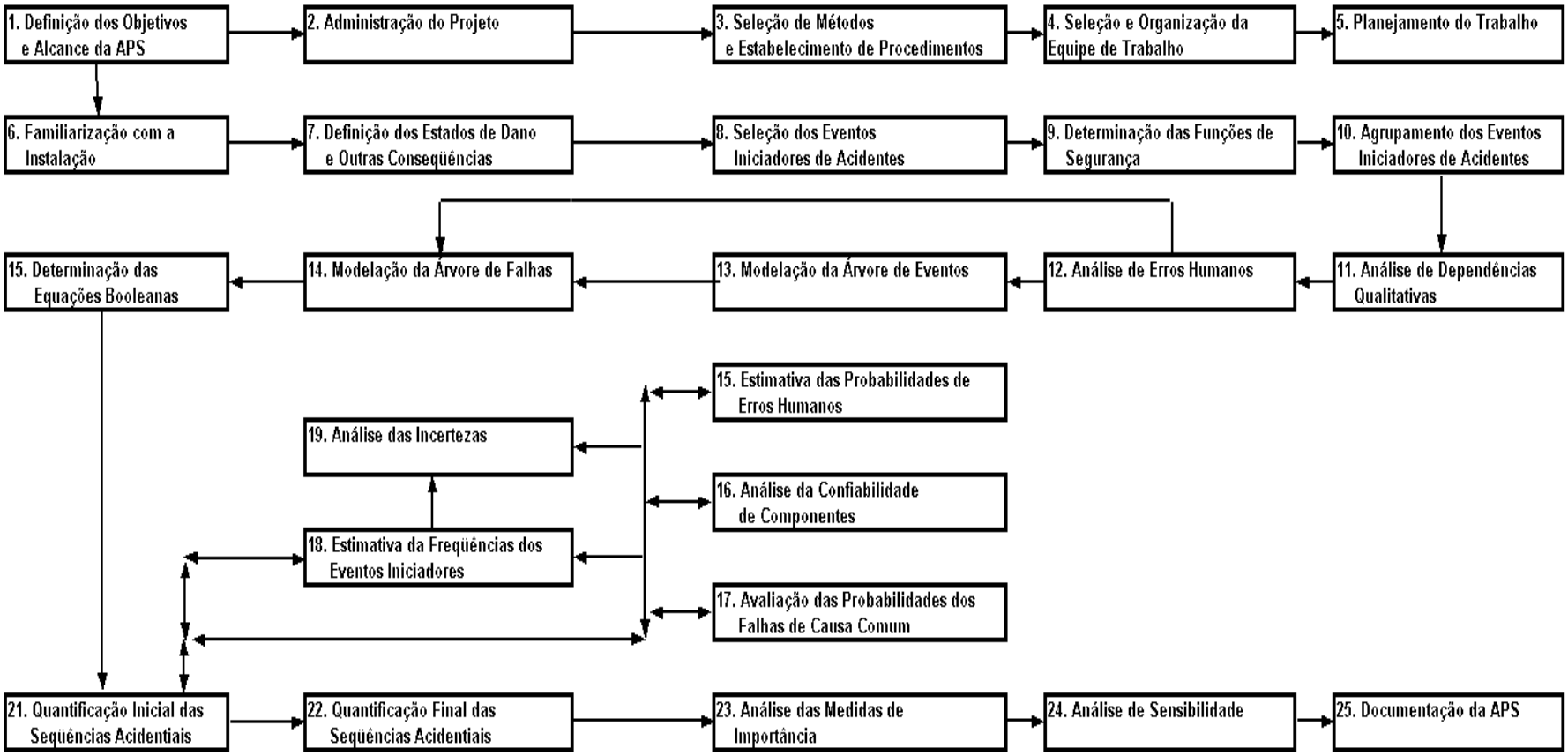

Figura 3.2 – Diagrama de Blocos Utilizado para Execução da APS em Radioterapia

3.2 CONSTRUÇÃO DO MODELO DE ÁRVORES DE EVENTOS

A configuração das árvores de eventos é uma técnica indutiva utilizada para avaliar a probabilidade de ocorrência de uma exposição potencial. As árvores de eventos fornecem uma forma sistemática para identificar as várias seqüências que conduzem à exposição potencial e quantificar a probabilidade de cada seqüência [8, 9, 15,16].

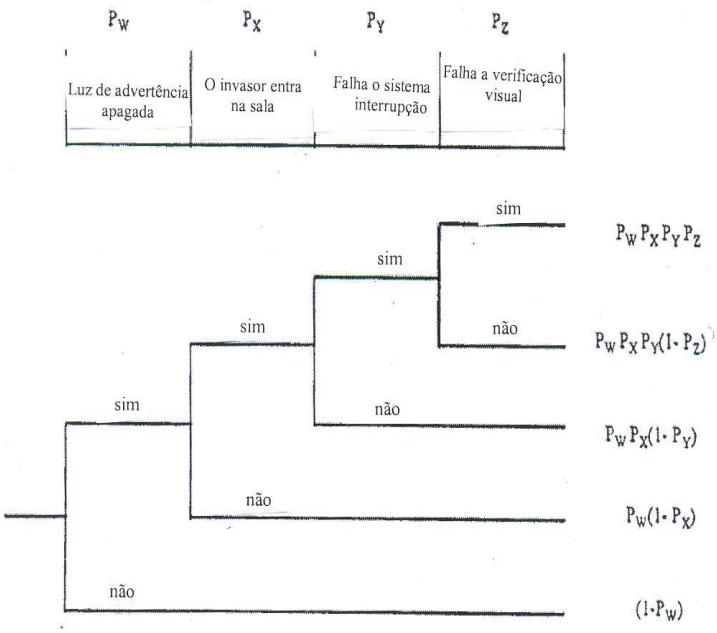

Figura 3.3 – Árvore de Eventos

Por exemplo [15]: freqüentemente há o requisito de instalação de uma barreira contra a exposição acidental de pessoas que de forma inadvertida entram em um recinto blindado (*bunker*) durante uma sessão de ensaios radiográficos. É exigida pela regulamentação que haja uma sinalização luminosa de advertência sobre a geração ou emissão de radiação ionizante. Outra exigência é que haja uma porta de entrada que não possa ser aberta durante a exposição radiográfica. E também que se a porta de entrada se abrir durante uma irradiação, um sistema de interrupção automática (intertravamentos) detenha imediatamente a emissão de radiação e que o operador posicionado no painel de comando tenha contato visual permanente com o interior do recinto blindado, mediante janela com vidro plumbífero ou circuito interno de televisão, para detectar invasões.

Uma exposição acidental poderá ocorrer se cada uma destas barreiras for sucessivamente violada.

A árvore de eventos associada a esta situação de exposição potencial se inicia pelo ramo à esquerda. Cada ramo conduz a uma bifurcação binária: para cima, significa "que o evento acontece"; para baixo, significa "que o evento não acontece". Neste caso, o diagrama leva a cinco resultados diferentes, desde falha de todas as barreiras até nenhuma falha de todas as barreiras. É assumido que é suficiente para que não ocorra a exposição potencial que não falhe a primeira barreira. A probabilidade de cada resultado está indicada à direita e é uma combinação das freqüências de falhas individuais.

As freqüências de falha de cada barreira são denotadas por Pw, Px, Py e Pz. Deve ser estabelecido um termo temporal para normalização destas freqüências individuais, que comumente são fixadas em um ano.

Supondo que em um ano o aparelho de gamagrafia ou de raios-X seja acionado 5.000 vezes e que a freqüência de falhas da sinalização luminosa de advertência seja 1 por cada 100 mil demandas, a freqüência de falha, Pw, seria de 5×10^{-2} por ano. A freqüência do complemento (não falha) seria $9{,}5 \times 10^{-1}$ por ano. Da mesma forma, são avaliadas as freqüências de falhas das demais barreiras, resultando, cada uma, em números inferiores a 1, de tal forma que a probabilidade das combinações de mais de uma falha é inferior a menor das suas freqüências individuais. As árvores de eventos são ferramentas orientadas para a avaliação da probabilidade de ocorrência das exposições potenciais, a quantificação da intensidade é um capítulo a parte, o que se pode afirmar a este respeito, no momento, é que falhando as quatro barreiras seguramente ocorrerá uma exposição não desejada, cuja magnitude dependerá de cada tipo de radiação e essencialmente do tempo: em que o invasor tarde para perceber a sua situação ou em que o operador demore a notar o intruso e desligar o equipamento emissor de radiação.

No caso das instalações abertas de radiografia industrial, por exemplo, os eventos considerados no modelo foram os itens do procedimento de execução dos ensaios radiográficos. Na construção do modelo da árvore de eventos, os itens do procedimento operacional formaram o cabeçalho da árvore. A realização ou não de cada item, levam às bifurcações dos ramos da árvore. Os diversos caminhos desde o evento iniciador, passando pelos ramos, até a execução ou não das radiografias podem resultar em exposição rotineira ou potencial para a equipe de operadores.

Na teoria, se o procedimento operacional possui *n* itens com possibilidade de

sucesso ou falha, o modelo de árvore pode ter até 2^n seqüências. Na prática, se houver dependência entre o sucesso ou a falha dos itens do procedimento operacional, o número de resultados significativos pode ser menor.

Para calcular a probabilidade das seqüências de eventos resultantes, foi preciso inicialmente, estimar uma freqüência de demanda para o evento iniciador e atribuir uma probabilidade de sucesso ou falha a cada item do procedimento, utilizando-se o método de Delphi [17] de julgamento de peritos. Em seguida, pode ser realizado o cálculo para cada seqüência resultante possível.

A árvore de eventos modelada e os resultados de probabilidades das seqüências serão apresentados no capítulo 4.

Os passos seguintes foram: o ajuste do modelo da árvore de eventos inicialmente elaborado, com depurações sucessivas, para aproximá-lo da realidade dos ensaios radiográficos em instalações abertas; e o cálculo das incertezas associadas ao modelo final.

A partir dos resultados obtidos da árvore de eventos, foram selecionadas as seqüências de maior probabilidade que levassem a uma situação de exposição potencial. Para analisar essas seqüências, utilizou-se o método de Delphi, as árvores de falhas e a revisão de acidentes, que serão descritos nas próximas seções.

3.3 CONSTRUÇÃO DO MODELO DE ÁRVORES DE FALHAS

A metodologia de árvores de eventos funciona quando se analisa falhas de barreiras que estejam alinhadas, ou com uma configuração concêntrica, ou seja, para violar a terceira barreira é necessário que sejam ultrapassadas as duas barreiras anteriores para que aconteça a exposição potencial analisada [15]. Outro tipo de enfoque é preciso quando a exposição potencial se dá como resultado de uma combinação de eventos não necessariamente alinhados e inclusive de natureza diferente.

É designado um evento topo, que neste contexto seria a exposição potencial, e se deduz, a partir deste evento, quais combinações lógicas de eventos de menor importância produziriam a ocorrência do evento topo. Há todo um formalismo lógico e matemático (álgebra boolena) na configuração da árvore de falhas que é utilizado para estimar a probabilidade de ocorrência.

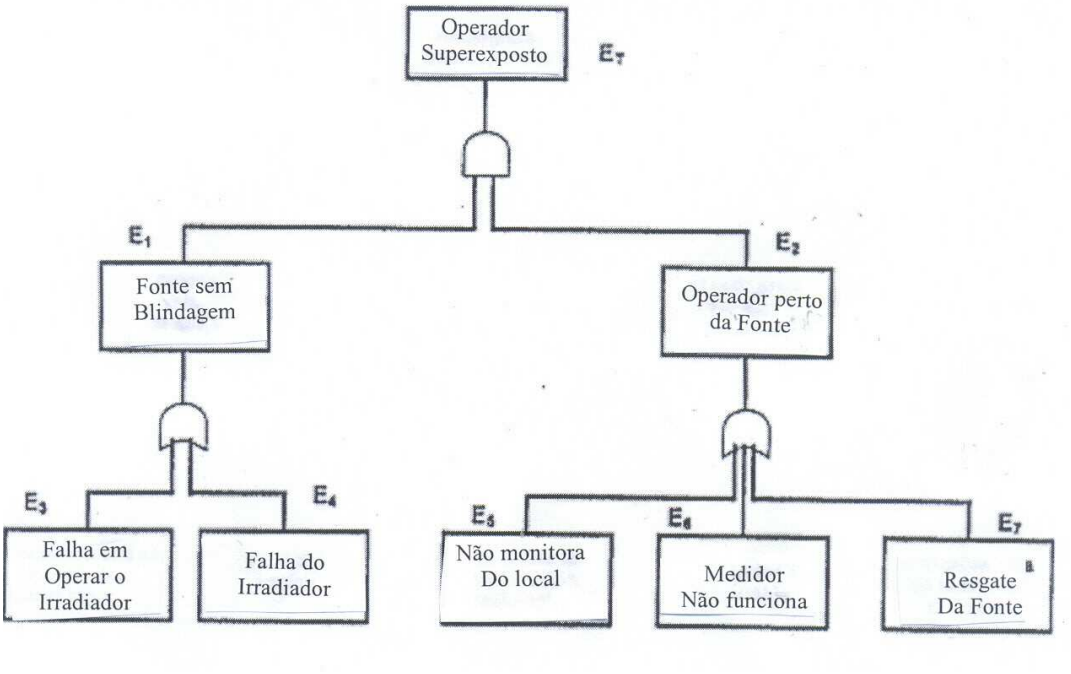

Figura 3.4 – Árvore de Falhas

Um exemplo simplificado de aplicação de árvores de falhas na estimativa da exposição potencial é o caso da sobreexposição de um operador de radiografia industrial ao se aproximar de uma fonte radioativa sem blindagem [15]. O evento topo (E_T) é a sobreexposição. Para que ela aconteça são necessárias as seguintes condições:

- fonte sem nenhuma blindagem (E_1);
- operador posicionado dentro do ângulo sólido de ação da fonte radioativa (E_2);
- falta de treinamento do operador no funcionamento do comando (E_3);
- falha no funcionamento do comando (E_4);
- falha no uso do monitor portátil de radiação (E_5);
- monitor de radiação portátil inoperante (E_6);
- falta de procedimentos para situações de emergência (E_7).

Uma utilidade imediata das árvores de falhas é que proporciona uma descrição lógica de um cenário particular de acidente, que o faz específico para as exposições potenciais envolvidas. Desta forma, a árvore de falhas configurada anteriormente não

possui utilidade para analisar um cenário de exposição potencial derivada do extravio de fontes radioativas, porque é necessário construir uma árvore de falhas especifica.

Para a árvore de falhas da fonte sem blindagem, há 6 conjuntos de corte mínimos ($\{E_3,E_5\}$,$\{E_3,E_6\}$,$\{E_3,E_7\}$, $\{E_4,E_5\}$, $\{E_4,E_6\}$,$\{E_4,E_7\}$) assim chamados porque basta a ocorrências destas combinações para haver o evento topo.

Uma expressão válida para a probabilidade de ocorrência do evento topo é dada por:

$$P(E_T) = [P(E_3) + P(E_4)] \text{ x } [P(E_5) + P(E_6) + P(E_7)] \qquad (3.1)$$

Para estimar a probabilidade de ocorrência, deve-se contar de uma metodologia que permita avaliar as probabilidades dos eventos isolados $P(E_3)$ a $P(E_7)$, para os quais devem ser estabelecer parâmetros básicos adequados para cada cenário proposto. Intuitivamente, pode-se inferir que a probabilidade de ocorrência do cenário estudado (fonte radioativa sem blindagem) deve estar normalizada ao número de fontes de radiografia portátil existentes no país e a intensidade com que elas são utilizadas

No método de árvores de falhas [8,9,15,16], foi designado um evento topo, a exposição potencial, e se deduziu, a partir deste evento, quais as combinações lógicas de eventos primários, em menor nível, que produziriam a ocorrência do evento topo. O objetivo foi analisar as causas dos eventos topos e estimar suas probabilidades de ocorrência.

A árvore de falhas é um diagrama lógico, representando a combinação de vários eventos primários, através de um conjunto de operadores booleanos que conduzem ao evento topo.

A construção da árvore de falhas começa pela definição do evento topo e a determinação de todos os eventos que podem causá-lo e suas combinações. Em seguida, o mesmo procedimento é aplicado sucessivamente a esses eventos, determinando suas causas, até que os eventos primários sejam encontrados.

Os eventos primários são eventos que podem ser associados aos itens do procedimento operacional ou a algum fator externo, como por exemplo: falhas de equipamentos ou sistemas; erros humanos durante a operação ou manutenção; eventos externos como incêndio, enchentes, quedas.

3.4 METODOLOGIA DE REVISÃO DE ACIDENTES

Foram revisados os relatórios de acidentes e situações de emergência ocorridos em radiografia industrial, no período de janeiro de 2003 a dezembro de 2006. As informações contidas nos relatórios permitiram tornar o cenário mais realístico, fornecendo dados mais adequados para as modelagens das árvores de eventos e de falhas e propiciaram um melhor dimensionamento das conseqüências.

Os serviços de radioproteção das empresas de radiografia industrial, atendendo a requisito da norma CNEN NN-6.04 [11], registram as situações de emergência e acidentes radiológicos e enviam à CNEN os relatórios que devem conter, no mínimo, as seguintes informações:

a) descrição do acidente ou situação de emergência – detalhando as circunstâncias em que ocorreu o evento, indicando o tipo de radionuclídeo ou equipamento que estava sendo utilizado, local, data, hora e pessoas envolvidas;
b) causas do evento;
c) reconstituição do acidente, se possível, com documentação fotográfica, desenhos e diagramas;
d) estimativa das doses recebidas pelas pessoas envolvidas;
e) planejamento feito para retorno à situação normal, incluindo os procedimentos usados e os cálculos das doses recebidas inevitavelmente para esse retorno;
f) avaliação dos monitores individuais solicitados em caráter de urgência;
g) medidas tomadas para evitar reincidências;
h) providências tomadas a respeito das pessoas expostas à radiação;
i) resultados de exames clínicos e laboratoriais realizados ;
j) declarações sobre o evento assinadas pelos operadores envolvidos.

A Tabela A.1 apresenta as principais características dos acidentes registrados nos relatórios que foram revisados.

3.5. O MÉTODO DELPHI

A técnica Delphi é uma ferramenta de análise qualitativa usada em situações de carência de dados históricos ou de rupturas tecnológicas [18].

O Método Delphi [17] pode ser caracterizado como um método para estruturar um processo de comunicação grupal, de forma tal que o processo permite efetivamente a um grupo de indivíduos, como um todo, tratar de um problema complexo. Pode-se dizer que o Delphi é uma ferramenta de pesquisa qualitativa que busca um consenso de opiniões de um grupo de especialistas a respeito de eventos futuros e tendências. Isto é feito estabelecendo-se três condições básicas: o anonimato dos especialistas, a representação estatística da distribuição dos resultados, e realimentação de respostas do grupo para reavaliação nas rodadas subseqüentes. Portanto, a capacidade de predição do método é baseada na utilização sistemática do julgamento intuitivo emitido por um grupo de especialistas [19]. A evolução em direção a um consenso obtida no processo representa uma consolidação do julgamento intuitivo de um grupo de peritos sobre eventos futuros e suas tendências[20]. O método se baseia no uso estruturado do conhecimento, da experiência e da criatividade de um grupo de especialistas, pressupondo que o julgamento coletivo, quando organizado adequadamente, é melhor que a opinião de um só individuo [20].

O Método Delphi procede por meio da interrogação aos especialistas com o auxílio de questionários sucessivos, com a finalidade de encontrar convergências de opiniões e eventuais consensos [19]. A pesquisa é realizada de uma maneira anônima (atualmente é habitual realizá-la com o uso do correio eletrônico ou mediante questionários *web*, estabelecidos para esse fim) para evitar os efeitos de "líderes". O objetivo dos questionários sucessivos, é "diminuir o espaço interquartil precisando a mediana". Assim, na sua formulação original, o Delphi é um método para a busca de um consenso de opiniões de um grupo de especialistas a respeito de eventos futuros [20].

O processo Delphi mais comum é a versão papel-e-caneta, conhecida como “Exercício Delphi” ou “Delphi Convencional”, onde uma pequena equipe de monitoração elabora um questionário que é enviado para ser respondido por um grande grupo de participantes. Depois que o questionário é respondido, a equipe de monitores resume os resultados, elabora um novo questionário, que é novamente remetido aos participantes, a quem é dada pelo menos uma oportunidade para reavaliar sua primeira

resposta, tendo em vista a resposta coletiva do grupo [17].

As perguntas se referem, por exemplo, às probabilidades de realização de hipóteses ou de acontecimentos com relação ao tema estudado. A qualidade dos resultados depende, sobretudo, do cuidado que se ponha na elaboração do questionário e na escolha dos especialistas consultados [19].

O processo Delphi consiste de quatro fases distintas [18]. A primeira é caracterizada pela exploração do assunto em discussão, onde cada participante contribui com informações adicionais que sente que é pertinente ao trabalho. A segunda fase envolve o processo de alcançar o entendimento de como o grupo observa o trabalho (i.e., onde os participantes concordam ou discordam e o que eles querem dizer com termos relativos como importância, desejável ou praticável). Se há desacordo significativo, então, isto é explorado na terceira fase para descobrir as razões básicas das diferenças e possivelmente avaliá-las. A quarta fase, a de avaliação final, ocorre quando todas as informações previamente coletadas nas fases anteriores tenham sido analisadas e as avaliações tenham tido retorno para serem levados em consideração. A aplicação do método Delphi deve respeitar as características essenciais do método, que são a troca de informações e opiniões entre os especialistas, o anonimato das respostas, e a possibilidade de revisão de visões individuais sobre o futuro diante das previsões e argumentos dos demais especialistas, com base em uma representação estatística da visão do grupo.

3.6 IDENTIFICAÇAO DAS CONSEQÜÊNCIAS

Uma vez caracterizada a probabilidade de ocorrência de exposição potencial, as conseqüências radiológicas resultantes devem ser identificadas. A revisão de acidentes publicada pela AIEA [21] torna claro que, em diversos cenários, a perda do controle das fontes radioativas podem resultar em doses elevadas. Estes cenários podem ser usados para estimar a exposição potencial.

Por exemplo, o estudo realizado por Heaton [22] foi uma tentativa de identificar tipos particulares de trabalhos radiográficos que produzem doses elevadas e aspectos do trabalho normal de radiografia que contribuem para as mais altas doses dos operadores. Foram consideradas e investigadas somente as empresas onde os operadores constantemente ultrapassavam o valor de dose de 5 mSv/ano. O trabalho de Heaton

identificou as seguintes causas para as altas doses:

- radiografias em tubulações de plataformas marítimas de petróleo: a principal causa é a exposição às fontes radioativas que controlam o equipamento do tipo *crawler*;
- radiografias em instalações abertas: causadas por negligência dos operadores, em função da sobrecarga de trabalho, utilizando fontes com atividades altas e desrespeitando o isolamento da área, pelo mau uso das blindagens e *bunkers*; pela falta de planejamento; pela falta de resistência às pressões comerciais, pela falta de responsabilidade das empresas contratantes;
- radiografias em usinas elétricas: causadas pela dificuldade em posicionar o aparelho de gamagrafia e em usar colimadores no interior de caldeiras, pela falta de comunicação entre contratados e contratantes;
- radiografias em fábricas, refinarias e canteiros de obras: causadas pela falta de planejamento, pela falta de coordenação entre equipes de operadores, pela complexidade dos locais da radiografia.

Outro exemplo é a análise realizada por Martins [23] sobre os registros de 175 acidentes radiológicos ocorridos em radiografia industrial no Brasil, desde 1976 até 1992. A análise mostrou que as instalações abertas foram o cenário dos acidentes em 84,6% dos eventos ocorridos. Revelou também que a falha no procedimento operacional associada ao erro do operador foi a causa mais freqüente dos acidentes ocorridos, com 58,3%. A principal conseqüência dos 175 acidentes radiológicos foi a dose recebida por 445 trabalhadores e por 11 indivíduos do público. Todos os indivíduos do público e 43 trabalhadores tiveram suas doses estimadas. A distribuição das doses medidas em 402 trabalhadores é reproduzida na tabela 3.1, que possui classes não uniformes de doses, devido a sua grande amplitude de faixa de valores.

Também Ramires [24] comentou que normalmente a gravidade dos acidentes radiológicos é associada aos níveis de radiação e às doses recebidas pelos envolvidos, mas o fato do acidente radiológico produzir níveis de radiação baixos não deve ser considerado um evento irrelevante, porque, por menor que seja a exposição, sempre há o risco de danos à saúde. Ao analisar os acidentes ocorridos no mundo em radiografia industrial, entre 1960 e 1985, observou que eles envolveram trabalhadores e pessoas do público que receberam doses elevadas, resultando em queimaduras e lesões de parte do corpo, principalmente, das mãos e pés. A análise revelou que, de 34 acidentes

registrados, ocorreram 4 casos mais graves que tiveram como conseqüência a morte. Observou ainda que os acidentes radiológicos mundiais foram causados por perda da fonte radioativa (32,35%) ou falha nos procedimentos de segurança (67,65%). Ao confrontar com os acidentes ocorridos no Brasil, concluiu que há semelhanças significativas com relação às circunstâncias, sendo possível caracterizar também a falha de procedimentos como a causa mais freqüente nos casos brasileiros.

Tabela 3.1 – Distribuição de Dose em Acidentes no Brasil (1976-1992)

Intervalo de Dose (mSv)	**Freqüência Relativa (%)**	**Freqüência Absoluta**
0,0 - 0,2	14,68	59
0,2 – 0,5	17,66	71
0,5 – 1,0	10,20	41
1,0 – 5,0	18,91	76
5,0 – 10,0	13,43	54
10,0 – 20,0	12,19	49
20,0 – 50,0	6,22	25
50,0 - 100,0	2,24	9
100,0 - 200,0	1,74	7
≥ 200,0	2,74	11

A distribuição de doses de acidentes ocorridos no mundo em radiografia industrial, no período de 1960 a 1985 [24], é apresentada na tabela 3.2.

Tabela 3.2. – Distribuição de Dose em Acidentes no Mundo (1960-1985)

Intervalo de Dose (Gy)	**Freqüência Relativa (%)**	**Freqüência Absoluta**
0,0 - 1,0	67,39	31
1,0 - 2,0	4,35	2
2,0 - 14,0	8,70	4
14,0 - 28,0	10,87	5
28,0 - 33,0	6,52	3
≥ 47,0	2,17	1

As distribuições de doses em acidentes radiológicos ocorridos em radiografia industrial no Brasil e no mundo serão importantes na estimativa da probabilidade das

conseqüências.

3.7 CRITÉRIO PROBABILÍSTICO DE SEGURANÇA

Os objetivos de algumas APSs podem incluir a comparação com o perfil de risco da instalação sob análise (definido pela pelas probabilidades de acidentes e conseqüências relacionadas) para definição do critério de risco quantitativo com a finalidade de decidir se o risco total da instalação é aceitável.

Existem outros critérios de aceitabilidade do risco, propostos ou em uso, em diversos países [8], tais como, no Canadá, na França, na Alemanha e na Inglaterra, porém a exata interpretação de cada critério está sujeita estritamente a regulamentação e legislação de cada país, o que pode dificultar a sua aplicação de uma forma mais generalizada.

Reproduzimos a seguir o resumo ilustrativo que documento o TECDOC 1267 [8] da AIEA apresenta de alguns deles:

3.7.1**. Canadá**

No Canadá, os critérios de segurança e de licenciamento propostos para pequenos reatores têm sido aplicados também para as instalações não nucleares.

O critério de segurança é dividido em duas partes: critério de dose individual e critério de dose coletiva, como mostrado nas tabelas 3.3 a 3.4, abaixo. Cada critério é definido por três classes de freqüências e, para cada classe, há uma faixa de dose variando de amplitude, aproximadamente de um fator dez, em dose. As doses preditas abaixo da faixa são adotadas como “valores de projeto” e seriam normalmente consideradas aceitáveis, enquanto aquelas acima da faixa são adotadas como “objetivos de segurança” e seriam normalmente consideradas inaceitáveis. As doses previstas dentro da faixa necessitaram de justificativa se puderem ser reduzidas.

As autoridades canadenses fazem a seguinte observação: os critérios estabelecidos nas tabelas abaixo são diferentes daqueles usados para reatores do tipo CANDU.

Tabela 3.3 – Critério de Dose para o Indivíduo mais Exposto no Canadá

Dose Efetiva (mSv)	**Freqüência Total Predita (por ano)**	
	Limite Superior	**Limite Inferior**
0,1 a 0,5	3×10^{-1}	3×10^{-2}
0,5 a 5,0	3×10^{-2}	3×10^{-4}
5 a 100	10^{-4}	10^{-6}

Tabela 3.4 – Critério de Dose Coletiva no Canadá

Dose Efetiva (Pessoa -Sv)	**Freqüência Total Predita (por ano)**	
	Limite Superior	**Limite Inferior**
0,1 a 1,0	3×10^{-1}	3×10^{-2}
1,0 a 10	3×10^{-2}	3×10^{-4}
10 a 100	10^{-4}	10^{-6}

3.7.2 **Alemanha**

Na Alemanha, a proteção contra a exposição à radiação, i.e., os limites máximos de exposição foram estabelecidos pela Norma de Radioproteção.

Geralmente, é admitido que incidentes ocorram com uma freqüência de 1 a 10^{-2} por ano caindo na classe de operação normal de uma instalação. Incidentes perigosos são definidos como aqueles que ocorrem com uma freqüência entre 10^{-2} a 10^{-5} por ano. Acidentes que ocorrem com freqüência menor que 10^{-5} por ano são considerados como pertencentes à classe de acidentes que forma o pequeno risco restante da instalação.

A partir disso, o critério probabilístico de segurança para um membro do público

foi derivado, como mostrado na tabela 3.5 a seguir:

Tabela 3.5 - Critério de Aceitabilidade na Alemanha

Dose Efetiva Máxima (mSv)	**Freqüência Total Predita (por ano)**	
	Limite Superior	**Limite Inferior**
<1,5	1	10^{-2}
<50	10^{-2}	10^{-5}
>50	Menor que 10^{-5}	

3.7.3 **Comissão Internacional de Proteção Radiológica – ICRP**

O ICRP propôs considerações sobre segurança radiológica como as listadas na tabela abaixo. Do ponto de vista do ICRP, estas pretendem ilustrar o tipo de restrições que podem ser impostas baseadas na experiência, levando em conta os benefícios advindos de uma pratica em particular. Elas podem também ser impostas como uma tentativa de restrição, na ausência de experiência operacional, sujeitas à revisão da experiência adquirida. Em tais casos, as restrições podem ser vistas como limites superiores para a seleção de objetivos desejados de desempenho, e.g., no projeto de sistemas de segurança.

Tabela 3.6 - Critério de Restrição de Doses do ICRP para Exposição Potencial

Dose Efetiva Máxima (mSv)	**Freqüência Total Predita (por ano)**	
	Limite Superior	**Limite Inferior**
<50	10^{-1}	10^{-2}
1-500	10^{-2}	10^{-5}
200-5.000	10^{-5}	10^{-6}
>2.000	Menor que 10^{-6}	

Estas restrições se referem à exposição potencial para um indivíduo e são consistentes com o critério de risco especificado pela Comissão para Deposição de

Rejeitos Sólidos.

3.7.4 **África do Sul**

Na África do Sul, o critério de segurança fundamental está estabelecido em um guia de licenciamento. Em resumo, o guia estabelece que a operação normal, classificada como Categoria A, inclui as exposições da prática resultantes de erros e enganos menores em operações, manutenções e descomissionamento. Eventos que poderiam originar prejuízo à instalação causando danos radiológicos ao pessoal da instalação e membros do público estão classificados na Categoria B e ocorrem com freqüência entre 10^{-2} e 10^{-6} por ano.

Risco para os membros do público

O critério para os membros do publico está na tabela 3.7 abaixo:

Tabela 3.7 - Critério de Aceitabilidade na África do Sul para o Público

Dose Efetiva Máxima (mSv)	**Freqüência Total Predita (por ano)**	
	Limite Superior	**Limite Inferior**
0,25	1	$>10^{-2}$
50	10^{-2}	10^{-6}

Risco para o pessoal da instalação

O critério para o pessoal da instalação está na tabela 3.8 abaixo:

Tabela 3.8 - Critério de Aceitabilidade na África do Sul para o Pessoal da Instalação

Dose Efetiva Máxima (mSv)	**Freqüência Total Predita (por ano)**	
	Limite Superior	**Limite Inferior**
20	1	$>10^{-2}$
500	10^{-2}	10^{-6}

Observação: além do critério estabelecido acima, as instalações devem também

apresentar o critério de risco anual de fatalidade.

3.7.5 **Suíça**

Na Suíça, um critério probabilístico de risco foi estabelecido para repositório de rejeitos nucleares. Para um membro do público, este critério de risco está na tabela 3.9 a seguir.

Tabela 3.9 - Critério de Aceitabilidade na Suíça para o Público

Dose Efetiva Máxima (mSv)	**Freqüência Total Predita (por ano)**	
	Limite Superior	**Limite Inferior**
<0,2	10^{-1}	10^{-2}
<1	10^{-2}	10^{-4}
<100	10^{-4}	10^{-6}
>100	Menor que 10^{-6}	

3.7.6 **Reino Unido**

No Reino Unido, os princípios de avaliação e segurança para centrais nucleares (SAPs) foram publicados pelo Health and Safety Executive para regulamentação das instalações nucleares. Os critérios estão resumidos na tabela abaixo.

Risco para o público

A freqüência de acidentes total predita que poderia causar doses em uma pessoa fora da instalação deveria ser menor que os valores da tabela 3.10 a seguir.

Tabela 3.10 - Critério de Aceitabilidade no Reino Unido para o Público

Dose Efetiva Máxima (mSv)	**Freqüência Total Predita (por ano)**	
	Limite Básico de Segurança	**Objetivo Básico de Segurança**
0,1-1	1	10^{-2}
1-10	10^{-1}	10^{-3}
10-100	10^{-2}	10^{-4}
10-1000	10^{-3}	10^{-5}
>1000	10^{-4}	10^{-6}

Um objetivo adicional seria que nenhuma classe de acidente contribuiria com mais que cerca de um décimo do total da freqüência de qualquer faixa, para evitar a colocação de excessiva confiança nas características particulares de uma planta ou em suposições específicas na análise.

Risco para os trabalhadores

O risco de morte individual total predito (imediata ou tardia) para qualquer trabalhador na planta, atribuída às doses de radiação, devido a acidentes deverá ser menor que:

Limite Básico de Segurança: 10^{-4} por ano

Objetivo Básico de Segurança: 10^{-6} por ano

Observa-se que o cálculo do risco individual para trabalhadores pode ser difícil e desde que somente uma estimativa ampla será normalmente requisitada, suficiente para mostrar que o Limite Básico de Segurança é muito improvável de ser ultrapassado e que os objetivos do ALARA foram apropriadamente aplicados. Este princípio não se aplica ao pessoal retornando às atividades aos um acidente.

3.7.7 **Comparação dos Critérios de Segurança**

Uma comparação gráfica dos critérios de segurança do ICRP, Reino Unido, Suíça e Alemanha é apresentada na Figura abaixo.

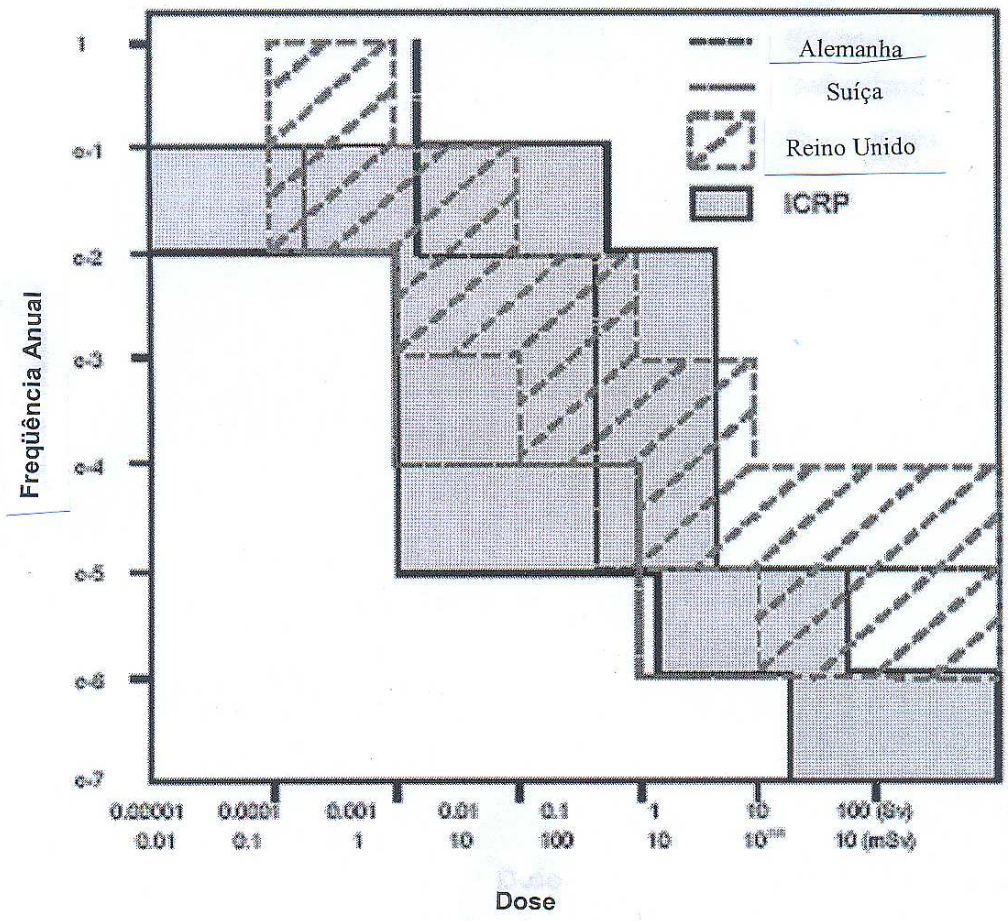

Figura 3.5 – Comparação Gráfica dos Critérios de Risco para Instalações Nucleares

3.8 MÉTODOS DE ANÁLISE DAS INCERTEZAS

Na avaliação das incertezas nos modelos de árvore de eventos e de árvore de falhas foi utilizado o método de propagação de incertezas [25,26], que também é conhecido como método dos momentos ou da análise diferencial [27] e tem sido largamente aplicado, apresentando as vantagens de ser mais apropriado para modelos simples e revelar pequenas variações, a partir dos valores de base [27]. O método de

propagação de incertezas foi aplicado às combinações dos desvios padrão das freqüências de ocorrência dos eventos. Para cada probabilidade de seqüência resultante, a incerteza foi determinada, utilizando a seguinte expressão geral, conhecida como fórmula de propagação da incerteza [25]:

$$\sigma_u^2 = (\delta u/\delta x)^2 \sigma_x^2 + (\delta u/\delta y)^2 \sigma_y^2 + (\delta u/\delta z)^2 \sigma_z^2 + \ldots \quad (3.1),$$

onde:

$u = f(x, y, z,...)$ – é a seqüência resultante da combinação dos eventos;

σ_x, σ_y, σ_z – são os desvios padrão conhecidos e

σ_u – é a incerteza para cada seqüência resultante.

O risco de exposição potencial foi modelado como o produto **P.f(D)** [2]. As incertezas no cálculo desse produto foram avaliadas empregando-se o método de superfície de resposta [27]. Esse método implica no desenvolvimento de uma aproximação do modelo de risco de exposição potencial, que é utilizada como uma seleção nas subseqüentes análises de incertezas e de sensibilidade. No desenvolvimento desse método, um projeto experimental é empregado para selecionar conjuntos de parâmetros de entrada, usados na quantificação do modelo. Em seguida, o modelo é quantificado para cada conjunto selecionado de parâmetros de entrada. Finalizando, a superfície de resposta é ajustada aos resultados. Habitualmente, uma técnica de regressão é usada para construir a aproximação do modelo. Depois que a aproximação da superfície de resposta é gerada, ela pode ser manipulada de variadas maneiras para analisar a incerteza e a sensibilidade. A forma e as propriedades (tais como média e variância) da distribuição dos resultados são prontamente estimadas.

Assim, considerando a equação da estimativa do risco de exposição potencial:

$$\mathbf{R_{exp} = P.f(D)} \quad (3.2)$$

Onde,

$\mathbf{R_{exp}}$ – é a variável (resposta) de saída,

P e **f(D)** - são as variáveis independentes de entrada

A expressão geral da superfície de resposta correspondente à equação 3.2, ou função resposta, pode ser definida como uma série de Taylor [27]:

$$\mathbf{R_{exp} = a_0 + \Sigma_i a_i P_i + \Sigma_j a_j f(D)_j + \Sigma_{ij} a_{ij} P_i f(D)_j + ...} \quad (3.3)$$

Onde o primeiro termo do lado direito da equação é uma constante, o segundo e terceiro termos são as somas de todas as contribuições lineares das variáveis independentes, o quarto termo é a soma de todas as combinações quadráticas das variáveis independentes e assim por diante. O objetivo do método da superfície de resposta é determinar os coeficientes $\mathbf{a_0}$, $\mathbf{a_i}$, $\mathbf{a_{ij}}$. Esses coeficientes devem ser selecionados de forma tal que captem o comportamento da função resposta, $\mathbf{R_{exp}}$, em 3.2. A premissa básica da superfície de resposta é que se termos suficientes forem incluídos na expressão da série de Taylor, então, poderá ser estimada qualquer mudança no comportamento da função, causado por alterações nas variáveis de entrada. Para conter a complexidade dos cálculos, na prática, somente poucos termos do lado direito da expressão 3.3 são normalmente usados [27]. Rotineiramente, é mais conveniente ajustar a aproximação do modelo para as variações das variáveis independentes, com o emprego da fórmula [27]:

$$\mathbf{\Delta R_{exp} = a_0 + \Sigma_i a_i \Delta P_i + \Sigma_j a_j \Delta f(D)_j + \Sigma_{ij} a_{ij} \Delta P_i \Delta f(D)_j + ...} \quad (3.4)$$

Onde,

$\mathbf{\Delta R_{exp}}$ - é a diferença na função resposta, $\mathbf{R_{exp}}$, devido às variações, $\mathbf{\Delta P_i}$ e $\mathbf{\Delta f(D)_j}$. Ao valor de base de $\mathbf{R_{exp}}$, corresponde ao valor de base de $\mathbf{P_i}$ ou de $\mathbf{f(D)_j}$, assim quando $\mathbf{\Delta R_{exp}} = 0$, então $\mathbf{\Delta P_i} = 0$ ou $\mathbf{\Delta f(D)_j} = 0$.

Os coeficientes da superfície de resposta, $\mathbf{a_0}$, $\mathbf{a_i}$, $\mathbf{a_j}$, $\mathbf{a_{ij}}$, são calculados a partir das equações 3.5, 3.6 e 3.7, que representam as alterações nas variáveis independentes de entrada, para valores acima e abaixo dos seus valores nominais [27]:

$$\mathbf{a_i = (\Delta^U R_{expi} + (\Delta^L R_{expi}) / (\Delta^U P_i + \Delta^L P_i)^{-1}} \quad (3.5)$$

$$\mathbf{a_j = (\Delta^U R_{expj} + (\Delta^L R_{expj}) / (\Delta^U f(D)_j + \Delta^L f(D)_j)^{-1}} \quad (3.6)$$

$$\mathbf{a_{ij} = (\Delta^U R_{expij} + (\Delta^L R_{expij}) / (\Delta^U P_i \, \Delta^U f(D)_j + \Delta^L P_i \, \Delta^L f(D)_j)^{-1}} \quad (3.7)$$

Onde, o índice U, representa a alteração no comportamento da função resposta, devido à mudança para valores superiores nas variáveis independentes. E o índice L, corresponde à diferença introduzida na função resposta quando as variáveis independentes assumem valores abaixo do valor nominal.

A superfície de resposta é então usada especificamente para estimar a variância do risco de exposição potencial, $\mathbf{R_{exp}}$, a partir das variâncias de **P** e de **f(D)**, com a utilização da fórmula [27]:

$$\text{Var}(\mathbf{R_{exp}}) \approx \mathbf{a_1}^2 \text{Var}(\mathbf{P}) + \mathbf{a_2}^2 \text{Var}(\mathbf{f(D)}) + \mathbf{a_1}\,\mathbf{a_2}\,\text{COV}(\mathbf{P}, \mathbf{f(D)}) \quad (3.8)$$

Onde COV é a covariância entre **P** e **f(D)**, que é definida em termos do coeficiente de correlação linear, $\rho(\mathbf{P}, \mathbf{f(D)})$, como:

$$\text{COV}(\mathbf{P}, \mathbf{f(D)}) = [\text{Var}(\mathbf{P})]^{1/2}\,[\text{Var}(\mathbf{f(D)})]^{1/2}\,\rho(\mathbf{P}, \mathbf{f(D)}) \quad (3.9)$$

CAPÍTULO 4

RESULTADOS

4.1 IDENTIFICAÇÃO DO CENÁRIO

Devido ao seu elevado índice de ocorrência de acidentes, as instalações abertas de radiografia industrial, onde são operados irradiadores de gamagrafia, foram identificadas como o cenário a ser analisado para a avaliação da exposição potencial. Para realizar os ensaios radiográficos nesses locais, a equipe de operadores cumpre o procedimento operacional descrito a seguir:

a) Dirige-se ao local de armazenamento do irradiador;
b) Monitora o irradiador no local de armazenamento;
c) Retira e transporta o irradiador e seus acessórios para a instalação aberta;
d) Baliza a área de trabalho na instalação aberta;
e) Posiciona a peça a ser radiografada;
f) Posiciona o filme radiográfico e tela intensificadora na peça;
g) Monta o arranjo radiográfico: conecta o cabo de comando e tubo-guia ao irradiador;
h) Destrava o sistema de segurança ou fechadura do irradiador;
i) Aciona o comando e expõe a fonte radioativa;
j) Permanece em área livre durante o tempo de exposição da fonte radioativa;
k) Monitora os limites do balizamento da área de trabalho;
l) Terminado o tempo de exposição, aciona o comando e recolhe a fonte radioativa;
m) Monitora o irradiador e área de trabalho;
n) Trava o sistema de segurança ou fechadura do irradiador;
o) Desmonta o arranjo radiográfico e retira o balizamento de área;
p) Transporta o irradiador para o local de armazenamento;
q) Armazena o irradiador no local de armazenamento.

Durante uma jornada normal de trabalho, os passos de *e* a *n* podem repetir-se muitas vezes, dependendo da quantidade e dos locais onde estão as peças a serem examinadas e do número de radiografias exigidas por peça.

4.2 MODELAGEM DA ÁRVORE DE EVENTOS

Levando em consideração os itens do procedimento operacional para execução de radiografias em instalações abertas, modelou-se a árvore de eventos mostrada na Figura 4.1. O modelo da árvore de eventos mostra a existência de 17 eventos que, dependendo da sua ocorrência, ou não, levam à execução da radiografia industrial com exposição rotineira ou com exposição potencial. As combinações de eventos levaram a 82 seqüências de resultados possíveis e com significado físico. Deste total, 66 seqüências apresentaram como resultado a exposição potencial da equipe de operadores e 16 resultados levaram à execução da radiografia industrial com exposições rotineiras. Das 82 seqüências resultantes, 28 seqüências foram nulas.

A árvore de eventos modelada não fornece informações sobre o período em que estão sendo executados os ensaios radiográficos. Ela necessita ser ajustada para representar realisticamente, por exemplo, as situações de ensaios radiográficos realizados no período da madrugada ou em locais muito elevados, em relação ao solo.

Uma discussão mais ampla do modelo obtido com a árvore de eventos é realizada no item 5.1, ressaltando cinco eventos que podem levar a situações de exposição potencial; a relação deles com os relatórios de acidentes; e, ainda, indicando os fatores que influenciaram os resultados alcançados.

4.3 ESTIMATIVA DAS PROBABILIDADES DAS SEQÜÊNCIAS RESULTANTES

Para calcular as probabilidades das 82 seqüências de resultados, inicialmente, foi atribuída uma taxa de demanda anual ao primeiro evento da árvore. O valor foi estimado, levando em consideração os seguintes dados, atualizados para os anos de 2005 e 2006, a partir da metodologia utilizada por Leocadio [10]:

a) a média de 12 exposições da fonte radioativa por dia e por equipe ;

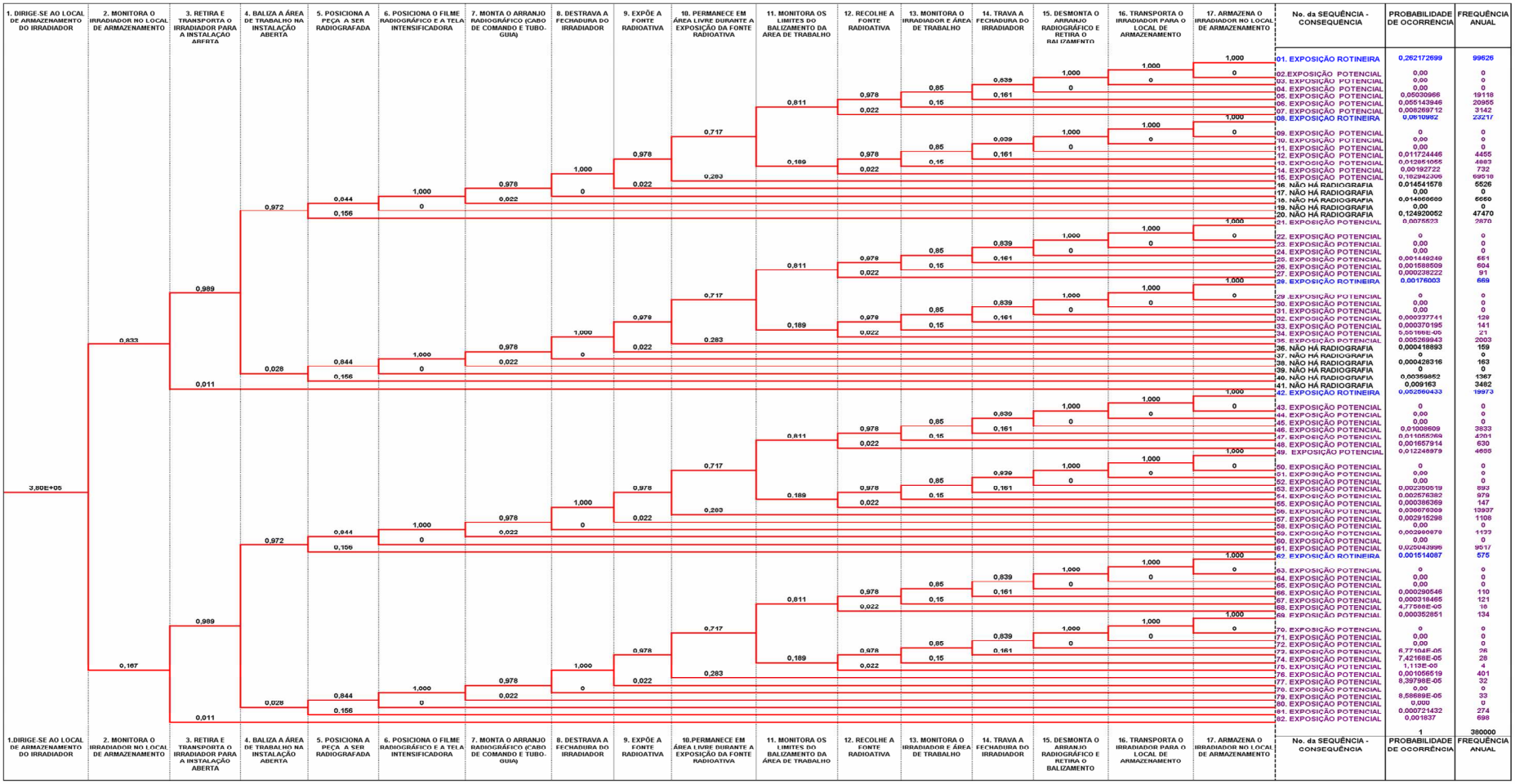

Figura 4.1 - Árvore de Eventos

b) uma equipe de 3 operadores trabalhando 22 dias por mês, durante 12 meses, por ano;
c) a média de 7 equipes por prestadora de serviço;
d) a média de 19 prestadoras de serviço autorizadas a operar no país, com 15 aparelhos de aparelhos de gamagrafia e 2 aparelhos de raios-X por prestadora.

A taxa de demanda estimada foi de 4,0 x 10^5 exposições da fonte radioativa por ano para o primeiro evento. Para os demais eventos da árvore modelada, foram estimadas as freqüências de ocorrência utilizando o método de Delphi, de julgamento de especialistas. Desta forma, foi atribuída uma probabilidade à realização ou não dos eventos por peritos. Os supervisores de radioproteção foram os peritos que responderam ao questionário do método de Delphi. O modelo do questionário pode ser visto no Apêndice B. Em abril de 2005, foram enviados 17 questionários para as sedes das prestadoras de serviço autorizadas a operar no País e 8 questionários foram respondidos. Na Tabela 4.1, são apresentados os valores médios das freqüências de ocorrência coletadas nos questionários respondidos pelos supervisores de radioproteção. Embora se pudesse esperar uma freqüência de 100% para alguns eventos da primeira coluna da Tabela 4.1, como, por exemplo, os eventos 1 e 3, isso não ocorreu, porque algumas vezes o irradiador é armazenado provisoriamente na própria instalação aberta. E, em outros eventos, como por exemplo, os eventos 2, 10 e 11, a equipe de operadores não cumpriu corretamente o procedimento de radioproteção. Já os eventos 6, 8, 15, 16 e 17 ocorreram com freqüência de 100% e desvio padrão zero, porque são cumpridos integralmente pelas equipes de operadores. Neste modelo, se os eventos 6 e 8 não foram executados com esta freqüência não se concretiza a o ensaio radiográfico.

Em seguida, foram calculadas as probabilidades para as 82 seqüências resultantes, cujos valores estimados são mostrados na Tabela C.1 do Apêndice C.

O resultado da análise das seqüências mostrou que há 45% de probabilidade de ocorrência de exposição potencial nas operações de radiografia industrial em instalações abertas, no período de doze meses. Dos 55% restantes, há 38% de probabilidade de realização dos ensaios radiográficos com exposição normal ou rotineira e 17% é a chance de não haver radiografia.

Tabela 4.1. – Valor Médio da Freqüência de Ocorrência dos Eventos – Supervisores de Radioproteção

Evento	**Valor Médio da Freqüência Anual de Ocorrência**	**Desvio Padrão**
1. Dirige-se ao local de armazenamento do irradiador	0,983	0,050
2. Monitora o irradiador no local de armazenamento	0,833	0,274
3. Retira e transporta o irradiador e seus acessórios para a instalação aberta	0,989	0,033
4. Baliza a área de trabalho na instalação aberta	0,972	0,067
5. Posiciona a peça a ser radiografada	0,844	0,265
6. Posiciona o filme radiográfico e tela intensificadora na peça;	1,000	0,000
7. Monta o arranjo radiográfico: conecta o cabo de comando e tubo-guia ao irradiador;	0,978	0,067
8. Destrava o sistema de segurança ou fechadura do irradiador	1,000	0,000
9. Aciona o comando e expõe a fonte radioativa	0,978	0,067
10. Permanece em área livre durante o tempo de exposição da fonte radioativa	0,717	0,224
11. Monitora os limites do balizamento da área de trabalho	0,811	0,290
12. Terminado o tempo de exposição, aciona o comando e recolhe a fonte radioativa	0,978	0,067
13. Monitora o irradiador e área de trabalho	0,850	0,197
14. Trava o sistema de segurança ou fechadura do irradiador	0,839	0,272
15. Desmonta o arranjo radiográfico e retira o balizamento de área	1,000	0,000
16. Transporta o irradiador para o local de armazenamento	1,000	0,000
17. Armazena o irradiador no local de armazenamento	1,000	0,000

4.4 REVISÃO DOS ACIDENTES – ANÁLISE DOS RELATÓRIOS DE DOSES ELEVADAS E ACIDENTES

Foram analisados 25 relatórios de investigação de doses e 8 relatórios de acidentes, enviados à CNEN pelas empresas de radiografia industrial, no período de janeiro de 2003 a dezembro de 2006.

Os relatórios de acidentes revelaram que a principal conseqüência foi a dose de corpo inteiro nos operadores e responsáveis por instalações abertas que variou de 0,2 mSv a 542,57 mSv, com média de 24,24 mSv. A distribuição de doses registradas é mostrada na Tabela 4.2, com intervalos de classe não uniformes, devido a grande amplitude de faixa de valores de dose.

As principais causas dos acidentes apontadas nos relatórios foram:

a) desconexão dos engates do cabo de comando e engate do porta-fonte;
b) porta-fonte fora da posição de blindagem dentro do irradiador;
c) não travar a fechadura do irradiador;
d) não monitorar o irradiador, após recolher a fonte;
e) não monitorar a área, depois de recolher a fonte;
f) não portar os monitores de leitura indireta (*bips* e canetas dosimétricas);
g) acidente rodoviário durante o transporte de irradiadores;
h) desgaste da parte externa do pino de travamento do engate do porta-fonte.

As principais conclusões dos relatórios de acidentes foram que:

a) o planejamento e o recolhimento do porta-fonte foram adequadamente realizados, em três casos;
b) houve exposição da equipe de operadores, em cinco casos.

Os relatórios de investigação de doses revelaram que as principais causas foram:

a) queda do dosímetro próximo à fonte exposta, em oito casos;
b) dosímetro esquecido na camisa, no crachá ou dentro do automóvel, em cinco casos;
c) falhas no procedimento: não desconectar o cabo de comando, não travar a fechadura ao se deslocar entre pontos de difícil acesso na instalação aberta e acoplamento imperfeito do terminal de exposição no tubo-guia,

impossibilitando o recolhimento da fonte ao irradiador que ficou presa no terminal de exposição, em cinco casos.

Em 7 relatórios de investigação, as causas das doses não ficaram esclarecidas.

Tabela 4.2. – Distribuição de Dose em Acidentes no Brasil (2003-2006)

Intervalo de Dose (mSv)	**Freqüência Relativa (%)**	**Freqüência Absoluta**
0,0 - 0,2	22,78	18
0,2 - 0,4	12,66	10
0,4 - 0,7	7,59	6
0,7 - 1,3	3,80	3
1,3 - 2,0	6,33	5
2,0 - 3,2	3,80	3
3,2 - 4,0	3,80	3
4,0 - 5,0	2,53	2
5,0 - 6,0	2,53	2
6,0 - 8,0	3,80	3
8,0 - 10,0	2,53	2
10,0 - 11,0	2,53	2
11,0 - 12,5	2,53	2
12,5 - 14,0	3,80	3
14,0 - 15,0	1,27	1
15,0 - 16,0	1,27	1
16,0 - 19,0	1,27	1
19,0 - 21,0	2,53	2
21,0 - 23,0	1,27	1
23,0 - 35,0	1,27	1
35,0 - 37,0	1,27	1
37,0 - 46,0	1,27	1
46,0 - 47,0	1,27	1
47,0 - 65,5	1,27	1
65,5 - 75,0	1,27	1
75,0 - 76,3	1,27	1
76,3 - 188,6	1,27	1
≥ 542,0	1,27	1

4.5 MODELAGEM DA ÁRVORE DE FALHAS

A modelagem das árvores de falhas consistiu nas seguintes etapas:

a) análise qualitativa preliminar, seleção dos relatórios e descrição dos acidentes e situações de emergências;

b) modelagem do sistema ou cenário: construção da árvore de falhas;

c) quantificação da árvore de falhas;

d) análise lógica e probabilística;

e) avaliação das incertezas.

Foram modelados três casos de acidentes radiológicos que causaram superexposição nas equipes de operadores de radiografia industrial.

O primeiro caso ocorreu com uma equipe de operadores, constituída por um Responsável por Instalação Aberta (RIA) e dois Operadores Estagiários (OPE1 e OPE2), que utilizava um aparelho de gamagrafia, fabricado pela Automation Industries, modelo Iriditron-520, contendo uma fonte radioativa de ^{192}Ir, com 1,62 TBq (43,91 Ci), em período noturno. Após quatro exposições radiográficas, o OPE1 reposicionou o aparelho de gamagrafia, desconectando a fonte radioativa do cabo de comando e desfazendo o arranjo radiográfico. Preparou um novo arranjo radiográfico e realizou mais quatro exposições radiográficas. O RIA executava a marcação para mais uma exposição e portava o seu monitor individual com alarme (*bip*) que soou, indicando que a fonte radioativa estava fora da blindagem. O RIA planejou e realizou a resolução do problema (resgate da fonte radioativa) com a mesma equipe que estava realizando os ensaios radiográficos. A equipe de operadores interrompeu as operações para avaliar a situação de emergência e constatou que o porta-fonte havia se desacoplado do cabo de comando e ficara alojado no interior do terminal de exposição do tubo-guia (bico da mangueira dianteira) com colimador. Depois de várias tentativas, o OPE1 conseguiu desprender o terminal de exposição com colimador do tubo guia e o porta-fonte veio junto, preso ao mesmo. O OPE1 retirou o porta-fonte do interior do terminal de exposição com as mãos, segurando-o pela parte de engate (lado oposto da cápsula contendo a fonte radioativa). Em seguida, introduziu o porta-fonte no interior do tubo-guia. O RIA e o OPE2 realizaram as etapas finais e o porta-fonte foi recolocado na posição segura dentro do irradiador. As conseqüências deste acidente foram as seguintes:

a) o OPE1 teve registrado no seu dosímetro individual a dose de 345,5 mSv de corpo inteiro e foi estimada a dose de 8.250,9 mSv nos dedos da mão esquerda;

b) o RIA teve registrado no seu dosímetro individual de corpo inteiro a dose de 24, 3 mSv;

c) o OPE2 teve registrado no seu dosímetro individual a dose de 0,9 mSv de corpo inteiro.

O RIA perdeu a sua certificação da CNEN e os dois operadores estagiários foram suspensos das funções.

Ao analisar o relatório de acidente, a CNEN enumerou as seguintes falhas cometidas pela equipe de operadores:

a) a equipe de operadores estava incompleta: não havia um operador certificado;
b) o operador estagiário esteve sozinho executando as radiografias;
c) a equipe realizava os ensaios radiográficos sem utilizar o monitor de área portátil;
d) o operador estagiário não utilizava o monitor individual de alarme (*bip*);
e) o operador estagiário não executou adequadamente a conexão do cabo de comando com o porta-fonte, ao montar novo arranjo radiográfico;
f) o RIA realizou o resgate do porta-fonte com a mesma equipe que operava;
g) o operador estagiário 1 integrou a equipe de resgate, mesmo havendo a possibilidade de já ter recebido dose elevada no início do acidente;
h) o operador estagiário cometeu erro fundamental no procedimento de resgate, ao segurar o porta-fonte com as mãos.

A construção da árvore de falhas para o caso 1 teve por base essas falhas e é mostrada na Figura 4.2.

Os valores em negrito apresentados na Tabela 4.3 foram utilizados para a quantificação da freqüência anual para cada falha é apresentada. Os dados publicados por Ramires [24] e por Santos [28] e também os valores obtidos pelo julgamento de peritos para a árvore de eventos do item 4.1 (retirados da Tabela 4.1) foram levados em consideração.

O segundo caso envolveu uma equipe de operadores, formada pelo responsável por instalação aberta (RIA), pelo operador certificado (OPE1) e pelo operador estagiário (OPE2), que utilizava um irradiador fabricado pela Gamma Century, modelo GI-100 AS, contendo uma fonte radioativa de 192 Ir, com 0,95 TBq (25,58 Ci) de atividade, em período diurno. Logo na primeira exposição, o RIA, que trabalhava sozinho, expôs a fonte radioativa e não a recolheu de volta a sua posição na blindagem, no interior do irradiador, ficando exposto durante o preparo do filme para a segunda exposição.

Tabela 4.3 – Valores de Freqüência Anual para Árvore de Falhas

FALHA	Ramires [24]	Tabela 4.1	Santos [28]
Treinamento	$5{,}45 \times 10^{-1}$	Não Apresenta	**$2{,}4 \times 10^{-1}$**
Planejamento para Situações de Emergência	**$4{,}54 \times 10^{-1}$**	Não Apresenta	Não Apresenta
Manuseio do Aparelho de Gamagrafia	$2{,}72 \times 10^{-1}$	**$2{,}3 \times 10^{-2}$**	$1{,}5 \times 10^{-1}$
Monitoração do Local de Operação (Uso do Monitor de Área Portátil)	$2{,}72 \times 10^{-1}$	**$1{,}89 \times 10^{-1}$**	$2{,}8 \times 10^{-1}$
Monitoração do Local de Operação (Uso do Monitor Individual de Alarme *bip*)	$2{,}72 \times 10^{-1}$	Não Apresenta	**$1{,}9 \times 10^{-1}$**
Equipe de Operadores Incompleta	**$1{,}0 \times 10^{-2}$**	Não Apresenta	Não Apresenta
Negligência, Auto-Suficiência, Falta de Comunicação ou Falta de Concentração.	**$1{,}0 \times 10^{-2}$**	Não Apresenta	Não Apresenta

Além disso, com as duas mãos, o RIA segurou o terminal de exposição do tubo-guia, ao posicioná-lo para a segunda exposição. Sem perceber seu erro, o RIA retornou ao controle do comando, onde havia deixado o monitor de área portátil e o monitor de individual com alarme (*bip*), e acionou a manivela, pensando que estava expondo a fonte radioativa, quando, de fato, a estava recolhendo. Ele realizou esta operação por cinco vezes. Somente na sexta e última exposição, notou que a fonte radioativa estava fora da blindagem, ao utilizar o monitor de área portátil. O RIA procurou resolver sozinho a situação de emergência, contando apenas com o auxílio dos outros integrantes da equipe de operadores. Ele pensou que houvesse ocorrido um enroscamento do cabo de comando na saída do irradiador e então girou várias vezes a manivela do comando até que a fonte radioativa ficasse na posição de segurança dentro do irradiador. Depois de resolvida toda a situação, o RIA não comunicou de imediato a ocorrência ao serviço de radioproteção de sua empresa.

As conseqüências deste segundo acidente foram as seguintes:

a) o dosímetro individual do RIA registrou a dose de 300 mSv de corpo inteiro;

b) o dosímetro individual do OPE1 registrou a dose de 9,8 mSv de corpo inteiro;

c) o dosímetro individual do OPE2 registrou a dose de 2,2 mSv de corpo inteiro.

A análise do relatório de acidente realizada pela CNEN mostrou as seguintes falhas:

a) o RIA executava sozinho as radiografias;

b) o RIA não utilizava o monitor de área, deixando-o do lado externo do arranjo radiográfico;

c) o RIA não utilizava o monitor individual com alarme, tipo *bip*;

d) o RIA desconhecia o manuseio do tipo de aparelho de gamagrafia que era utilizado;

e) o RIA planejou e realizou o resgate da fonte radioativa sozinho;

f) O RIA não comunicou imediatamente o acidente ao serviço de radioproteção da empresa;

g) a empresa não forneceu treinamento específico ao RIA sobre manuseio do equipamento de gamagrafia utilizado.

A construção da árvore de falhas, para o segundo caso, teve por base estas falhas e é mostrada na figura 4.3. Na quantificação da árvore de falhas, para o caso 2, também foram utilizados os valores em negrito da Tabela 4.3..

O terceiro caso também envolveu uma equipe de operadores, formada pelo responsável por instalação aberta (RIA), pelo operador certificado (OPE1) e pelo operador estagiário (OPE2), que utilizava um irradiador fabricado pela Technical Operations (Amersham), modelo Tech. Ops. 660, contendo uma fonte radioativa de ^{192}Ir, com 1,41 TBq (37,98 Ci) de atividade, em período diurno. A equipe executava ensaios radiográficos no interior de um *bunker*. Após montar o arranjo para a penúltima exposição, o OPE1 saiu do interior do *bunker* para beber água e deixou as tarefas de expor a fonte radioativa e do controle do tempo de exposição ao encargo do RIA e do OPE2. O OPE2 passou pelo labirinto do *bunker* e ficou aguardando o sinal do RIA de que a fonte fora exposta. O RIA sinalizou para o OPE2, mas não expôs a fonte radioativa. Transcorrido o tempo de exposição, o OPE2 foi até ao comando do irradiador para recolher a fonte radioativa. Porém, percebeu que havia algo errado, pois a posição da manivela de acionamento do cabo de comando indicava que a fonte estaria exposta. Chamou pelo RIA, que trazendo e observando o monitor de área portátil, penetrou no *bunker*, afirmou que tudo estava certo e imediatamente começou novo arranjo. O OPE1 após beber água, voltou ao interior do *bunker*, para acompanhar a

montagem do último arranjo, juntamente com o RIA. Finda a montagem, o OPE2 dirigiu-se ao comando do aparelho de gamagrafia para expor a fonte radioativa e foi surpreendido pela constatação de que a fonte estivera exposta durante todo o período de montagem do último arranjo e de exposição do penúltimo arranjo.

As conseqüências do terceiro acidente foram as seguintes:

a) o dosímetro individual do RIA registrou a dose de 188,57 mSv de corpo inteiro;
b) o dosímetro individual do OPE1 registrou a dose de 14,34 mSv de corpo inteiro;
c) o dosímetro individual do OPE2 registrou a dose de 14,01 mSv de corpo inteiro.

A análise do relatório deste acidente mostrou que houve falha em não cumprir os procedimentos de radioproteção de rotina, tais como:

a) o monitor de área portátil não era utilizado corretamente, pois ficava no início do labirinto do *bunker*, sendo afetado pela blindagem do local;
b) o irradiador não estava sendo monitorado e travado, após cada exposição;
c) a equipe não portava o monitor individual com alarme sonoro (*bip*);
d) não havia sincronismo na equipe: os operadores não acompanhavam as etapas de trabalho um do outro;
e) a posição da manivela do telecomando não foi corretamente observada, indicando o ato de “expor” e “recolher” a fonte radioativa;
f) negligência e auto-suficiência por estar trabalhando protegido pelo *bunker*;
g) falta de concentração e atenção ao executar trabalhos de gamagrafia industrial.

Para a quantificação da árvore de falhas para o caso 3, também foram utilizados os valores em negrito da Tabela 4.3.

A árvore de falhas para o caso 3 é mostrada na Figura 4.4.

A análise de árvores de falhas apresentou os seguintes resultados:

a) Caso 1 – a seqüência de eventos possui uma chance de ocorrência estimada em **$1{,}8 \times 10^{-5}$ por ano**;
b) Caso 2 – a seqüência de eventos apresentou uma probabilidade de ocorrência estimada em **$4{,}5 \times 10^{-2}$ por ano**;
c) Caso 3 – a seqüência de eventos tem uma probabilidade de ocorrência estimada em **$3{,}0 \times 10^{-2}$ por ano**.

Ou seja, acidentes como os casos 2 e 3 podem acontecer com maior freqüência do que os do caso 1.

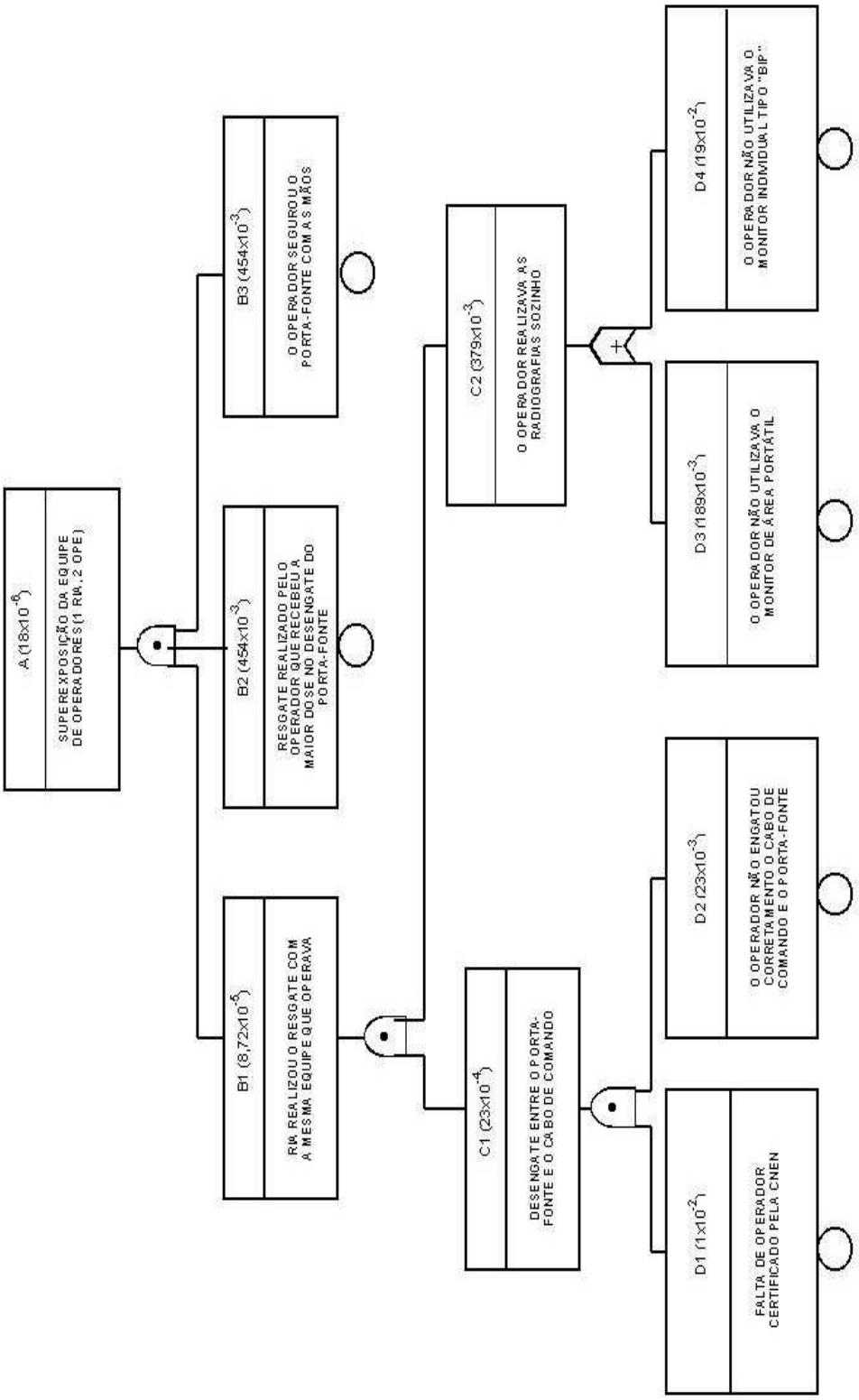

Figura 4.2 – Árvore de Falhas para o Caso 1

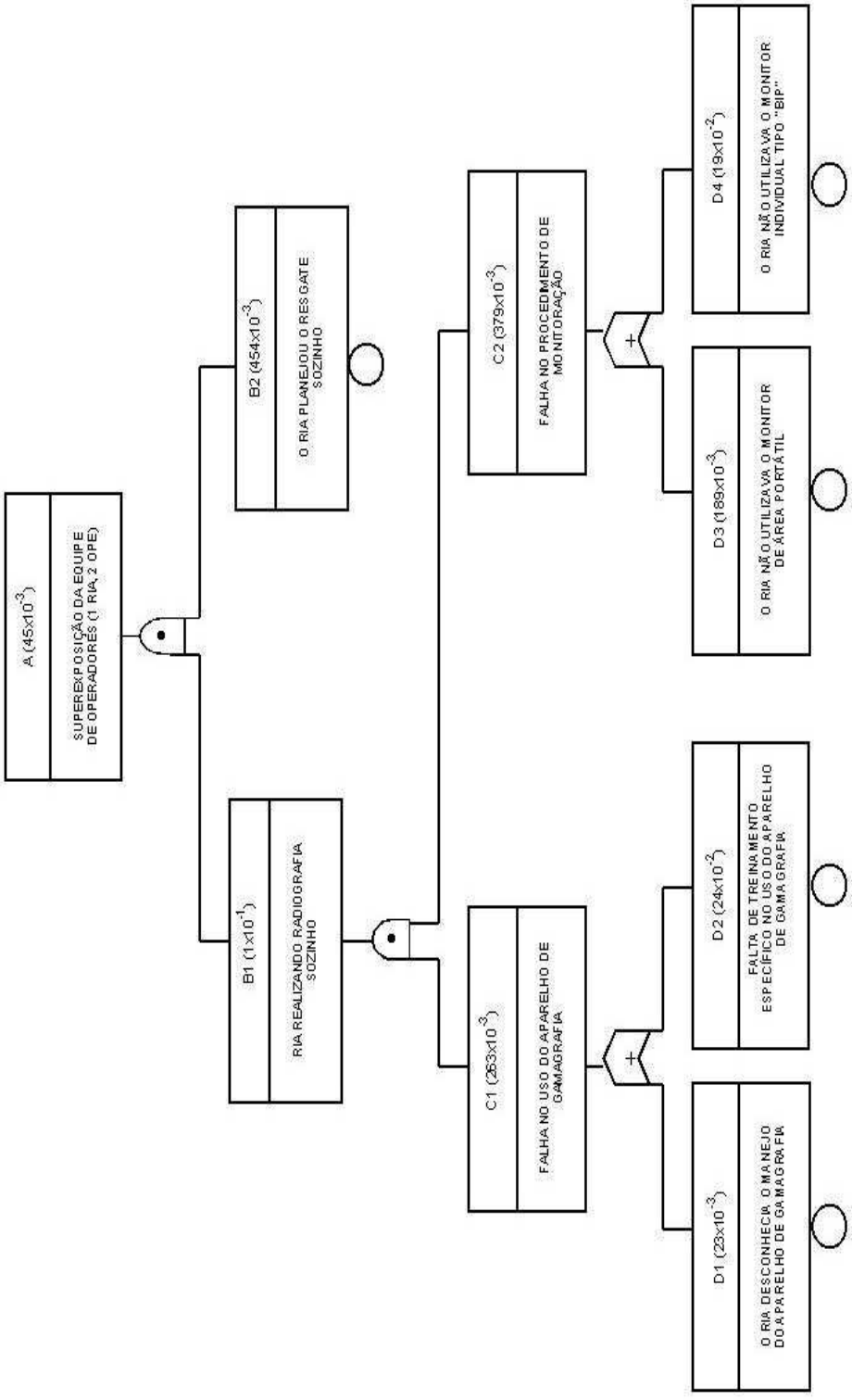

Figura 4.3 – Árvore de Falhas para o Caso 2

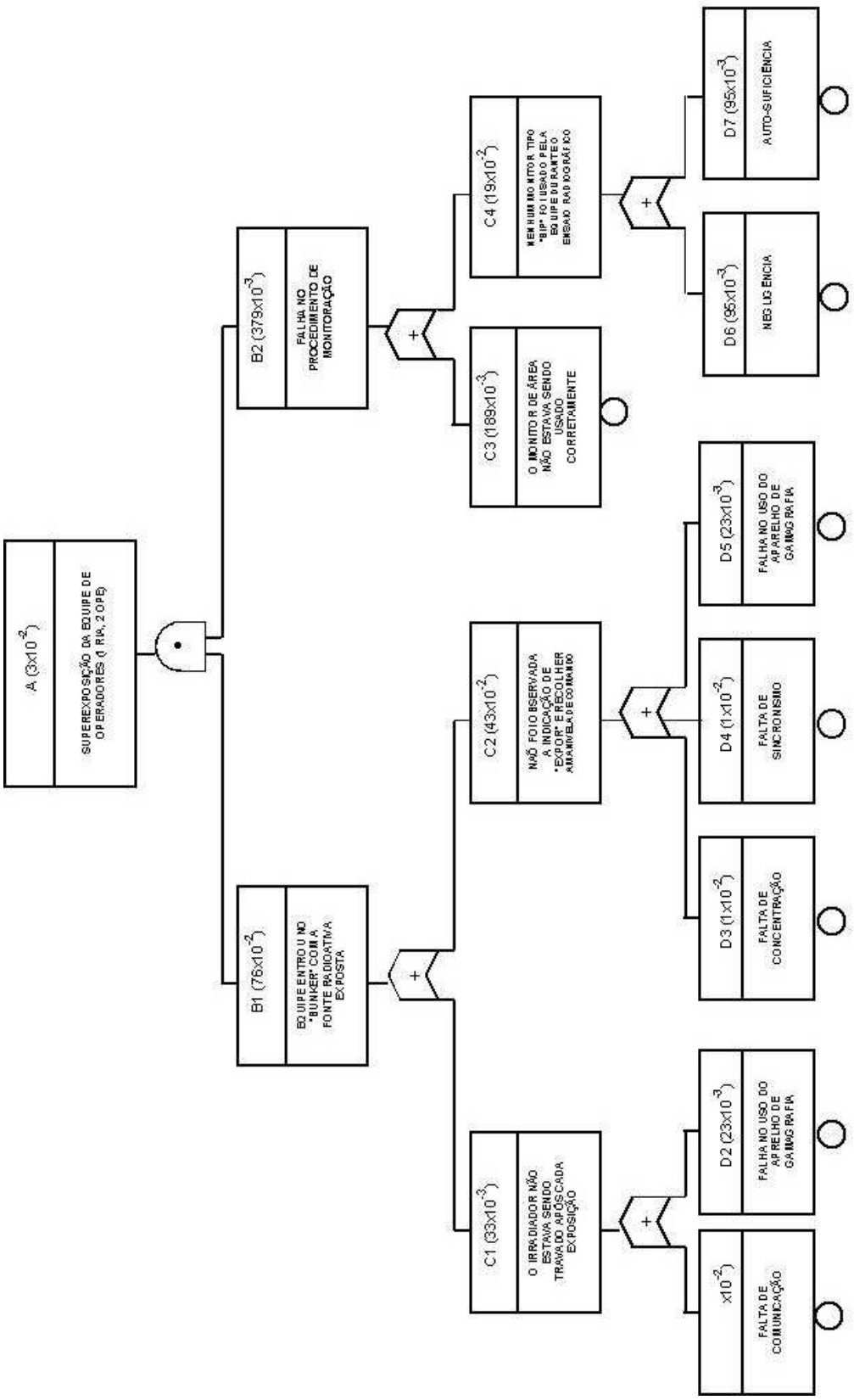

Figura 4.4 - Árvore de Falhas para o Caso 3

Nos três casos de acidentes radiológicos modelados nessa seção, as causas foram relacionadas principalmente aos erros das equipes de operadores em não cumprir os procedimentos de radioproteção aplicáveis. Não foi necessário utilizar valores apresentados na Tabela 4.4, referentes às falhas e defeitos do equipamento de gamagrafia industrial e que foram publicados por Sivaraman [29], Aveleyra [30] e Nandakumar [31].

Tabela 4.4 – Valores de Freqüência Anual de Falhas e Defeitos do Aparelho de Gamagrafia Industrial [29,30,31]

FALHA DO APARELHO DE GAMAGRAFIA	**Sivaraman [29], Nandakumar [31]**	**Aveleyra [30]**
Identificação da Blindagem	$4{,}92 \times 10^{-2}$	$0{,}66 \times 10^{-2}$
Desconexão	$9{,}23 \times 10^{-2}$	$1{,}48 \times 10^{-2}$
Acionamento do Cabo de Comando	$5{,}4 \times 10^{-2}$	Não Apresenta
Defeito no Tubo Guia	$3{,}84 \times 10^{-2}$	$3{,}3 \times 10^{-2}$
Defeito na Trava de Segurança ("Fechadura")	$1{,}12 \times 10^{-1}$	Não Apresenta
Estado Geral da Blindagem (Irradiadores)	$1{,}32 \times 10^{-2}$	$1, 8 \times 10^{-2}$
Integridade da Blindagem (Irradiadores)	$1{,}44 \times 10^{-2}$	Não Apresenta

4.6 ERROS HUMANOS NO GERENCIAMENTO E NO PROCEDIMENTO

A análise dos acidentes radiológicos mostrou que os padrões de segurança em radiografia industrial são causados por ações individuais dos operadores (falha em cumprir os procedimentos), mas os problemas de gerenciamento global das empresas de radiografia industrial também contribuem para a deterioração da segurança [24]. No entender dos operadores, os principais aspectos de gerenciamento que afetam os padrões de segurança são: o atraso de salários, a não cooperação dos colegas, o turno de trabalho, a baixa produtividade, a falta de treinamento e de qualificação do pessoal, os equipamentos obsoletos e uma má administração.

No Brasil, as empresas de radiografia industrial organizam-se basicamente em quatro áreas bastante distintas, controladas pela cúpula diretiva [24]: segurança radiológica ou serviço de radioproteção; comercial; de produção e administrativa. A

área de segurança radiológica tem a função de estabelecer e implementar procedimentos e planos para garantir a segurança dos operadores expostos à radiação. Nas empresas, podem ocorrer sérios conflitos entre as áreas de segurança e de produção, com relação à carga de trabalho e controle dos níveis de dose nos operadores. Problemas internos de organização na área de produção podem causar transtornos na programação de serviços, fazendo com que os operadores venham a ser expostos por mais de oito horas diárias à radiação.

As negociações comerciais têm reflexo nas tarefas de campo: a infra-estrutura mínima de segurança depende do acordo firmado com o cliente. A instalação de andaimes adequados e a iluminação no local dos ensaios radiográficos são dificuldades que os operadores enfrentam nas instalações abertas e são conseqüências diretas da forma de negociação dos serviços. Com relação à área administrativa, a liberação de recursos (para o trabalho, para a hospedagem e alimentação, para a manutenção dos veículos e para a infra-estrutura de operação) é o principal conflito com a área de segurança. Além disso, também há a insatisfação quanto à política de recursos humanos.

Os planejamentos estratégicos nas empresas de radiografia industrial não consideram a melhoria na qualidade da segurança dos operadores e buscam, na maioria das vezes, clientes de grande porte que, teoricamente, manteriam o fluxo de caixa por alguns meses. Entretanto, as empresas que adotam esta estratégia, quando perdem uma concorrência, tendem a diminuir os custos, iniciando comumente com a redução do quadro de pessoal. Assim, começa a rotatividade de pessoal, comprometendo o preparo dos operadores para o desempenho seguro de suas funções, pois a segurança depende fortemente dos treinamentos recebidos e da experiência do profissional. A situação também se torna complicada para os operadores que permanecem nas empresas, pois têm que atender à demanda de serviços, na mesma expectativa financeira. Com isso, muitas questões de segurança são esquecidas, pois a ordem constitui-se em se produzir o máximo possível.

Os investimentos na área de segurança são bastante modestos, comprometendo até mesmo as manutenções especializadas nos aparelhos de gamagrafia, diminuindo sua confiabilidade e aumentando o risco da ocorrência de acidentes radiológicos.

Em decorrência dos problemas citados, um dos reflexos já identificado nos operadores é o estresse excessivo, gerado pela discrepância entre o grau de exigência do trabalho e dos recursos disponíveis para gerenciá-lo.

Os operadores de radiografia industrial têm consciência de que o trabalho deve ser bem feito e que requer um grau de responsabilidade e atenção bastante acentuado. A sobrecarga surge na execução de tarefas, como a supervisão e vigilância do trabalho, na responsabilidade pela vida e segurança de outras pessoas, no ambiente e na complexidade do trabalho. Outros motivos de estresse são a falta de apoio e reconhecimento dos superiores, a insatisfação com o turno de trabalho e com a falta de perspectivas de crescimento profissional e de melhoria das condições de trabalho. Todo esse quadro gera desmotivação nos operadores, o que pode ser a causa de muitos acidentes.

Ramires [24] comparou as expectativas e planos de operadores de radiografia industrial com menos experiência na atividade com aqueles mais experientes. O estudo revelou que, nos primeiros dois anos, os operadores demonstram muita energia para trabalhar. Com o passar do tempo, a motivação vai caindo e os questionamentos sobre a atividade em si, sobre as condições de trabalho e de sua atuação como profissional começam a surgir. Os operadores percebem que não há valorização do esforço feito, que as cobranças de produção e qualidade do serviço são constantes, mas que os salários atrasam e que muitas vezes não há condições de segurança para a realização do trabalho. Com isso, a insatisfação cresce e os procedimentos de segurança passam a ser realizados de maneira incorreta ou inadequada. Por fim, os operadores passam a não se importar com as condições de segurança em que desenvolvem os ensaios radiográficos. As situações de emergência e os acidentes radiológicos começam a ocorrer como provável resultado de todo este quadro.

Outra conseqüência é a acomodação por parte dos operadores ou até mesmo a desistência de continuar trabalhando em radiografia industrial. Os operadores que persistem, em sua maioria, crêem não ter mais outras opções profissionais e passam a aguardar ansiosamente a data de sua aposentadoria.

Finalizando seu trabalho, Ramires [24] considerou as conseqüências à saúde dos operadores de radiografia industrial e concluiu que:

a) os problemas de natureza organizacional, gerencial e sistêmico das empresas de radiografia industrial afetam física e mentalmente os operadores, mas não são causa direta da ocorrência de acidentes e das situações de emergência;

b) a forma de organização para o trabalho de radiografia industrial, no tocante à segurança e radioproteção dos operadores, necessita ser reavaliada;

c) a participação dos operadores de radiografia industrial, na identificação e no planejamento de melhorias nas condições de segurança, é pequena;

4.7 ESTIMATIVA DO RISCO DE EXPOSIÇÃO POTENCIAL

O risco é uma medida dos ferimentos provocados em pessoas, danos ambientais ou perdas econômicas, em termos, tanto de chance de ocorrência, como da magnitude desses ferimentos danos ou perdas [32].

A publicação da ICRP [2] define risco como um conjunto de probabilidades de eventos específicos e suas magnitudes de conseqüências e, para designar os efeitos nocivos, que afetam a saúde dos indivíduos e seus descendentes, utiliza o termo dano. O documento no. 76 da ICRP também apresenta o termo detrimento à saúde, ou simplesmente detrimento, como um conceito complexo e multidimensional, combinando a probabilidade de dano, sua severidade e seu tempo de manifestação. O detrimento é expresso pelo número esperado de casos de efeitos à saúde induzidos pela radiação, balanceado por um fator que representa a severidade dos efeitos. Para a exposição potencial, é importante considerar tanto os efeitos estocásticos como os efeitos determinísticos. Os exemplos de detrimento citados na ICRP são:

a) efeitos determinísticos, causando mortes prematuras;
b) altas doses e altas taxas de dose;
c) efeitos determinísticos localizados, causando lesões e ferimentos.

O mesmo documento estabelece que o produto, **P.f(D)**, é o risco à saúde devido à exposição potencial, sendo **P** a probabilidade de ocorrência de exposição potencial, durante um período de tempo arbitrário qualquer, e **f(D)**, uma função da exposição resultante (mais precisamente da dose) ou a probabilidade da conseqüência. Sugere que esse produto seja da mesma ordem de grandeza do Risco de Referência (**R**) das exposições normais. Como citado no capítulo 2, a mesma publicação utiliza a média anual de dose de 5×10^{-3} Sv e o coeficiente de risco de morte por câncer para exposição ocupacional de 4×10^{-2}/Sv para calcular um Risco de Referência (**R**) individual ocupacional de 2×10^{-4} por ano como um critério de aceitabilidade.

O risco de exposição potencial nas práticas industriais pode ser estimado a partir de uma análise qualitativa, levando em consideração a classificação da AIEA [1] e a conceituação da ICRP 76. Na Tabela 4.5, é apresentado o resultado da análise qualitativa para as práticas industriais de alto e baixo risco.

Para a avaliação da exposição potencial nas práticas industriais de baixo risco podem ser identificados determinados cenários, com base nos relatórios enviados à CNEN sobre acidentes e situações de emergência.

Um cenário ocorre durante as paradas para manutenção de unidades de produção, nas indústrias de siderurgia, de petroquímica, de bebidas ou de papel e celulose, quando os medidores nucleares utilizados para o controle de nível têm seus obturadores colocados na posição fechados. O princípio de funcionamento do medidor de nível requer a emissão da radiação gama de fontes radioativas de ^{60}Co, ^{137}Cs ou ^{241}Am, com atividade de 3.700 MBq (100 mCi). O obturador da blindagem do medidor de nível pode permanecer aberto e ocasionar a exposição indevida de parte do corpo dos técnicos de instrumentação ou do pessoal de limpeza e apoio. A exposição indevida ocorrerá se o obturador não interromper a emissão do feixe de radiação, depois de acionada a alavanca de comando para fechamento do obturador, devido à ruptura da ligação entre a alavanca e o obturador e, além disso, houver também a falha de não monitorar a blindagem após o fechamento, para assegurar que o obturador está realmente fechado.

Outro cenário acontece nas instalações desativadas que possuem medidores de espessura ou de densidade, nas linhas de fabricação de folhas de papel, de tecido ou de placas de madeira compensada. O princípio de operação do medidor nuclear emprega fontes radioativas de ^{90}Sr e ^{85}Kr, com atividade de 740 MBq (20 mCi). Com a instalação parada, não há qualquer tipo de controle de segurança física ou radioproteção, podendo a blindagem do medidor de espessura ser retirada indevidamente de seu local de utilização, no interior da fábrica, por ladrões, para, posteriormente, ser vendida como sucata em ferros-velhos, o que pode levar, em casos extremos, à exposição da população.

Em operações da prática perfilagem de poços de petróleo, o cenário identificado é o abandono da ferramenta de perfilagem no interior do poço. A ferramenta pode conter uma fonte radioativa de ^{60}Co, ^{137}Cs ou $^{241}Am/Be$, com atividade de até 7.400 MBq (200 mCi). Neste cenário, a conseqüência imediata é a perda material do valor da ferramenta, da ordem de alguns milhares de dólares. A conseqüência remota

e futura, do ponto de vista radiológico, é que devido à meia-vida longa das fontes radioativas empregadas nesta prática, não se pode garantir após algumas dezenas de anos, que a segurança e controle não terão sido perdidos.

Tabela 4.5 – Estimativa do Risco de Exposição Potencial – Análise Qualitativa

Prática	**Classificação AIEA**	**Probabilidade de Ocorrência – P**	**Probabilidade de Conseqüência Radiológica (Dano) - f(D)**	**Risco de Exposição Potencial – $R_{exp} = P.f(D)$**
Radiografia Industrial	Alto risco	Grande	Grande (Mundo) Média (Brasil)	***Grande*** (Mundo) ***Média*** (Brasil)
Irradiadores de Grande Porte	Alto risco	Média	Grande	***Grande***
Medidores Nucleares	Baixo Risco	Pequena	Pequena	***Pequena***
Perfilagem de Poços de Petróleo	Baixo Risco	Pequena	Pequena	***Pequena***

4.7.1 **Estimativa da Probabilidade de Ocorrência (P)**

A probabilidade de ocorrência **(P)** para a prática de radiografia industrial em instalações abertas foi estimada, levando em consideração a modelagem da árvore de

eventos, mostrada no item 4.2. A estimativa das probabilidades das seqüências resultantes obtidas pelo julgamento dos supervisores de radioproteção foi de 45 x 10^{-2} por ano, como já apresentado no item 4.3. Este resultado será adotado como a estimativa da probabilidade de ocorrência de exposição potencial (**P**). Com a modelagem da árvore de falhas, foram estimadas as probabilidades de ocorrência de três tipos particulares de acidentes ocorridos no mesmo cenário e os resultados obtidos variaram de 1,8 x 10^{-5} a 4,5 x 10^{-2} por ano, como já visto no item 4.5.

4.7.2 **Estimativa da Probabilidade das Conseqüências (f(D))**

Como conseqüência das situações de emergência ou acidentes ocorridos em instalações abertas de radiografia industrial no Brasil, no período de janeiro de 2003 a dezembro de 2006, obteve-se a distribuição de doses mostrada na Tabela 4.2. Aplicando-se a técnica de estatística de posto (*rank statistics*), descrito por Lewis [33], aos valores de dose da distribuição dessa Tabela, foi possível construir o gráfico visto na Figura 4.5, que representa a função de distribuição cumulativa, $F_i(D)$, para essas doses. A estatística de posto consiste em, primeiramente, ordenar os N valores da distribuição de dose da Tabela 4.2 em ordem crescente. Em seguida, a função de distribuição cumulativa, $F_i(D)$, é aproximada a cada valor ordenado, x_i, da distribuição de doses, pela equação:

$$F(x_i) = i - 0{,}5 \ / \ N, \qquad i = 1, 2, 3, \ldots N. \qquad (4.1)$$

O resultado da técnica de estatística de posto aplicada aos valores da Tabela 4.2 é visto na Tabela 4.6. A média da distribuição de doses é 2,15 mSv. Levando-se em consideração a distribuição cumulativa, há 90 % de probabilidade de que a conseqüência seja uma dose de 50 mSv na equipe de operadores e há 100% de probabilidade de que a dose resultante seja inferior a 550 mSv (o maior valor desta distribuição é 542 mSv). As doses nesta faixa causariam somente efeitos estocásticos [2].

Tabela 4.6. – Estatística de Posto Aplicada a Distribuição de Dose em Acidentes no Brasil entre 2003 e 2006

Ordem (i)	**Dose (mSv)**	**$F(D_i)$ (%)**	**Ordem (i)**	**Dose (mSv)**	**$F(D_i)$ (%)**
1	0,2	0,63	41	2,6	51,27
2	0,2	1,90	42	3,2	52,53
3	0,2	3,16	43	3,6	53,80
4	0,2	4,43	44	4,3	55,06
5	0,2	5,70	45	4,3	56,33
6	0,2	6,96	46	4,7	57,59
7	0,2	8,23	47	4,9	58,86
8	0,2	9,49	48	5,9	60,13
9	0,2	10,76	49	6,1	61,39
10	0,2	12,03	50	6,7	62,66
11	0,2	13,29	51	7,9	63,92
12	0,2	14,56	52	8,4	65,19
13	0,2	15,82	53	8,7	66,46
14	0,2	17,09	54	9,9	67,72
15	0,2	18,35	55	10,3	68,99
16	0,2	19,62	56	10,9	70,25
17	0,2	20,89	57	11,0	71,52
18	0,2	22,15	58	12,4	72,78
19	0,3	23,42	59	12,5	74,05
20	0,4	24,68	60	14,0	75,32
21	0,4	25,95	61	14,1	76,58
22	0,4	27,22	62	14,3	77,85
23	0,4	28,48	63	15,1	79,11
24	0,4	29,75	64	16,0	80,38
25	0,4	31,01	65	19,1	81,65
26	0,4	32,28	66	19,9	82,91
27	0,5	33,54	67	20,9	84,18
28	0,6	34,81	68	21,0	85,44
29	0,7	36,08	69	23,9	86,71
30	0,7	37,34	70	34,6	87,97
31	0,7	38,61	71	37,1	89,24
32	0,8	39,87	72	46,1	90,51
33	1,1	41,14	73	48,6	91,77
34	1,3	42,41	74	65,5	93,04
35	1,3	43,67	75	75,0	94,30
36	1,8	44,94	76	76,3	95,57
37	1,9	46,20	77	188,6	96,84
38	1,9	47,47	78	460,3	98,10
39	2,0	48,73	79	542,00	99,37
40	2,2	50,00			

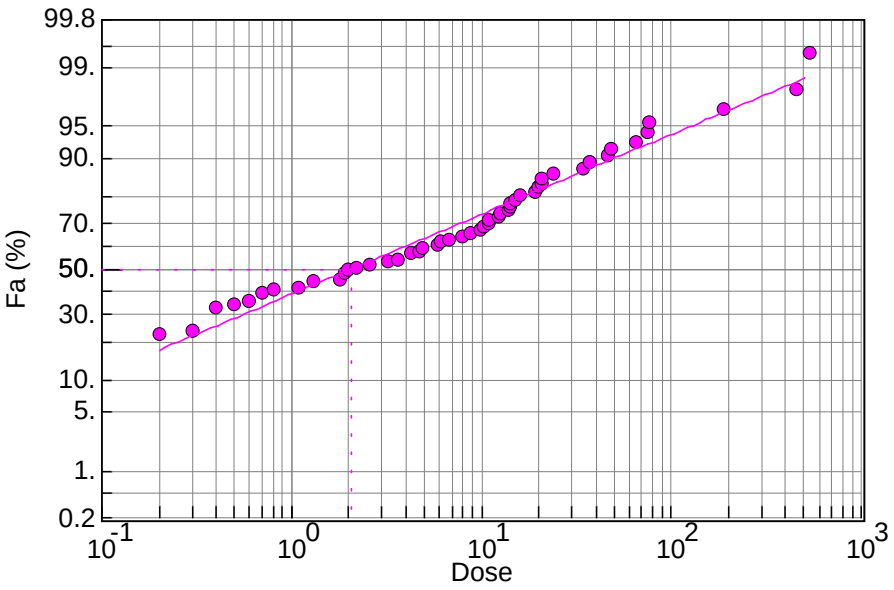

Figura 4.5 – Função Distribuição Cumulativa de Doses de Acidentes no Brasil 2003-2006

Aplicando-se a normalização aos dados da distribuição de dose dos acidentes radiológicos em radiografia industrial ocorridos no Brasil, de 1976-1992, como visto na tabela 3.1, obtém-se a distribuição apresentada na tabela 4.7, onde as doses estão agrupadas em classes de 25 mSv e cuja média é 2,15mSv.

Tabela 4.7 - Distribuição Normalizada de Dose em Acidentes no Brasil entre 1976 e 1992

Dose (mSv)	**Freqüência (f_i) – (%)**
0,0 – 25,0	3,58
25,0 – 50,0	0,15
50,0 – 75,0	0,05
75,0 – 100,0	0,04
100,0 – 125,0	0,02
125,0 - 150,0	0,02
150,00 – 175,0	0,02
175,0 – 200,0	0,01
200,0 – 225,0	0,06
225,0 – 250,0	0,05

Aplicando-se a técnica de estatística de posto (*rank statistics*), como já descrito no início dessa seção, aos dados da distribuição de dose da Tabela 4.7, foi feito o gráfico, visto na Figura 4.6, que representa a função de distribuição cumulativa, $F_i(D)$, para essas doses.

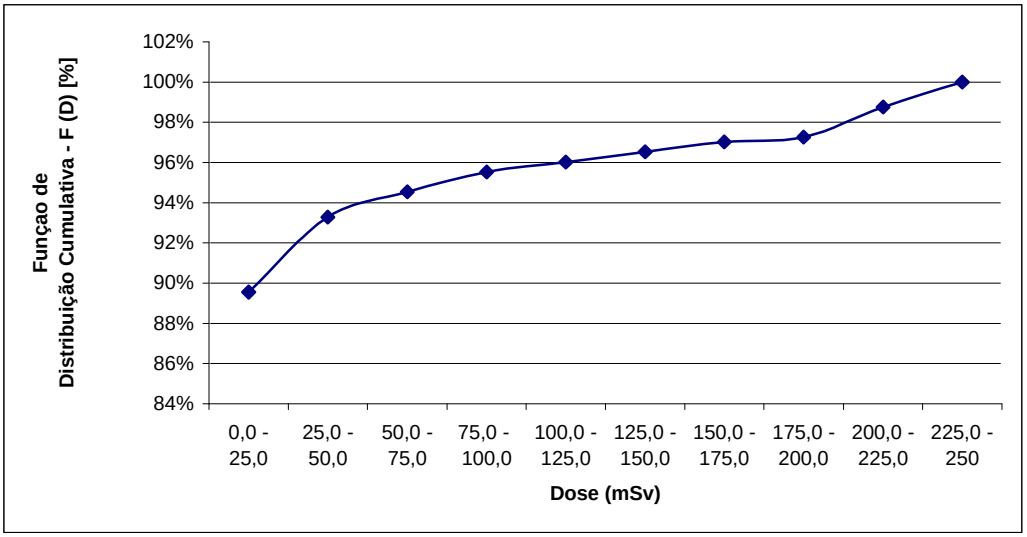

Figura 4.6 - Função Distribuição Cumulativa de Doses de Acidentes no Brasil 1976-1992

Tomando como base esta distribuição cumulativa, há 90% de probabilidade de que a conseqüência seja uma dose de 20 mSv sobre a equipe de operadores.

De modo similar [33], os valores da distribuição de dose dos acidentes radiológicos em radiografia industrial ocorridos no mundo, mostrados na Tabela 3.2, também foram normalizados. As doses da distribuição foram agrupadas em classes de 8 Gy, como mostra a tabela 4.8.

Tabela 4.8 - Distribuição Normalizada de Dose em Acidentes no Mundo, entre 1960 e 1985

Dose (Gy)	**Freqüência (f_i) [%]**
0,0 – 8,0	71,76
8,0 – 16,0	8,72
16,0 – 24,0	0,27
24,0 – 32,0	1,36
32,0 – 40,0	0,54
40,0 - 48,0	0,27

Outra vez, aplicando-se a técnica de estatística de posto (*rank statistics*), agora aos dados da distribuição de dose da Tabela 4.8, foi construído o gráfico, mostrado na Figura 4.7, representando a função de distribuição cumulativa, $F_i(D)$.

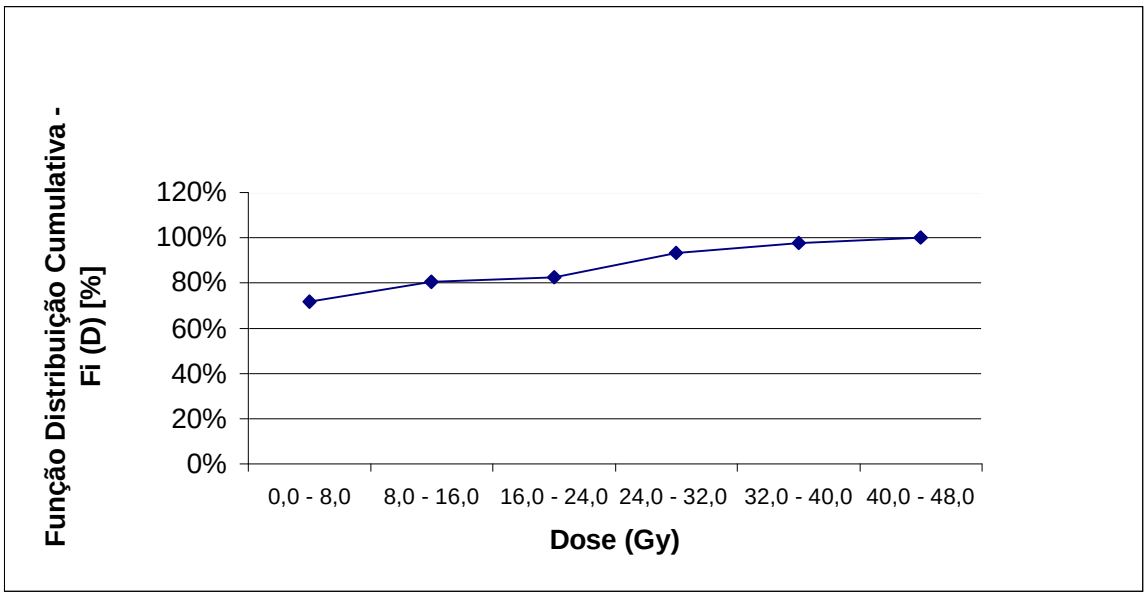

Figura 4.7- Função Distribuição Cumulativa de Doses de Acidentes no Mundo entre 1960 e 1985

Tomando por base essa distribuição, há 80 % de probabilidade de que a dose seja de 8 Gy, o que levaria ao efeito determinístico de morte dos operadores.

4.7.3 **Risco de Exposição Potencial**

Utilizando-se o produto **P.f(D)**, estabelecido pela publicação da ICRP 76 [2] como risco de exposição potencial, $\mathbf{R_{exp}}$, e os valores estimados de probabilidade de ocorrência e probabilidade de conseqüência, discutidos nos itens 4.7.1 e 4.7.2, respectivamente, foram calculadas as estimativas de risco de exposição potencial em instalações abertas de radiografia industrial, apresentadas na Tabela 4.9.

Tabela 4.9 – Estimativa do Risco de Exposição Potencial – Análise Quantitativa

Conseqüência	**Probabilidade de Ocorrência - P [% a $^{-1}$]**	**Probabilidade da Conseqüência – f(D) [%]**	**Risco de Exposição Potencial - R_{exp} [% a $^{-1}$]**
Dose ≤ 50 mSv [Brasil, 2006]	45	90	40,5
Dose ≤ 20 mSv [Brasil, 1992]	45	90	40,5
Dose ≤ 550 mSv [Brasil, 2006]	45	100	45
Dose ≤ 8.000 mSv [Mundo, 1985]	50 [3]	80	40

Assim sendo, as instalações abertas de radiografia industrial no Brasil apresentam um risco de exposição potencial entre 40,5 x 10^{-2} e 45 x 10^{-2} por ano, tendo, como conseqüência, efeitos estocásticos provocados por doses de até 550 mSv.

No âmbito mundial, as instalações abertas, existentes no período de 1960 a 1985, apresentavam um risco de exposição potencial de 40 x 10^{-2} por ano, porém, tendo como conseqüência a morte de operadores de radiografia industrial, uma vez que doses acima de 6 Gy causam esse efeito determinístico. Os valores obtidos pela metodologia utilizada neste trabalho para a estimativa do risco de exposição potencial em instalações abertas de radiografia industrial, tanto no Brasil, como no mundo, em qualquer época, foram muito superiores ao Risco de Referência (**R**) das exposições normais, apresentado no início do item 4.7, de 2 x 10^{-4} por ano. Os resultados da análise quantitativa para prática de radiografia industrial concordam com a analise qualitativa, apresentada na Tabela 4.4, que classificam esta prática como de alto risco.

4.8 ANÁLISE DAS INCERTEZAS

Como já foi mencionado, no item 3.8, na avaliação das incertezas nos modelos de árvore de eventos e de árvore de falhas foi utilizado o método de propagação de incertezas [25,26], também conhecido como método dos momentos ou da análise diferencial [27]. Esse método tem sido largamente aplicado e apresenta as vantagens de ser mais apropriado para modelos simples e revelar pequenas variações, a partir dos valores de base [27]. As incertezas no cálculo do risco de exposição potencial foram avaliadas empregando-se o método de superfície de resposta [27], que é adequado para modelos que possuam variáveis dependentes com funções lineares ou quadráticas das variáveis de entrada.

4.8.1 **Análise das Incertezas no Modelo de Árvore de Eventos**

O modelo da árvore de eventos mostrou 17 eventos, cujas freqüências de ocorrência foram estimadas com o método de Delphi. As combinações desses eventos levaram a 82 seqüências de resultados com significado físico. No cálculo da incerteza das seqüências da árvore de eventos, foram levados em consideração os desvios padrão dos eventos, apresentados na Tabela 4.1. O método de propagação de incertezas, mencionado no item 3.8, foi aplicado às combinações dos desvios padrão das freqüências de ocorrência dos eventos. Para cada probabilidade de seqüência resultante, a incerteza foi determinada, utilizando expressão (3.1).

Os valores calculados das incertezas para cada uma das 82 seqüências resultantes são apresentados na Tabela C3. O resultado da análise das incertezas nas probabilidades das ocorrências é mostrado na Tabela 4.10.

Tabela 4.10 – Incerteza para Probabilidades de Ocorrências da Árvore de Eventos

CONSEQÜÊNCIA	PROBABILIDADE DE OCORRÊNCIA (%)	INCERTEZA (%)
NÃO HÁ RADIOGRAFIA	**16,8**	**50,5**
EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	**37,9**	**24,9**
EXPOSIÇÃO POTENCIAL	**45,3**	**44,1**

A análise de sensibilidade nas seqüências resultantes da árvore de eventos indicou que existem seis seqüências mais relevantes, que contribuem com 80 % do total de 45 % de probabilidade de exposição potencial. As seqüências mais relevantes são mostradas na Tabela 4.11.

Tabela 4.11 – Seqüências Relevantes para Probabilidade de Exposição Potencial

Número da Seqüência	**Probabilidade de Seqüência [%]**	**% de Relevância**
15	18,29	40,39
06	5,51	12,17
05	5,03	11,11
56	3,67	8,10
61	2,50	5,53
13	1,29	2,84
Total	**36,29**	**80,14**

4.8.2. **Análise das Incertezas no Modelo de Árvore de Falhas**

Nos três casos de acidentes radiológicos modelados por árvore de falhas, os valores em negrito da Tabela 4.3 foram utilizados para a quantificação da freqüência anual de falhas. As referências [24] e [28] não apresentam o desvio padrão ou a incerteza para os dados utilizados na Tabela 4.3. Assim, ao aplicar o método da propagação de incertezas [25,26] para determinar a incerteza do modelo de árvore de eventos, estimou-se que a incerteza associada a esses dados fosse igual à incerteza associada a uma única medida [25], ou seja:

$$\sigma_x = x^{1/2} \quad (4.1)$$

Em seguida, o método de propagação de incertezas foi aplicado às combinações das incertezas das freqüências anuais de falhas, para determinação da incerteza nos três modelos estudados de árvore de falhas.

A análise da incerteza nos três casos modelados de árvores de falhas apresentou os resultados mostrados na Tabela 4.12:

Tabela 4.12 – Incerteza para Probabilidades de Ocorrências da Árvore de Falhas

Caso	**Probabilidade de Ocorrência [a $^{-1}$]**	**Incerteza**
01	$1{,}8 \times 10^{-5}$	$2{,}2 \times 10^{-4}$
02	$4{,}5 \times 10^{-2}$	$1{,}9 \times 10^{-1}$
03	$3{,}0 \times 10^{-2}$	3,6

4.8.3. **Análise das Incertezas na Estimativa do Risco de Exposição Potencial**

O risco de exposição potencial foi modelado como o produto **P.f(D)** [2] e o resultado foi apresentado na Tabela 4.9. As incertezas no cálculo desse produto foram avaliadas empregando-se o método de superfície de resposta [27].

Os valores da probabilidade de ocorrência ($\mathbf{P_i}$) e da probabilidade da conseqüência ($\mathbf{f(D)_j}$), que são as variáveis independentes, e da função resposta ($\mathbf{R_{exp}}$), que foram utilizados para a aplicação desse método e no cálculo da superfície de resposta estão na Tabela 4.13.

Tabela 4.13 – Dados para Aplicação do Método da Superfície de Resposta

Variação	$\mathbf{P_{ocorr}}$ **(%)**	**f(D) [%]**	$\mathbf{R_{EXP}}$ **(%)**
^{U}**f(D)**	**45,30**	**100**	**45,30**
Valor nominal	**45,30**	**90**	**40,77**
^{L}**f(D)**	**45,30**	**55**	**24,92**
^{L}**P**	**18,29**	**90**	**16,47**

Depois da aplicação das equações, 3.4, 3.5, 3.6, e 3.7, aos dados da Tabela 4.13, os resultados encontrados foram:

$\mathbf{a_1} = 0{,}73$

$\mathbf{a_2} = 0{,}45$

$\mathbf{a_{ij}} = 0$

$\mathbf{a_0}$ = - 33,17

e a expressão geral da superfície de resposta é mostrada abaixo:

$$\mathbf{R_{exp}} = - 33{,}17 + 0{,}73\ \mathbf{P} + 0{,}45\ \mathbf{f(D)} \qquad (4.2)$$

Para erguer o gráfico da superfície de resposta, apresentado na Figura 4.8, foi utilizada a expressão 4.2, com o valor de **P** = 45,3 % e com os valores de **f(D)** sendo retirados da Tabela 4.6.

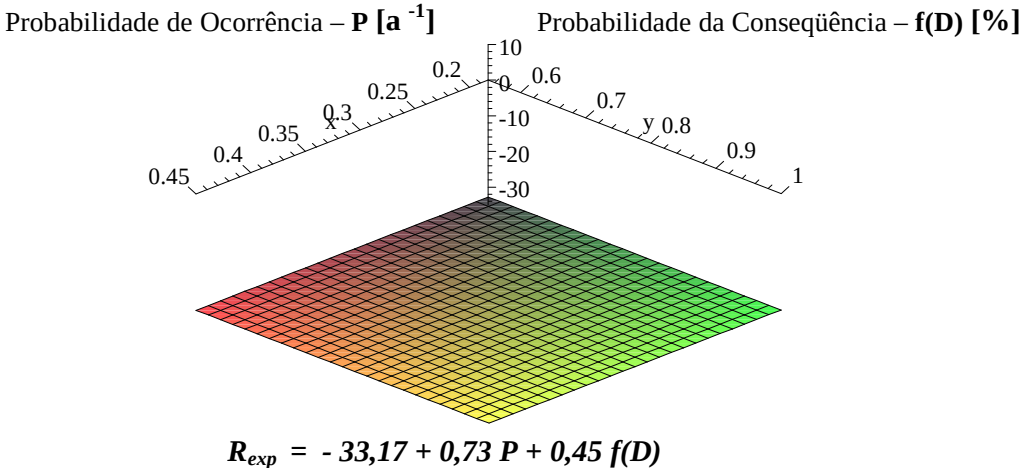

Figura 4.8 – Superfície de Resposta para Risco de Exposição Potencial

Os resultados obtidos com aplicação das equações 3.8 e 3.9 aos valores de **P**, **f(D**) e $\mathbf{R_{exp}}$ da Tabela 4.13 foram os seguintes:

Var (**P**) = 0 %

Var (**f(D)**) = 822,92 %

ρ(**P**, **f(D)**) = 0 %

COV (**P**, **f(D)**) = 0 %

Var ($\mathbf{R_{exp}}$) = 1213,23 %.

E finalmente, a incerteza na estimativa do risco da exposição potencial pode ser calculada pela expressão [25]:

$$\text{Var}\ (\mathbf{R_{exp}}) \approx s^2 \qquad (4.3)$$

Logo, a incerteza na estimativa do risco de exposição potencial é:

$$s\ (\mathbf{R_{exp}}) = 34{,}83\ \% \approx 35\ \%$$

Então, os resultados da Tabela 4.9 podem ser apresentados da seguinte forma:

Tabela 4.14 – Estimativa do Risco de Exposição Potencial e a Incerteza Associada

Conseqüência	**Probabilidade de Ocorrência - P [% a $^{-1}$]**	**Probabilidade da Conseqüência – f(D) [%]**	**Risco de Exposição Potencial - R_{exp} [% a $^{-1}$]**	**Incerteza de R_{exp} [%]**
Dose ≤ 50 mSv [Brasil, 2006]	45	90	40,5	14,2
Dose ≤ 20 mSv [Brasil, 1992]	45	90	40,5	14,2
Dose ≤ 550 mSv [Brasil, 2006]	45	100	45	15,8
Dose ≤ 8.000 mSv [Mundo, 1985]	50 [3]	80	40	14

CAPÍTULO 5

DISCUSSÃO DOS RESULTADOS

As lições aprendidas com acidentes radiológicos em instalações industriais forneceram as bases para a avaliação do risco de exposição potencial. As instalações abertas de radiografia industrial, onde são operados irradiadores de gamagrafia, foram identificadas como o cenário a ser analisado, devido ao seu elevado índice de ocorrência de acidentes e situações de emergência. As técnicas de Análise Probabilística de Segurança (APS) foram empregadas na realização de um estudo estruturado do cenário identificado. Para conhecimento e quantificação dos eventos iniciadores, dos fatores contribuintes e da probabilidade de ocorrência, os modelos de árvore de eventos e de árvore de falhas foram utilizados. Para o conhecimento das conseqüências foi feita uma revisão dos relatórios de acidentes e de doses elevadas.

Na realização do estudo, a árvore de eventos foi modelada, levando-se em consideração o procedimento operacional utilizado pelos operadores de radiografia industrial, ao executarem os ensaios radiográficos. O modelo mostrou a existência de 17 eventos. Para o primeiro evento, foi estimada uma taxa de demanda de $4{,}0 \times 10^{5}$ exposições da fonte radioativa por ano. As freqüências anuais de ocorrência para os demais eventos foram estimadas com a utilização do método Delphi de julgamento dos supervisores de radioproteção. Os resultados obtidos com esse método revelaram cinco eventos que podem levar a situações de exposição potencial e que não são totalmente executados pelos operadores, caracterizando cinco falhas humanas. A freqüência anual dessas cinco falhas humanas pode ser estimada como o complemento dos valores apresentados na tabela 4.1, para cada evento não totalmente executado, como relacionado abaixo:

a) não travam o sistema de segurança ou fechadura do irradiador, após recolher a fonte radioativa, em 16 % dos ensaios;
b) não monitoram o irradiador, após recolher a fonte radioativa, em 15 % das radiografias;
c) não monitoram os limites do balizamento da área de trabalho, após expor a fonte radioativa, em 19 % dos trabalhos;
d) não permanecem em área livre, durante o tempo de exposição da fonte radioativa, em 28 % das vezes;
e) não monitoram o irradiador no local de armazenamento, em 17 % das operações.

Dos cinco eventos relacionados, os três primeiros são apontados como causas principais, nos relatórios de acidentes enviados a CNEN, entre 2003 e 2006.

Os itens a e b acima ratificam as afirmações relatadas pela AIEA, em 2002 [13], citadas no capítulo 1, de que “a falha em não cumprir os procedimentos operacionais é a causa primária mais comum na maioria dos acidentes em radiografia industrial, em particular, a falha em não monitorar o irradiador para se certificar de que a fonte radioativa estaria na posição adequadamente blindada.”

A estimativa das probabilidades das seqüências da árvore de eventos resultou em 45% de probabilidade de ocorrência de exposição potencial. Um fator que influenciou esse resultado é que todo o procedimento operacional depende das ações da equipe dos operadores, que podem cometer erros ao fazer os ensaios radiográficos, como o de não executar um dos cinco eventos listados anteriormente. Agregado a isso, as equipes de operadores que trabalham em instalações abertas não possuem uma supervisão direta e constante do serviço de radioproteção, que poderia corrigir ou minimizar as conseqüências dos erros cometidos no procedimento operacional. Porém, como pode ser observado na figura 4.1, dependendo da combinação dos eventos, alguns desses erros podem não resultar em prejuízo para o desenvolvimento dos trabalhos: na árvore de eventos modelada, é estimado um total de 38% de realização das radiografias ao longo do ano. Outro fator, é que a fonte radioativa necessita ser retirada de sua blindagem, durante um breve período, chamado de tempo de exposição, para que o filme radiográfico seja impressionado. Este fator e a atividade das fontes radioativas caracterizam a prática como de alto risco, porque há sempre uma possibilidade da fonte radioativa não ser adequadamente recolhida à sua posição segura, no interior da blindagem. Como foi observado, dos cinco eventos não executados pelos operadores, quatro são relacionados diretamente à verificação do retorno da fonte radioativa ao irradiador.

A modelagem da árvore de eventos indicou cinco falhas humanas cometidas pelos operadores ao executarem o procedimento operacional que podem levar a situações de exposição potencial. A modelagem das árvores de falhas para as instalações abertas de radiografia industrial ampliou a lista de falhas humanas causadoras de acidentes e relacionadas ao procedimento operacional. Além das cinco já enumeradas, as outras causas apontadas foram:

a) a equipe de operadores trabalhando incompleta;
b) operador realizando radiografias sozinho;
c) não utilizar o monitor individual de alarme (“bip”);

d) conectar inadequadamente o cabo de comando ao porta-fonte;

e) desconhecer o manuseio do aparelho de gamagrafia.

A modelagem de árvore de falhas também indicou falhas cometidas na tentativa de solucionar a emergência ou acidente que agravaram a situação, tais como:

a) executar o resgate da fonte radioativa com a mesma equipe de operadores que realizava os ensaios radiográficos;

b) planejar e fazer sozinho o resgate da fonte radioativa;

c) segurar o porta-fonte com as mãos;

A modelagem de árvore de falhas revelou algumas das possíveis combinações de causas de acidentes registradas nos relatórios de acidentes e de investigação de doses. Possibilitou também estimar as freqüências das causas enumeradas e a probabilidade de ocorrência de cada acidente modelado. Os resultados obtidos indicaram que o caso 2, descrito no item 4.5, seria o mais provável de acontecer, com probabilidade de 4,5 %.

A identificação e quantificação dos erros humanos no procedimento operacional foram objetivos alcançados no presente trabalho. Os modelos de árvore de eventos e de árvore de falhas possibilitaram analisar o cenário mais comum de ocorrência de situações de exposição potencial em radiografia industrial e estimar as freqüências das principais falhas humanas cometidas pelos operadores ao realizarem o procedimento operacional e ao tentarem resolver as situações de emergência. Esses resultados devem servir de ponto de partida para se aprofundar a análise dos erros humanos identificados pelos dois modelos. Além da Técnica de Análise de Eventos Humanos (ATHEANA) [34], apresentada no Apêndice D, outros métodos podem ser empregados [35,36], como a Técnica para a Predição de Taxa de Erros Humanos (THERP), o Programa de Avaliação de Seqüências de Acidentes (ASEP) ou a Árvore de Ações do Operador (OAT). Um problema ainda não foi solucionado [9]: os métodos tipicamente usados em APS necessitam de evoluções significativas para serem aplicados às instalações não nucleares, na identificação e análise das ações humanas. Isso porque as técnicas para análise de erros humanos enfocam as aplicações da APS em sistemas tecnologicamente complexos e automatizados, com equipamentos redundantes, tais como as centrais nucleares. No aprofundamento do estudo das falhas humanas, as informações importantes estão nos trabalhos que diversos autores vem desenvolvendo [37,38,39], especificamente nas áreas da confiabilidade e do desempenho humanos, que poderão, no futuro, também serem aplicadas às instalações industriais. Quanto aos erros humanos no gerenciamento das empresas de radiografia

industrial, como já descrito no item 4.6, “os problemas de natureza organizacional não são causa direta da ocorrência de acidentes e situações de emergência.”

Como descrito no item 4.4, as doses de corpo inteiro nos operadores e os responsáveis por instalações abertas têm sido a principal conseqüência resultante das situações de emergência e acidentes em radiografia industrial no Brasil. A distribuição das doses em acidentes ocorridos no período 2003 a 2006 foi apresentada na tabela 4.2, com valores entre 0,2 e 542,0 mSv. Essa faixa de dose pode causar efeitos estocásticos e é semelhante aos resultados obtidos por Martins [23], mostrados na tabela 3.1. A distribuição normalizada dessas doses, com intervalo de classe de 25 mSv, é mostrada na tabela 4.7.

Os acidentes ocorridos em radiografia industrial no mundo provocaram doses elevadas nos operadores e indivíduos do público, resultando em efeitos determinísticos com conseqüências mais sérias como queimaduras, lesões de parte do corpo e mesmo mortes, nos casos mais graves. A distribuição das doses em acidentes ocorridos no mundo, desde 1960 até 1985, foi apresentada na tabela 3.2, com valores entre 1,0 e 47 Gy. A distribuição normalizada de doses em acidentes no mundo, com intervalo de classe de 8 Gy, pode ser observada na tabela 4 8.

As distribuições normalizadas de dose de acidentes apresentadas nas tabelas 4.6, 4.7 e 4.8 foram utilizadas como base para a estimativa das probabilidades das conseqüências, f(D), como pode ser visto no item 4.7.2. Para isso, a partir dos dados das tabelas mencionadas, foram construídos os gráficos da função de distribuição cumulativa para cada distribuição, aplicando-se o método descrito por Lewis [33], mostrados nas figuras 4.5, 4.6 e 4.7, respectivamente. Em seguida, foi calculada a média geométrica para cada distribuição normalizada. Depois, observando-se cada gráfico de função de distribuição cumulativa, o valor da função correspondente ao intervalo de classe que contém cada média ponderada foi arbitrado como estimativa da probabilidade de conseqüência. Os resultados alcançados estão na coluna “Probabilidade de Conseqüência – f(D)” da tabela 4.8. As estimativas foram de que, atualmente, há 90% de probabilidade de que a conseqüência da exposição potencial em radiografia industrial no Brasil sejam doses de 50 mSv de corpo inteiro nos operadores. Levando-se em consideração os dados publicados por Martins [23], há 90% de probabilidade de que a dose nos operadores seja de 20 mSv. Embora defasadas no tempo, as duas estimativas indicam que os efeitos estocásticos são a conseqüência resultante da exposição potencial em radiografia industrial no Brasil. Porém, como já afirmado no item 3.6, por Ramires [24], "o fato do acidente radiológico produzir níveis de radiação baixos não deve ser

considerado um evento irrelevante, porque por menor que seja a exposição, sempre há o risco de danos à saúde". De fato, mesmo para doses de corpo inteiro de 20 ou 25 mSv, há o risco de queimaduras e lesões de parte do corpo, principalmente das mãos e pés, devido a doses localizadas**.** O trabalho publicado por Da Silva [40] é um exemplo desta situação: em um acidente radiológico em radiografia industrial, a dose de corpo inteiro no operador foi de 88 mSv e a dose localizada na mão esquerda do operador foi estimada entre 12 e 20 Gy, resultando em uma lesão nos dedos médios, anelar e polegar, após 23 dias.

A tabela 4.9 apresenta os valores obtidos para estimativa de risco de exposição potencial em instalações abertas de radiografia no Brasil que resultaram da análise quantitativa. Para o período entre 2003 e 2006, o risco de exposição potencial foi estimado em 40,5 x 10^{-2} por ano e a conseqüência para os operadores, uma dose de corpo inteiro de 25 mSv. Para o mesmo período, o risco de exposição potencial a uma dose de corpo inteiro de 550 mSv foi estimado em 45 x 10^{-2} por ano . A estimativa de risco de exposição potencial, para o período de 1976 a 1992, também resultou no valor de 40,5 x 10^{-2} por ano, porém, tendo, como conseqüência, uma dose de corpo inteiro de 20 mSv nos operadores. Esses resultados confirmam que a radiografia industrial no Brasil é uma prática de alto risco como classificado pela AIEA. No âmbito mundial, o valor estimado para o risco de exposição potencial foi de 40 x 10^{-2} por ano e provocando conseqüências muito mais drásticas causadas pela dose de corpo inteiro de 8 Gy, atingindo tanto operadores, como indivíduos do público, o que torna ainda mais evidente o alto risco da radiografia industrial.

No México, Garcia Ramires [15] fez um exercício com enfoque probabilístico para estimar as conseqüências da exposição potencial em radiografia industrial com dados meramente ilustrativos, mas sem mencionar valores para a probabilidade de ocorrência. Utilizando o método do hipercubo latino, para obter a função de distribuição cumulativa complementar da dose resultante e distribuições uniformes, para atividade da fonte radioativa, tempo e distância, alcançou a probabilidade condicional de 50% para a dose média de 2,0 Gy.

As estimativas de risco de exposição potencial em instalações abertas de radiografia industrial, apresentadas na tabela 4.8, são superiores ao Risco de Referência (**R**) individual ocupacional de 2 x 10^{-4} por ano, sugerido pela publicação 76 da ICRP [2] como um critério de aceitabilidade, que leva em consideração uma média anual de dose individual de 5 mSv. Para instalações abertas de radiografia industrial no Brasil, a dose média individual foi cerca de 4 mSv [10,23]. A exposição potencial pode submeter o operador a uma dose aguda de 15 mSv, em um único evento. Segundo Gonzáles [41], a estimativa de risco de câncer para doses

nesse nível é de, aproximadamente, 0,005% por mSv, ou seja, a probabilidade de câncer nos operadores de radiografia industrial em instalações abertas aumentaria em 0,075%. O documento BEIR VII [42] afirma que doses na faixa entre 0 e 100 mSv podem provocar efeitos biológicos tardios, que se manifestarão após muitos anos. O mesmo documento afirma também que as limitações estatísticas dificultam a estimativa de risco de câncer em serem humanos, devido a doses abaixo de 100 mSv, mas que a informação predominante indica que o risco é baixo.

Como já mencionado no capítulo 3, existem outros critérios de aceitabilidade do risco, propostos ou em uso, em diversos países [8], tais como, no Canadá, na França, na Alemanha e na Inglaterra, porém a exata interpretação de cada critério está sujeita estritamente a regulamentação e legislação de cada país, o que pode dificultar a sua aplicação de uma forma mais generalizada.

CAPÍTULO 6

CONCLUSÕES E SUGESTÕES

Seguindo uma tendência mundial [4,5], as instalações abertas de radiografia industrial onde são operados irradiadores de gamagrafia foram identificadas como o cenário a ser analisado para a avaliação da exposição potencial, devido ao seu elevado índice de ocorrência de acidentes. A analise probabilística de segurança mostrou-se apropriada para a obtenção do modelo de avaliação da exposição potencial.

O modelo para avaliação de exposições potenciais em instalações abertas de radiografia industrial no Brasil usando técnicas de análise probabilística de segurança é apresentado nesse trabalho. A modelagem da árvore de eventos do item 4.2 poderá ser utilizada pelas instalações para implantar ou atualizar o sistema de proteção contra exposições potenciais. No âmbito da autoridade competente, tanto o modelo da árvore de eventos quanto o modelo da árvore de falhas são ferramentas úteis para a revisão e estabelecimento de novos procedimentos de licenciamento e inspeção, emissão de novas recomendações e redução da probabilidade de ocorrência de exposições potenciais.

O modelo para avaliação da exposição potencial proposto é uma contribuição importante para a otimização dos procedimentos operacionais, de segurança e de radioproteção, na prevenção de acidentes e na redução de erros humanos na prática de radiografia industrial. Para isso, o método Delphi foi utilizado e não necessitou que os supervisores de radioproteção respondessem a mais de uma fase do questionário, apresentado no Apêndice B, porque houve concordância de opiniões na primeira fase. Realmente, as lições aprendidas de acidentes propiciaram uma melhor compreensão dos mecanismos e das seqüências de eventos que poderiam causar a exposição potencial.

Comprovou-se, de fato, que, para a análise de acidentes em instalações industriais de alto risco, mediante o uso de avaliações probabilísticas de segurança, é necessário se ter bom conhecimento da instalação, para se chegar a uma compreensão do acidente e de suas implicações para a segurança.

As técnicas de APS proporcionaram um modelo integrado e consistente para análise da segurança e da radioproteção em radiografia industrial, com base nas características operacionais, histórico de acidentes e comportamento dos operadores atuando em instalações abertas. Na aplicação da APS, uma dificuldade encontrada foi a

carência de bancos de dados bem estruturados sobre confiabilidade humana e falha de equipamentos em radiografia industrial, o que provoca um alto grau de incerteza na estimativa das probabilidades de ocorrência e de conseqüência, embora já existam algumas tentativas de compilação desse tipo de dados, tais como o IRID [43] e o GADE [44]. Outras dificuldades que necessitam serem solucionadas são [9]: o grande espectro de conseqüências; a dependência do fator humano nos processos das instalações industriais; a dependência das medidas e procedimentos administrativos e a grande variedade de eventos iniciadores de acidentes. O número potencial de conseqüências indesejáveis associado à segurança e à radioproteção de fontes radioativas utilizadas em instalações industriais é muito grande (danos a instalação, aos operadores, ao público, ao meio ambiente), quando comparado com as conseqüências dos diversos cenários de acidentes em usinas nucleares, que conduzem a um limitado número de resultados indesejáveis (principalmente, danos ao núcleo do reator ou ao elemento combustível). Para cada valor de probabilidade de ocorrência, a estrutura da APS conduz a uma série de conseqüências, desde a exposição de trabalhadores até a contaminação do meio ambiente. Na aplicação do modelo, para alcançar a maior eficácia é necessário distinguir claramente os acidentes de menor importância dos acidentes realmente graves. De maneira geral, os equipamentos utilizados nas instalações industriais são simples e com baixo grau de automação, quando comparados aos dispositivos usados em centrais nucleares. Entretanto, as diversas ações executadas pelos operadores nas instalações industriais são de fundamental importância na utilização segura das fontes radioativas, tanto em operação normal, quanto em situações de emergência. Em conjunto com o baixo grau de automação dos equipamentos, nas instalações industriais o uso seguro das fontes radioativas depende de grande número de procedimentos e verificações executados pelos operadores, o que tende a provocar erros humanos. Embora a defesa em profundidade esteja implementada para as tarefas humanas mais críticas e para os principais equipamentos na utilização de fontes radioativas em instalações industriais, ainda há um grande número de eventos iniciadores. A maioria das tarefas humanas críticas está sujeita a auto-verificação, assim falhas na sua execução podem levar diretamente a conseqüências indesejáveis. A dependência entre as ações humanas necessita ser sistematicamente avaliada e quantificada, pois um tratamento inadequado da dependência pode provocar distorções significativas nos resultados da avaliação do risco de exposição potencial. O método THERP é técnica mais comumente usada na quantificação dessa dependência. A revisão dos registros de acidentes ocorridos em instalações industriais pode

indicar cenários específicos e eventos iniciadores, porque informações sobre esses eventos não são facilmente encontradas na literatura.

Visando solucionar as dificuldades da aplicação da APS na segurança de fontes radioativas em instalações industriais, algumas sugestões são apresentadas na referência [9], tais como: a preparação de cursos e material de treinamento; a elaboração de guias, procedimentos e listas de verificação; a revisão estruturada da experiência adquirida em práticas especificas e a coleta estatística de dados para cada prática, incluindo a avaliação do desempenho dos operadores na execução das tarefas e parâmetros dos equipamentos utilizados.

Os resultados da avaliação da exposição potencial confirmaram que nas instalações abertas de radiografia industrial no Brasil realizam-se atividades práticas de alto risco, como classificara a AIEA. No cenário mundial, as conseqüências dessa prática são muito mais drásticas, o que evidencia ainda mais o alto risco da radiografia industrial.

Conclui-se que o objetivo deste trabalho foi alcançado, uma vez que um modelo para avaliação de exposições potenciais em instalações abertas de radiografia industrial no Brasil foi desenvolvido, permitindo implantar ou atualizar o sistema de proteção contra exposições potenciais, no nível da instalação. Com esse modelo de APS, é possível identificar os possíveis acidentes e suas causas, além de permitir obter informações e fazer estimativas sobre os parâmetros de segurança e radioproteção relevantes para a avaliação da exposição potencial em outras práticas industriais. No âmbito da autoridade competente, a aplicação desse modelo permitirá estabelecer novos procedimentos para o licenciamento e inspeção dessas instalações industriais, resultando na emissão de novas recomendações, de forma a diminuir a probabilidade de ocorrência de exposições potenciais.

A utilização da APS na avaliação do risco de exposição potencial resultou na ampliação do conhecimento em segurança e radioproteção, aplicados à prática de radiografia industrial no Brasil, principalmente dos fatores e mecanismos que levam a ocorrência de situações de emergência e de acidentes radiológicos. As estimativas de probabilidades com suas incertezas associadas permitiram a quantificação dos principais fatores e eventos identificados como determinantes na avaliação do risco de exposição potencial. Apesar do elevado valor das incertezas, a abordagem quantitativa é recomendada porque possibilita uma priorização dos parâmetros que contribuem para o risco, conseqüentemente, nas ações e recomendações para a redução do risco. Além disso, durante o desenvolvimento da avaliação, os resultados de quantificações intermediárias no modelo da APS forneceram

informações valiosas para a determinação do nível de detalhe que seria mais apropriado empregar nas diferentes partes do modelo. A informação quantitativa foi essencial na escolha do cenário a ser estudado, na priorização da análise de erros humanos e dos dados a serem coletados.

As principais conclusões deste trabalho são:

a) os Métodos de Análise Probabilística (árvore de eventos e árvore de falhas) são ferramentas aplicáveis no modelo para estimar as exposições potenciais e propiciam a ampliação do conhecimento em radioproteção e segurança em Radiografia Industrial.

b) a metodologia de Análise Probabilística de Segurança aplicada à prática de Radiografia Industrial possibilita identificar cenários, combinações de eventos, falhas e erros na execução das práticas que conduzem a deterioração do sistema de radioproteção e segurança vigente.

c) a correção das falhas e dos erros identificados contribui para a otimização dos procedimentos operacionais, de radioproteção e evitam a ocorrência de situações de acidentes e de exposição potencial.

d) na realização da Análise Probabilística, o bom conhecimento da instalação é necessário, para se compreender as situações de acidentes com exposição potencial e suas implicações para a radioproteção e segurança.

e) a Radiografia Industrial é prática de alto risco - a fonte radiativa necessita ser retirada de sua proteção (blindagem) e a radioproteção depende de procedimentos e autoverificações realizados pelos operadores.

f) a abordagem quantitativa possibilita a priorização dos parâmetros que contribuem para exposição potencial (comparação com critérios, tomadas de decisão).

Como sugestão para futuros avanços na avaliação da exposição potencial nas práticas industriais, os seguintes pontos foram identificados:

a) a elaboração de um modelo de árvores eventos para ser aplicado aos outros processos em Radiografia Industrial: transporte, situações de emergência e armazenamento.

b) as árvores de falhas são recomendáveis para análise de casos particulares de acidentes com exposição de trabalhadores ou indivíduos do público.

c) para melhor utilização do modelo da árvore de falhas na identificação e quantificação das falhas e erros, é necessário fazer inicialmente a classificação dos

erros humanos (taxonomia) por processos: operação, situação de emergência, transporte.

d) a utilização da ATHEANA e da THERP para análise dos erros humanos.

e) outros cenários importantes para aplicação da APS são: transporte em Gamagrafia Industrial; entrada na sala de irradiação em Irradiadores de Grande Porte; manutenção em Medidores Nucleares e abandono da ferramenta em Perfilagem de Poços de Petróleo.

f) na aplicação do Método Delphi: consultar a outros grupos de especialistas e realizar pelo menos duas rodadas de consulta.

g) as novas tecnologias utilizadas no Brasil, tais como: aparelhos de gamagrafia, tipo *safe rad* ou com fontes radioativas de selênio, radiografia em tempo real, radiografia digital também necessitam de avaliação de segurança

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

[1] SAFETY SERIES 102, *Recommendations for the Safe Use and Regulation of Radiation Sources in Industry, Medicine, Research and Teaching.* IAEA,Viena,1990.

[2] ICRP 76, *Protection from Potential Exposures: Application to Selected Radiation Sources.* ICRP, Viena, Pergamon Press, 1996.

[3] *Lessons Learned from International Compilations of Accidents Involving Large Radiation Source.* Strahlenschutzpraxis, 4/1998, (recebido via CIN/CNEN).

[4] IAEA, *Lessons Learned from Accidents in Industrial Irradiation Facilities.* Viena, Pergamon Press, 1996.

[5] UNSCEAR, *Occupational Radiation Exposures*. Report to the General Assembly, Viena, 1999.

[6] Vilaragut Llanes, J. J.; Castillo Álvarez, J. P., *Análisis de Seguridad en la Industria de Alto Riesgo: Similitud y Diferencias con Enfoque Nuclear*. Centro Nacional de Seguridad Nuclear, Ciudad de La Habana, Cuba (publicado na Nucleus (2001); (30); p. 47-52 e recebido via CIN).

[7] Trancoso Fleitas, M. C., *Metodología General para Evaluaciones Probabilistas de Incidentes en Instalaciones de Alto Riesgo*, Centro Nacional de Seguridad Nuclear, Ciudad de La Habana, Cuba (recebido via CIN).

[8] IAEA–TECDOC 1267, *Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessment for Non-Reactor Nuclear Facilities*, International Atomic Energy Agency. Viena, 2002.

[9] IAEA–TECDOC 1494, *Case Studies in the Application of Probabilistic Safety Assessment Techniques to Radiation Sources*, International Atomic Energy Agency. Viena, 2006.

[10] Leocadio, J.C., *Análise da Radioproteção em Instalações Abertas de Radiografia Industrial*. Tese M. Sc., UFRJ, Rio de Janeiro, 1998.

[11] CNEN NN-6.04, *Funcionamento dos Serviços de Radiografia Industrial*. Norma Nuclear, Rio de Janeiro, 1988.

[12] ICRP 64, *Protection from Potential Exposures: a Conceptual Framework*. ICRP, Viena, Pergamon Press,1992.

[13] IAEA, *Enseñanzas Deducidas de Accidentes Ocurridos en Radiografia Industrial.* Viena, 2002.

[14] Vilaragut, L. J.J.; Ferro Fernandez, R.; Troncoso Fleitas, M;: Lozano Lima, B.; De la Fuente Puch, A.; Pérez Reyes, Y.; Duménigo González, C., *Metodología Para La Aplicación de Las Técnicas de Análisis Probabilista de Seguridad (APS) A Las Unidades de Cobalterapia em Cuba.* Centro Nacional de Seguridad Nuclear (CNSN), La Habana, Cuba, 2001.

[15] Ramírez, J.E.R.G., *De las Exposiciones Potenciales y Como Abordalas en el Ámbito de las Instalaciones Radiactivas*, Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, México Nuclear, vol. 2, no. 3, Septiembre- Diciembre 2001, pp. 77-82.

[16] Poucet, A., *Fault Tree and Event Tree Techniques.* Joint Research Centre/ISPRA, Varese, Itália , 1987.

[17] Linstone, H. A. and Turoff, M., *The Delphi Technique*. Addison Wesley Publishing Company Inc., New York, 2002.

[18] Bondarzuck, B. A, *Definição Operacional da Apoiabilidade de Sistemas de Materiais de Emprego Militar*. Tese de Doutorado, UFRJ, Rio de Janeiro, 2005

[19] Astigarraga, E**.,** *El Método Delphi* - Universidad de Deusto - Facultad de CC.EE. y Empresariales. Espana, ano (?)

[20] Wright, J. T. C., Giovinazzo, R. A., *Delphi – Uma Ferramenta de Apoio ao Planejamento Prospectivo.* In: Caderno de Pesquisas em Administração, São Paulo, v.01, no. 12, 2º. Trim. / 2000

[21] IAEA–TECDOC 1191, *Categorization of Radiation Sources*, International Atomic Energy Agency, Viena, 2000.

[22] Heaton, B., *Identifying High Doses Activities in Industrial Site Radiography*. Department of Biomedical Physics, University of Aberdeen, Aberdeen, Scotland, United Kingdom, 1993.

[23] Martins, M. M., *O Serviço de Radioproteção no Brasil sob o Aspecto da Proteção Radiológica*. Tese de Mestrado, UERJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, 1994.

[24] Ramires, A. M., *Análise dos Acidentes Radiológicos no Contexto Organizacional das Empresas de Radiografia Industrial.* Tese de Mestrado, UFRGS, Rio de Grande do Sul, RS, Brasil, 2000.

[25] Knoll, G. F., *Radiation Detection and Measurement*. 3ª. Edição, John Wiley & Sons, Inc., USA, 2000.

[26] Tsoulfanidis, N., *Measurement and Detection of Radiation*. 2a. Edição, Taylor & Francis, USA, 1995.

[27] [33] Modarres, M., *Risk Analysis in Engineering, Techniques, Tools and Trends*. CRC Press, Taylor and Francis Group, Boca Raton, USA, 2006.

[28] Santos, J. A, *Sistema de Avaliação das Indústrias Convencionais Brasileiras nas Áreas de Medidores Nucleares e Radiografia Industrial.* Tese de Mestrado, UFRJ, Rio de Janeiro, 1999.

[29] Sivaraman, G. et all, *Minimizing Radiation Exposure due to Source Assembly-Related Deficiencies in Industrial Gamma Radiography Exposure (IGRED*sBhabha Atomic Research Centre, Mumbai, Índia, 1994.

[30] Aveleyra, M. G. A., *Analisis Probabilístico de la Seguridad Aplicado a Radiografía Industrial Móvil.* Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, México, 1994.

[31] Nandakumar, A.N., *Quality Assurance for Gamma Radiography Exposure Devices.*, Bhabha Atomic Research Centre, Mumbai, Índia, 1996.

[32] Melo, P. F. F., *Análise de Risco de Instalações Industriais* – Notas de Aula — COPPE/ UFRJ – 2005.

[33] Lewis, E. E., *Introduction to Reliability Engineering.* John Wiley & Sons, Inc., USA, 1994.

[34] U.S Nuclear Regulatory Commission, *Technical Basis and Implementation Guidelines for A Technique for Human Analysis (ATHEANA)*, NUREG-1624, Rev. 1, Washington, D.C., 2000.

[35] H. Kumamoto & E. Henley, *Probabilistic Risk Assessment and Management for Engineers and Scientists*. IEEE Press, New York, 1996.

[36] Gomes, E. C., *Atualização da Análise de Riscos do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto*. Tese de Mestrado, UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, 2005.

[37] Barnes, V. E., *Human Factors in Accident Investigations*. CCPS International Conference & Workshop Process Industry Incidents, Orlando, USA, 2000.

[38] Hollnagel, E., *Human Reliability Assessment in Context*. Nuclear Engineering and Technology, vol. 37,no. 2. april 2005

[39] Thomadsen, B. et al, “Analysis of Treatment Delivery Errors in Brachyterapy Using Formal Risk Analysis”, *Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys*., vol. 57, no. 5, pp. 1492-1508, 2003.

[40] Da Silva, F.C.A., *Dosimetria Reconstrutiva de Acidente Radiológico Usando o Método de Monte Carlo*. Tese de Doutorado, UFRJ, Rio de Janeiro, 2003.

[41] Gonzáles, A., *Protecting Life against the Detrimental Effects Attributable to Radiation Exposure*. Palestra proferida no IRD/CNEN, Rio de Janeiro, 2004.

[42] BEIR VII, *Health Risk from Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation*. Biological Effects of Ionizing Radiation (BEIR) Reports, National Academies, USA, 2005.

[43] Croft, J. R. et al, *First Review of Cases Reported and Operation of the Database*. Ionizing Radiations Incident Database (IRID), NRPB, UK, 1999.

[44] GADE – *Grupo de Análise de Doses Elevadas*. IRD/CNEN, Brasil, 2005

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
Jul 2002 RSE 001/02	Empresa A / Mauá-SP / 192 Ir (29,08 Ci)	0,44 / Responsável por Instalação Aberta (B. J. L. J.) 1,88 / Responsável por Instalação Aberta (D. B.) 1,80 / Operador (F. A S.)	Fonte fora do irradiador: houve desconexão entre os engates do cabo de comando e do porta-fonte, no interior do tubo-guia, quando a fonte estava exposta. O supervisor de radioproteção autorizou que a equipe resolvesse a situação de emergência.	Depois de resgatada a fonte, a equipe realizou teste com o gabarito nos engates e não encontrou qualquer anormalidade. Revisão da manutenção de todos os irradiadores da empresa. Reciclagem da equipe quanto à verificação dos engates e procedimento operacional (evitar curvas acentuadas no tubo-guia).	O planejamento e o recolhimento da fonte foram adequadamente realizados. Doses estimadas: B. J. L. J. – 0,15 mSv; D. B. – 0,22 mSv; F. A S. – 0,31 mSv.
Jan 2003	Empresa B / Canoas, Triunfo, Pelotas-RS / 192 Ir (50 Ci– 3,5 Ci– 59,5 Ci) / Gammamat TIF	7, 90 / Responsável por instalação aberta (F.M S.)	Não esclarecida.	Treinamento de reciclagem sobre o uso do dosímetro, segurança, responsabilidade, obrigações do RIA e operador e situações de emergência com resgate de fontes.	Não esclarecida.
Jan 2003 MSG PR 020/03	Empresa A / Salto-SP / 192 Ir (45,66 Ci) Tech. Ops. 660	10,98 / Operador estagiário (E. L. C.)	Queda do dosímetro próximo ao arranjo radiográfico.	Reciclagem e orientação aos operadores quanto ao uso dos dosímetros.	Exposição acidental do dosímetro.

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
Jan 2003 MSG PR 027/03	Empresa A / São Paulo-SP / 192 Ir (25,37 Ci) Tech. Ops 660	4,25 / Responsável por Instalação Aberta (A F. C.) 2,20 / Operador (E. B. O) 0,42 / Operador (J. A S.)	A fonte radioativa não pôde chegar ao local de armazenamento dentro do irradiador devido a formação de pequeno degrau entre o engate "macho" e o cabo flexível do comando.	Análise estática e dinâmica de todos os cabos de flexíveis do comando. Divulgação do evento entre as equipes de operadores e reciclagem sobre resgate de fontes radioativas	Exposição da equipe por não retorno da fonte radioativa à posição de blindagem dentro do irradiador.
Fev 2003	Empresa B / Cubatão-SP / 192 Ir (6,74 Ci) Gammamat TIF	20,90 / Responsável por Instalação Aberta (S.R.W.L.)	Mau hábito do uso dosímetro junto com o crachá. Foram esquecidos próximos da fonte radioativa durante uma exposição.	Reciclagem sobre uso correto do dosímetro, responsabilidades e obrigações do RIA e operador.	Exposição acidental do dosímetro.
Fev 2003	Empresa B / Caxias do Sul –RS / 192 Ir (20,5 Ci)	2,60 / Operador Estagiário (F.V.B.)	Dosímetro do trabalhador caiu na "boca" de inspeção do tanque.	Solicitada mais atenção e cuidados com o dosímetro.	Exposição acidental do dosímetro.
Fev 2003	Empresa C / Rio de Janeiro-RJ / 192 Ir (28,54 Ci)	48,60 / Operador (S.T.D.)	Dosímetro do trabalhador caiu próximo à fonte exposta.	Operador: advertência e instrução para o uso correto do dosímetro. RIA: verificar e instruir a equipe no	Exposição acidental do dosímetro.

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
				uso do dosímetro.	
Abr 2003 REA 001/03	Empresa D / Niterói-RJ / 192 Ir (29,96 Ci)	76,3 / Responsável por Instalação Aberta (J.B.T.S.) M / Responsável por Instalação Aberta (J. S. N.) 3,2 / Operador (J. A L)	Não travamento do irradiador (a fonte ficou fora da posição de blindagem no interior do irradiador) e não monitoramento do irradiador e da área, depois de recolher a fonte. A equipe resolveu a situação de emergência sem comunicar ao serviço de radioproteção. A equipe não portava os monitores de leitura indireta (bips e canetas dosimétricas) adequadamente.	Reciclagem da equipe sobre uso adequado dos equipamentos de monitoração (individual e de área) e sua importância; procedimentos de segurança e operacionais: antes, durante e depois da exposição radiográfica. Advertência verbal de toda a equipe pelas negligencias e falhas cometidas.	Exposição da equipe por não travamento do irradiador e descumprimento dos procedimentos de segurança.

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
Jul 2003 MSG PR 098/03	Empresa A / São Paulo-SP / 192 Ir (28,96 Ci)	3,62 / Operador (G. J. D. P.)	Esquecimento do dosímetro dentro do veículo estacionado próximo ao local de exposição da fonte radioativa.	Reciclagem sobre as responsabilidades dos operadores de gamagrafia.	Exposição acidental do dosímetro.
Set 2003	Empresa B / Vila Velha-ES / 192 Ir (20,75 Ci)	8,4 / Responsável por Instalação Aberta (G.C.L.) 2,1 / Operador (R. A P.)	Dosímetro esquecido no bolso da camisa, dentro do veículo de transporte e próximo à fonte; Falta de habilidade com o irradiador (não fechava o excêntrico, depois de recolher a fonte);	Treinamento e reciclagem quanto ao uso do dosímetro; Treinamento e reciclagem sobre segurança e trabalho com o irradiador.	Exposição acidental do dosímetro.
Nov 2003	Empresa E / Angra dos Reis-RJ / 192 Ir (30 Ci)	16 mSv / Operador (A S.C.)	Dosímetro esquecido na camisa, próximo ao local dos ensaios radiográficos.	Reciclagem quanto ao uso do dosímetro, controle dosimétrico, situações de emergência e efeitos biológicos da radiação;	Exposição acidental do dosímetro.
Jan 2004 RER S/no.	Empresa F / Rio de Janeiro-RJ / 192 Ir (23,53 Ci)	M / Responsável por Instalação Aberta (N. C. P.) M / Responsável por	Fonte fora do irradiador: houve desconexão entre os engates do cabo de	Revisão da manutenção de todos os engates dos irradiadores da	O planejamento e o recolhimento da fonte foram adequadamente realizados.

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
		Instalação Aberta (M. L. S.) M / Operador (C.L.L.F.)	comando e do porta-fonte, no interior do tubo-guia, quando a fonte estava exposta para uma radiografia a 48 metros do solo. O supervisor de radioproteção autorizou que a equipe resolvesse a situação de emergência. A equipe planejou, preparou e realizou o resgate com sucesso.	empresa.	Doses estimadas: N.C.P. – 0,033 mSv; M.L.S. – 0,038 mSv; C.L.L.P. – 0,17 mSv.
Jan 2004 DPR 035/04 RID 001/04	Empresa B / Três Lagoas e Miranda-MS, Lençóis Paulista-SP / 192 Ir (42, 21 e 39,72 Ci)	460,30 / Responsável por Instalação Aberta (J. B.B.)	Não esclarecida.	Reciclagem da equipe sobre: melhoria na sistemática de devolução dos dosímetros, comunicação de qualquer fato anormal.	Não esclarecida.
Fev 2004 MSG PR 044/04 RID 001/04	Empresa A / Piratininga-SP / 192 Ir (32,82)	23,94 / Responsável por Instalação Aberta (A F.C.) 19,13 / Operador Estagiário	Não esclarecida.	Reciclagem sobre utilização dos monitores individuais.	Não esclarecida.

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
		(F.F.F.)			
Fev 2004 DPR 044/04 RID 003/04	Empresa B / Paulínia-SP / 192 Ir (18,44)	19,90 / Operador (E. A S)	Falhas no procedimento: Não desconectar o cabo de comando e não travar a fechadura ao deslocar-se entre pontos de difícil acesso na instalação aberta.	Reciclagem da equipe sobre segurança no trabalho com irradiadores, obrigações e responsabilidades dos Rias e Operadores.	Exposição parcial do corpo do operador durante deslocamento do irradiador (o excêntrico abriu porque não estava travado).
Fev e Mar 2004	Empresa G / Três Corações-MG / Raios-X Fluoroscopia (160 kV, 10 mA)	21,00 / Operador (G. A C.) 15,10 /Operador (R. A P.)	Não esclarecida.	Investigação sobre a má utilização dos dosímetros.	Não foi esclarecida. (A hipótese mais provável foi exposição somente dos dosímetros.)
Fev e Mar 2004	Empresa F / Niteroi-RJ / 192 Ir (23,14 Ci)	Não mencionada / Operador (V. T.)	Queda do dosímetro próximo ao irradiador com a fonte exposta.	Não houve. O operador comunicou prontamente ao serviço de radioproteção.	Èxposição somente do dosímetro.
Mar 2004 DPR 043/04 RID 002/04	Empresa B / Monte Mor-SP / 192 Ir (51,77 Ci)	0,7 / Responsável por Instalação Aberta (D. M.) 1,1 / Operador (E. A S.) 1,3 / Operador Estagiário (P.H.J.)	Acoplamento imperfeito do terminal de exposição no tubo-guia, impossibilitando o recolhimento da fonte ao irradiador que ficou presa no terminal de exposição.	Reciclagem da equipe sobre situações de emergência, segurança no trabalho com irradiadores, responsabilidades dos Rias e Operadores e	Fonte radioativa travada no terminal de exposição.

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
				comunicação de fatos anormais.	
Mar 2004 DPR 068/04 RID 004/04	Empresa B / Niterói-RJ / Raios-X (160 kV, 20 mA)	34,60 / Responsável por Instalação Aberta (R.C.G.)	Não esclarecida.	Não houve.	Não foi esclarecida a ocorrência. (Foi sugerida a hipótese de erro de leitura no dosímetro, mas não há embasamento para esta afirmação).
Mar 2004 (Informação por e-mail)	Empresa B / Transporte de Irradiador , São Paulo-SP / 192 Ir (2,93 Ci)	Não houve. / Responsável por Instalação Aberta (R. N. R.) Motorista (C. L. S.)	Veículo transportando 3 irradiadores (1 com fonte e 2 vazios) tombou no canteiro de anel viário. Não houve dano aos irradiadores nem aos ocupantes do veículo.	O serviço de radioproteção enviou outro veículo o local do acidente para completar o transporte dos irradiadores.	Não houve dose nos ocupantes do veículo acidentado, nem dano físico nos irradiadores.
Mai 2004 DPR 093/04	Empresa B / Americana, Itaquaquecetuba, Monte Mor, São Paulo-SP/ 192 Ir (57,7 Ci – 39,3 Ci – 17,07 Ci) Gamammat TIF e Aparelho de Raios-X Pantk Seifert	6,7 / Operador estagiário (L. C. S.G. N.)	Não foi esclarecida. (A hipótese mais provável foi exposição somente dos dosímetros.)	Não houve.	Não foi esclarecida. (A hipótese mais provável foi exposição somente dos dosímetros.)
Jul 2004 DPR 001/04	Empresa B / Gravataí – RS / 192 Ir (35,34	65, 50 mSv / Responsável por	Dosímetro caiu próximo (cerca de 0, 7	Solicitada atenção dos trabalhadores no	Èxposição somente do dosímetro

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
	Ci) Gammamat Ti-F	Instalação Aberta (D. C.)	m) da fonte radioativa durante exposição de 12 minutos.	uso correto dos monitores individuais.	
Set 2004 DPR 001/04	Empresa B / Eunapólis – BA / 192 Ir (51,21 Ci) Gammamat TIF	6,1 mSv / Responsável por Instalação Aberta (J. A S.) 2,0 mSv / Operador Estagiário (L. C. G. N.) 1,3 mSv / / Responsável por Instalação Aberta (V. S. S.) 0,8 mSv / Operador Estagiário (C. H. A S.) 0,7 mSv / Operador (A G. S. G.) 0,7 mSv / Operador Estagiário (S. A L.) 0,4 mSv / Operador (R. S. T.) 0,4 mSv / Supervisor de Radioproteção (M. R. R.)	Desgaste da parte externa do pino de travamento do engate do porta-fonte.	Divulgação do acidente e sua causa. Análise das ações realizadas durante o resgate, erros e acertos.	Fonte fora do irradiador após recolhimento, por defeito no pino de travamento do engate do porta-fonte.
Dez 2004 DPR 011/05	Empresa B / Cachoeirinha-RS / 192 Ir (49,45 Ci) Gammamat TIF	4,3 mSv / Responsável por Instalação Aberta (S. G. S.)	Dosímetro caiu próximo (cerca de 5 m) da fonte radioativa durante exposição de 10	Não houve.	Èxposição somente do dosímetro

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
			minutos.		
Abr 2005 ROR S/no.	Empresa A / I A RPBC – Cubatão – SP / 192 Ir	4,98 mSv / Responsável por Instalação Aberta (J. B. S.)	O dosímetro permaneceu dentro do carro próximo ao local de exposição da fonte radioativa.	Não houve.	Èxposição somente do dosímetro
Jun 2005 RO 005/05	Empresa H / Petropólis – RJ / 192 Ir (37,89 Ci) Tech. Ops. 660	188,57 mSv / Responsável por Instalação Aberta (E.R.B.) 14,34 mSv / Operador (S.P.) 14,01 mSv / Operador estagiário (P. A G.)	A equipe de operadores entrou no “bunker” com a fonte radioativa exposta. Não utilizaram o monitor de radiação portátil nem os monitores “bips”. Falta de comunicação e concentração, negligência, auto-suficiência.	Advertência na equipe. Reciclagem da equipe e na empresa. Alteração na freqüência de auditorias de radioproteção.	Afastamento da equipe por três meses. A equipe não executou os procedimentos de radioproteção, associado a desatenção, negligência e auto-suficiência.
Jun e Jul 2005 ROR S/no.	Empresa A / I A Unisoldas – Incase – Ad Tech – São Paulo – SP / 192 Ir (43,48 Ci, 41,12 Ci, 40,74 Ci)	8,73 mSv / Operador Estagiário (E. B. A) 9,95 mSv / Operador Estagiário (G. B. L.) 5, 86 mSv / Operador Estagiário (G. B. L.)	Queda do dosímetro próximo a fonte radioativa.	Advertência aos envolvidos sobre o uso dos dosímetros.	Èxposição somente do dosímetro
Jul e Ago 2005 RID 009/2005	Empresa E / I A Brasfels – Angra dos Reis – RJ / 192 Ir (10,94 Ci)	46,1 mSv / Responsável por Instalação Aberta (I J.S.C.) 0,5 mSv /	O dosímetro foi irradiado acidentalmente dentro da maleta esquecida no	Advertência aos envolvidos sobre o uso dos dosímetros.	Èxposição somente do dosímetro

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
		Responsável por Instalação Aberta (J. U. S.) 0,2 mSv / Operador Estagiário (A R. S) 0,0 mSv / Responsável por Instalação Aberta (A V. M.) 0,0 mSv / Operador (A S C) 0,0 mSv / Responsável por Instalação Aberta (C. U.S.) 0,0 mSv / Operador Estagiário (C. H. S.)	interior do *bunker* fechado.		
Nov 2005 CC.493 CC 493/2005	Empresa J / I A Cosmópolis – SP / 192 Ir (32,52 Ci)	*542 mSv* / Responsável por Instalação Aberta (J.C.C.)	O dosímetro caiu no solo muito perto da fonte radioativa exposta.	Não houve.	Exposição somente do dosímetro. Dose estimada
Dez 2005 RIAR 002/2005	Empresa C / I A ALTM – Rio de Janeiro – RJ / 192 Ir (15,37 Ci)	*0,16 mSv* / Responsável por Instalação Aberta (M. R. V.)	O porta-fonte quebrou no interior do terminal de exposição (bico da mangueira) não	Reparo do porta-fonte, manutenção do irradiador, reciclagem da equipe	Exposição da equipe por não retorno da fonte radioativa à posição de blindagem dentro do

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
			permitindo recolher a fonte para a posição de blindagem dentro do irradiador.	em planejamento para situações de emergência.	irradiador
Jan 2006 RID 003/2006	Empresa E / I A União Derive / 192 Ir (15,42)	14,10 mSv / Responsável por Instalação Aberta (A. D. A.) 0,60 mSv / Operador (M. A. F. C.) 0,4 mSv / Operador (W. S. L.)	Inadvertidamente deixou o dosímetro na camisa, próximo ao local dos ensaios radiográficos.	Advertência, afastamento por 1 mês e reciclagem do Responsável por Instalação Aberta.	Exposição somente do dosímetro
Jan 2006 RID 005/2006	Empresa E / I A Brasfels – Angra dos Reis – RJ / 192 Ir	11,0 mSv / Responsável por Instalação Aberta (R. T. C. P.) 0,2 mSv / Operador Estagiário (M.M.R.) 0,0 mSv / Responsável por Instalação Aberta	Dosímetro caiu próximo da fonte radioativa durante os ensaios radiográficos.	Advertência, afastamento por 1 mês e reciclagem do Responsável por Instalação Aberta.	Exposição somente do dosímetro.
Fev 2006 RID 007/2006	Empresa E / I A Usiminas Mecânica – Rio de Janeiro – RJ / 192 Ir (27,43 Ci)	12,5 mSv / Responsável por Instalação Aberta (C. U. S.) 0,5 mSv / Responsável por Instalação Aberta (J. U. S.) 0,3 mSv / Responsável por Instalação Aberta	Inadvertidamente deixou o dosímetro no tripé de sustentação do bico da mangueira, a cerca de 1 m da fonte radioativa.	Advertência, afastamento por 2 meses e reciclagem do Responsável por Instalação Aberta.	Exposição somente do dosímetro.

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
		(C.E.R.S.)			
Fev 2006 RID 001/006	Empresa B / I A Usina Santa Terezinha – Trepajara – PR / 192 Ir (58,48 Ci) Gammamat TI-F	12,4 mSv / Responsável por Instalação Aberta (J. A S.) 10,3 mSv / Operador Estagiário (P. A M.) 0,4 mSv / Responsável por Instalação Aberta (J. A M.)	Negligência da equipe de operadores ao realizar ensaios radiográficos sem monitor de área portátil, sem colimadores, ficando muito perto da fonte radioativa durante as exposições.	Reciclagem da equipe de operadores nos procedimentos de radioproteção.	Exposição da equipe de operadores por negligenciarem os procedimentos de radioproteção.
Fev 2006 ROR S/no.	Empresa A Unitec / I A Mangels – Incase – Unisoldas - São Paulo - SP 192 Ir	37,06 mSv / Operador Estagiário (A. S.)	Guardou o dosímetro no porta-luvas do veículo de transporte do irradiador estacionado próximo ao local de exposição da fonte radioativa.	Reciclagem sobre a utilização dos monitores individuais.	Exposição somente do dosímetro.
Mar 2006 RID 009/2006	Empresa E / I A Keppel-Fels – Niterói – RJ / 192 Ir (12,81 Ci)	4,7 mSv / Operador Estagiário (L. I. G.) 0,4 mSv / Operador (R. M. R.) 0,0 mSv / Responsável por Instalação Aberta (D. S. V.)	Inadvertidamente deixou o dosímetro na camisa, próximo ao local (cerca de 3 m) dos ensaios radiográficos.	Advertência, afastamento e reciclagem do Operador Estagiário.	Exposição somente do dosímetro.
Abr 2006 REO 0407/06/2006	Empresa I / Petrópolis – RJ Raios-X Philips MG	75 mSv / Operador (F.S.)	Irradiação do dosímetro por descuido, no interior do bunker	Melhoria no procedimento de fixação do dosimetro	Exposição somente do dosímetro.

APÊNDICE A

Tabela A.1 - Análise dos Relatórios de Investigação de Doses e Acidentes – 2003 a 2006

Mês / Ano/ Referência	Empresa / Local / Equipamento	Dose (mSv) / Pessoas Envolvidas	Causas	Ações Corretivas	Conclusão
	163/329 (320 kV, 10 mA)		durante exposição radiográfica.	ao corpo do IOE.	
Set 2006 RIAR 003/006	Empresa C / I A Novo Porto Rio – RJ / 192 Ir (27,65 Ci)/ Iriditron 520	0,2 mSv / Responsável por Instalação Aberta (S. F. A) 0,2 mSv / Responsável por Instalação Aberta (W. J. S. B.) 0,2 mSv / Operador Estagiario (L. S. P.) 0,2 mSv / Supervisor de Radioproteção (A. R.L.)	O porta-fonte ficou retido no canal interno, na parte frontal do irradiador, causado por obstrução de um trecho do próprio canal interno.	Manutenção corretiva do canal interno do irradiador.	Exposição da equipe de operadores a doses menores que o nível de registro.
Out 2006- RSE S/no.	Empresa B / I A CST – Serra – ES / 192 Ir (23,61)	0,2 mSv / Responsável por Instalação Aberta (R.P.A) 0,2 mSv / Operador (A A S.) 0,2 mSv / Operador Estagiário (D. V.R.) 0,2 mSv / Operador Estagiário (J.L.V.)	Falha do porta-fonte: queda do pino elástico de interligação dos elos do porta-fonte deixando a fonte-radioativa no interior do tubo-guia.	Treinamento e reconstituição da situação de emergência.	Exposição da equipe de operadores a doses menores que o nível de registro.

APÊNDICE B

QUESTIONÁRIO DO MÉTODO DELPHI

Prezado Sr. Supervisor de Radioproteção,

Gostaríamos de contar com a colaboração de V. Sas. no sentido de responder aos itens abaixo referentes ao procedimento para executar ensaios radiográficos em instalações abertas de radiografia industrial.

Com base na sua experiência, conhecimento em radioproteção e poder de observação, e para que tenhamos os valores mais próximos do que realmente ocorre nas instalações abertas, solicitamos que responda cada item assinalando com qual freqüência as equipes de operadores de sua empresa realizam cada um dos passos de ***a*** a ***q*** do questionário abaixo.

Atenciosamente,

João Leocadio

Para o esclarecimento de quaisquer dúvidas, por favor, entrar em contato pelo telefone (021) 3411-8198 ou pelo e-mail: leocadio@ird.gov.br .

QUESTIONÁRIO

Para realizar os ensaios radiográficos nesses locais, a equipe de operadores cumpre o procedimento operacional descrito a seguir:

a) Dirige-se ao local de armazenamento do irradiador:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

b) Monitora o irradiador no local de armazenamento:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

APÊNDICE B

QUESTIONÁRIO DO MÉTODO DELPHI

c) Retira e transporta o irradiador e seus acessórios para a instalação aberta:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

d) Baliza a área de trabalho na instalação aberta:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

e) Posiciona a peça a ser radiografada:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

f) Posiciona o filme radiográfico e tela intensificadora na peça;

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

g) Monta o arranjo radiográfico: conecta o cabo de comando e tubo-guia ao irradiador:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

h) Destrava o sistema de segurança ou fechadura do irradiador:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

APÊNDICE B

QUESTIONÁRIO DO MÉTODO DELPHI

i) Aciona o comando e expõe a fonte radioativa:

0%	5%	10%	15%	20%	25%	30%	35%	40%	45%	50%	55%	60%	65%	70%	75%	80%	85%	90%	95%	100%

j) Permanece em área livre durante o tempo de exposição da fonte radioativa:

0%	5%	10%	15%	20%	25%	30%	35%	40%	45%	50%	55%	60%	65%	70%	75%	80%	85%	90%	95%	100%

k) Monitora os limites do balizamento da área de trabalho:

0%	5%	10%	15%	20%	25%	30%	35%	40%	45%	50%	55%	60%	65%	70%	75%	80%	85%	90%	95%	100%

l) Terminado o tempo de exposição, aciona o comando e recolhe a fonte radioativa:

0%	5%	10%	15%	20%	25%	30%	35%	40%	45%	50%	55%	60%	65%	70%	75%	80%	85%	90%	95%	100%

m) Monitora o irradiador e área de trabalho:

0%	5%	10%	15%	20%	25%	30%	35%	40%	45%	50%	55%	60%	65%	70%	75%	80%	85%	90%	95%	100%

n) Trava o sistema de segurança ou fechadura do irradiador:

0%	5%	10%	15%	20%	25%	30%	35%	40%	45%	50%	55%	60%	65%	70%	75%	80%	85%	90%	95%	100%

APÊNDICE B

QUESTIONÁRIO DO MÉTODO DELPHI

o) Desmonta o arranjo radiográfico e retira o balizamento de área:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

p) Transporta o irradiador para o local de armazenamento:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

q) Armazena o irradiador no local de armazenamento:

0%	**5%**	**10%**	**15%**	**20%**	**25%**	**30%**	**35%**	**40%**	**45%**	**50%**	**55%**	**60%**	**65%**	**70%**	**75%**	**80%**	**85%**	**90%**	**95%**	**100%**

APÊNDICE C

RESULTADO DAS SEQÜÊNCIAS DA ÁRVORE DE EVENTOS

Tabela C.1 – Resultado das 82 Seqüências – Método Delphi – Supervisores de Radioproteção

No. da SEQUÊNCIA - CONSEQUÊNCIA	PROBABILIDADE DE OCORRÊNCIA	FREQUÊNCIA ANUAL
01. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	0.262172699	99626
02.EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
03. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
04. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
05. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.05030966	19118
06. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.055143946	20955
07. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.008269712	3142
08. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	0.0610982	23217
09. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0	0
10. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
11. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
12. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.011724446	4455
13. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.012851055	4883
14. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00192722	732
15. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.182942306	69518
16. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0.014541578	5526
17. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0.00	0
18. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0.014868689	5650
19. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0.00	0
20. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0.124920052	47470
21. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.0075523	2870
22. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0	0
23. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
24. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
25. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.001449249	551
26. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.001588509	604
27. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.000238222	91
28. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	0.00176003	669
29 .EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0	0
30. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
31. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
32. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.000337741	128
33. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.000370195	141
34. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	5.55166E-05	21
35. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.005269943	2003
36. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0.000418893	159
37. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0	0
38. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0.000428316	163
39. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0	0
40. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0.00359852	1367
41. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0.009163	3482
42. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	0.052560433	19973
43. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0	0
44. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0

APÊNDICE C

RESULTADO DAS SEQÜÊNCIAS DA ÁRVORE DE EVENTOS

No. da SEQUÊNCIA - CONSEQUÊNCIA	PROBABILIDADE DE OCORRÊNCIA	FREQUÊNCIA ANUAL
45. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
46. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.01008609	3833
47. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.011055269	4201
48. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.001657914	630
49. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.012248979	4655
50. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0	0
51. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
52. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
53. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.002350519	893
54. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.002576382	979
55. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.000386369	147
56. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.036676309	13937
57. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.002915298	1108
58. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
59. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.002980878	1133
60. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
61. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.025043996	9517
62. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	0.001514087	575
63. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0	0
64. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
65. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
66. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.000290546	110
67. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.000318465	121
68. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	4.77588E-05	18
69. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.000352851	134
70. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0	0
71. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
72. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
73. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	6.77104E-05	26
74. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	7.42168E-05	28
75. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1.113E-05	4
76. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.001056519	401
77. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	8.39798E-05	32
78. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.00	0
79. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	8.58689E-05	33
80. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.000	0
81. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.000721432	274
82. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0.001837	698

APÊNDICE C

RESULTADO DAS SEQÜÊNCIAS DA ÁRVORE DE EVENTOS

Tabela C.2 - Resumo das Seqüências – Supervisores de Radioproteção

CONSEQUÊNCIA	PROBABILIDADE DE OCORRÊNCIA	FREQUÊNCIA ANUAL
NÃO HÁ RADIOGRAFIA	**0.167939049**	**63817**
EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	**0.379105449**	**144060**
EXPOSIÇÃO POTENCIAL	**0.452955502**	**172123**
		380000

Tabela C.3 - Incerteza para Seqüências Resultantes da Árvore de Eventos

No. da SEQUÊNCIA - CONSEQUÊNCIA	PROBABILIDADE DE OCORRÊNCIA	INCERTEZA
01. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	2,62E-01	2,05E-01
02.EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
03. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
04. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
05. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	5,03E-02	1,67E-01
06. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	5,51E-02	1,67E-01
07. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	8,27E-03	9,72E-02
08. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	6,11E-02	1,03E-01
09. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
10. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
11. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
12. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,17E-02	4,27E-02
13. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,29E-02	4,34E-02
14. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,93E-03	2,28E-02
15. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,83E-01	3,18E-01
16. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	1,45E-02	1,71E-01
17. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0,00E+00	0,00E+00
18. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	1,49E-02	1,75E-01
19. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0,00E+00	0,00E+00
20. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	1,25E-01	4,14E-01
21. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	7,55E-03	1,89E-02
22. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
23. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
24. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
25. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,45E-03	5,92E-03
26. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,59E-03	6,12E-03
27. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	2,38E-04	2,86E-03
28. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	1,76E-03	5,13E-03
29 .EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00

APÊNDICE C

RESULTADO DAS SEQÜÊNCIAS DA ÁRVORE DE EVENTOS

No. da SEQUÊNCIA - CONSEQUÊNCIA	PROBABILIDADE DE OCORRÊNCIA	INCERTEZA
30. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
31. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
32. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	3,38E-04	1,47E-03
33. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	3,70E-04	1,53E-03
34. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	5,55E-05	6,71E-04
35. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	5,27E-03	1,55E-02
36. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	4,19E-04	5,02E-03
37. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0,00E+00	0,00E+00
38. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	4,28E-04	5,13E-03
39. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	0,00E+00	0,00E+00
40. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	3,60E-03	1,47E-02
41. NÃO HÁ RADIOGRAFIA	9,16E-03	1,52E-01
42. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	5,26E-02	9,39E-02
43. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
44. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
45. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
46. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,01E-02	3,72E-02
47. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,11E-02	3,79E-02
48. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,66E-03	1,97E-02
49. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,22E-02	2,85E-02
50. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
51. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
52. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
53. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	2,35E-03	9,35E-03
54. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	2,58E-03	9,64E-03
55. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	3,86E-04	4,62E-03
56. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	3,67E-02	8,68E-02
57. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	2,92E-03	3,46E-02
58. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
59. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	2,98E-03	3,53E-02
60. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
61. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	2,50E-02	9,23E-02
62. EXPOSIÇÃO ROTINEIRA	1,51E-03	4,51E-03
63. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
64. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
65. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
66. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	2,91E-04	1,28E-03
67. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	3,18E-04	1,33E-03

APÊNDICE C

RESULTADO DAS SEQÜÊNCIAS DA ÁRVORE DE EVENTOS

No. da SEQUÊNCIA - CONSEQUÊNCIA	PROBABILIDADE DE OCORRÊNCIA	INCERTEZA
68. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	4,78E-05	5,78E-04
69. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	3,53E-04	1,17E-03
70. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
71. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
72. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
73. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	6,77E-05	3,14E-04
75. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,11E-05	1,36E-04
76. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,06E-03	3,55E-03
77. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	8,40E-05	1,02E-03
78. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
79. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	8,59E-05	1,04E-03
80. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	0,00E+00	0,00E+00
81. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	7,21E-04	3,17E-03
82. EXPOSIÇÃO POTENCIAL	1,84E-03	3,06E-02

APÊNDICE D

METODOLOGIA DE ANÁLISE DE ERROS HUMANOS

Toda a prática de engenharia é um trabalho humano e, num sentido mais amplo, a maioria das falhas se deve a causas humanas, sejam por ignorância, negligência ou limitações na vigilância, eficácia e habilidade manual [33].

Os programas de garantia da qualidade têm um papel central na detecção e eliminação de erros na fabricação e construção. Nas etapas de operação e manutenção, geralmente os erros cometidos envolvem incertezas muito maiores que nas duas etapas anteriores. Há três categorias de incertezas: na primeira, a natural variabilidade do desempenho humano é considerável. Não apenas as aptidões das pessoas diferem, mas o desempenho do dia-a-dia e hora-a-hora de qualquer indivíduo também variam. Na segunda, há um grande grau de incerteza sobre como modelar probabilisticamente a variabilidade do desempenho humano, uma vez que as interações com o meio ambiente, com o estresse, e com os demais trabalhadores são extremamente complexas e, em grande parte, psicológicas. Na terceira, mesmo quando modelos possíveis para os limitados aspectos do desempenho humano podem ser formulados, a quantificação das probabilidades ou parâmetros do modelo que devem ser estimados são comumente apenas muito aproximados e a gama de situações para os quais eles seriam utilizados é relativamente pequena.

A confiabilidade humana pode ser definida como a probabilidade de sucesso das atividades humanas necessárias para tornar um sistema confiável [2].

Pela realização da análise de risco de um dado dispositivo, podem ser identificados os diversos tipos de falhas humanas ou do equipamento que resultariam em conseqüências inseguras, antes que esses erros ou falhas ocorram na prática. A direção da instalação pode então planejar o que fazer, caso tal erro ou falha aconteça, ou apenas modificar um projeto ou procedimento que remova o perigo potencial, antes que alguém se acidente. Além disso, utilizando técnicas de análise de risco, a direção da instalação será capaz de decidir se mudanças na operação afetariam a segurança.

A investigação de acidentes mostrou que certos padrões de comportamento que influenciam a exposição potencial não são percebidos pelos métodos tradicionais de análise de risco.

A “Técnica de Análise de Eventos Humanos” (ATHEANA) foi desenvolvida para aumentar o grau de representação das espécies de comportamento humano visto em acidentes

nas centrais nucleares e outras instalações industriais que envolvem tipos similares de interação homem / sistema [34]. Esta técnica fornece uma melhor competência para:

a) mais realisticamente, buscar tipos de interações homem / sistema que influam na resposta a acidentes, incluindo a identificação e modelagem de erros de confiança e dependências;
b) incorporar os avanços na psicologia, engenharia, operação de instalações, fatores humanos e análise probabilística de segurança na sua modelagem.

De maneira geral, a ATHEANA fornece uma estrutura para compreender e melhorar o desempenho humano em eventos operacionais. Esta técnica surgiu do estudo de eventos operacionais e do esforço para harmonizar o desempenho humano observado na maioria dos acidentes graves com as teorias de conhecimento e modelos de confiabilidade humana existentes, dentro do contexto do projeto, operação e segurança das instalações.

Mais especificamente, a ATHEANA apresenta as seguintes vantagens:

a) uma melhoria no processo para realização da análise de confiabilidade humana e da análise probabilística de segurança, fornecendo estrutura e rigor adicionais para as tarefas dessas análises. Algumas das tarefas já são realizadas (e.g., identificação de falhas humanas que estão incluídas na modelagem da análise probabilística de segurança), mas não tão explícita e completa como especificado na ATHEANA;
b) um método para obter resultados quantitativos e qualitativos na análise de confiabilidade humana. A premissa desta técnica é que os erros humanos significativos acontecem como resultado de erro de força contextual, definido como a combinação das condições da instalação e outras influências que fazem o erro do operador ser mais provável. A ATHEANA fornece estruturas de busca desses erros de contexto, ao usar e integrar o conhecimento e experiência na engenharia, análise probabilística de segurança, fatores humanos e psicologia com informações específicas da instalação e elementos das análises de acidentes graves;
c) é uma ferramenta de análise perspectiva que pode auxiliar a análise de confiabilidade humana ou pode ser um fim em si mesma. Está baseada na integração de múltiplas disciplinas e na realimentação das análises de muitos eventos, nucleares e não-nucleares.

A "Técnica para Predição de Taxa de Erro Humano" (THERP) pode ser usada para analisar as atividades humanas pré-acidentais e pós-acidentais [35]. A THERP pode descobrir erros e permite o cálculo das probabilidades de ocorrência dos mesmos, já que inclui um banco de

dados para este cálculo e utiliza um nível extenso de detalhes de dados [36]. As áreas gerais de informações requeridas para essa técnica são:

a) dependência entre tarefas;

b) fatores delimitadores do desempenho humano;

c) tipo de equipamento;

d) provisão de pessoal e experiência;

e) administração e controle administrativo;

f) tempo de diagnose;

g) procedimentos;

h) outros parâmetros relacionados a interface homem / máquina.

A THERP possibilita a identificação e a quantificação dos erros humanos de omissão e de comissão [36]. Os elementos fundamentais no processo de quantificação são:

a) decomposição das tarefas em seus elementos constituintes;

b) designação de uma probabilidade de erro humano, associada a cada elemento constituinte da tarefa;

c) determinação dos efeitos de fatores delimitadores do desempenho humano (PSF) em cada elemento, baseado nas análises qualitativas do analista do cenário;

d) cálculo dos efeitos de dependência entre as tarefas;

e) modelagem da análise de confiabilidade humana (ACH) em uma árvore de eventos.

APÊNDICE E

PLANILHA DE CÁLCULOS DA SUPERFÍCIE DE RESPOSTA PARA RISCO DE EXPOSIÇÃO POTENCIAL

i	D_i (mSv)	P_{ocorr} (% a^{-1})	f_i (D) [%]	R_{EXP} (% a -1)	Incert (R_{exp}) (%)
1	0,16	45,30	0,63	0,18	0,06
2	0,20	45,30	1,90	0,75	0,26
3	0,20	45,30	3,16	1,32	0,46
4	0,20	45,30	4,43	1,89	0,66
5	0,20	45,30	5,70	2,46	0,86
6	0,20	45,30	6,96	3,03	1,06
7	0,20	45,30	8,23	3,60	1,26
8	0,20	45,30	9,49	4,17	1,46
9	0,20	45,30	10,76	4,74	1,65
10	0,20	45,30	12,03	5,31	1,85
11	0,20	45,30	13,29	5,88	2,05
12	0,20	45,30	14,56	6,45	2,25
13	0,20	45,30	15,82	7,02	2,45
14	0,20	45,30	17,09	7,59	2,65
15	0,20	45,30	18,35	8,16	2,85
16	0,20	45,30	19,62	8,73	3,05
17	0,20	45,30	20,89	9,30	3,24
18	0,20	45,30	22,15	9,87	3,44
19	0,30	45,30	23,42	10,44	3,64
20	0,40	45,30	24,68	11,01	3,84
21	0,40	45,30	25,95	11,58	4,04
22	0,40	45,30	27,22	12,15	4,24
23	0,40	45,30	28,48	12,72	4,44
24	0,40	45,30	29,75	13,29	4,64
25	0,42	45,30	31,01	13,85	4,83
26	0,44	45,30	32,28	14,42	5,03
27	0,50	45,30	33,54	14,99	5,23
28	0,60	45,30	34,81	15,56	5,43
29	0,70	45,30	36,08	16,13	5,63
30	0,70	45,30	37,34	16,70	5,83
31	0,70	45,30	38,61	17,27	6,03
32	0,80	45,30	39,87	17,84	6,23
33	1,10	45,30	41,14	18,41	6,42
34	1,30	45,30	42,41	18,98	6,62
35	1,30	45,30	43,67	19,55	6,82
36	1,80	45,30	44,94	20,12	7,02
37	1,88	45,30	46,20	20,69	7,22

i	D_i (mSv)	P_{ocorr} (% a^{-1})	f_i (D) [%]	R_{EXP} (% a -1)	Incert (R_{exp}) (%)
38	1,90	45,30	47,47	21,26	7,42
39	2,00	45,30	48,73	21,83	7,62
40	2,20	45,30	50,00	22,40	7,82
41	2,60	45,30	51,27	22,97	8,01
42	3,20	45,30	52,53	23,54	8,21
43	3,62	45,30	53,80	24,11	8,41
44	4,25	45,30	55,06	24,68	8,61
45	4,30	45,30	56,33	25,25	8,81
46	4,70	45,30	57,59	25,82	9,01
47	4,98	45,30	58,86	26,39	9,21
48	5,86	45,30	60,13	26,96	9,41
49	6,10	45,30	61,39	27,53	9,60
50	6,70	45,30	62,66	28,10	9,80
51	7,90	45,30	63,92	28,66	10,00
52	8,40	45,30	65,19	29,23	10,20
53	8,73	45,30	66,46	29,80	10,40
54	9,95	45,30	67,72	30,37	10,60
55	10,30	45,30	68,99	30,94	10,80
56	10,98	45,30	70,25	31,51	11,00
57	11,00	45,30	71,52	32,08	11,19
58	12,40	45,30	72,78	32,65	11,39
59	12,50	45,30	74,05	33,22	11,59
60	14,01	45,30	75,32	33,79	11,79
61	14,10	45,30	76,58	34,36	11,99
62	14,34	45,30	77,85	34,93	12,19
63	15,10	45,30	79,11	35,50	12,39
64	16,00	45,30	80,38	36,07	12,59
65	19,13	45,30	81,65	36,64	12,78
66	19,90	45,30	82,91	37,21	12,98
67	20,90	45,30	84,18	37,78	13,18
68	21,00	45,30	85,44	38,35	13,38
69	23,94	45,30	86,71	38,92	13,58
70	34,60	45,30	87,97	39,49	13,78
71	37,06	45,30	89,24	40,06	13,98
72	46,10	45,30	90,51	40,63	14,18
73	48,60	45,30	91,77	41,20	14,37
74	65,50	45,30	93,04	41,77	14,57
75	75,00	45,30	94,30	42,34	14,77
76	76,30	45,30	95,57	42,91	14,97
77	188,57	45,30	96,84	43,47	15,17
78	460,30	45,30	98,10	44,04	15,37
79	542,00	45,30	99,37	44,61	15,57