

ATUALIZAÇÃO DA ANÁLISE DE RISCOS DO LABORATÓRIO DE
CALIBRAÇÃO DE MONITORES DE RADIAÇÃO DA CENTRAL NUCLEAR
ALMIRANTE ÁLVARO ALBERTO

Érica Cupertino Gomes

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

Aprovada por:

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

Prof. Antonio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

Dr. Marco Antonio Bayout Alvarenga, D. Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2005

Livros Grátis

<http://www.livrosgratis.com.br>

Milhares de livros grátis para download.

GOMES, ÉRICA CUPERTINO

Atualização da Análise de Riscos do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto [Rio de Janeiro] 2005.

XVI, 82p. 29,7 cm (COPPE/UFRJ, M. Sc., Engenharia Nuclear, 2005).

Tese – Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE.

1. Análise de Segurança
2. Aplicação da Aproximação Bayesiana
3. Análise de Confiabilidade Humana
4. Aplicação do Método THERP

I. COPPE/UFRJ II. Título (série)

*“Não é importante acumular uma grande
quantidade de conhecimentos.
O sábio é antes aquele que é capaz de aplicar
seus conhecimentos em benefício dos outros.”*
Hermann Schaluck

Quero, primeiramente agradecer a DEUS por iluminar meu caminho e por me acompanhar na travessia dos obstáculos.

Agradeço a todas as pessoas que, direta ou indiretamente, contribuíram para que este trabalho fosse realizado.

Agradeço, aos meus pais Geraldo José Gomes e Maria do Rosário Cupertino Gomes que revestiram minha existência com amor, carinho e dedicação, cultivando em mim todos os valores que me transformaram num adulto responsável e consciente. Estendo, ainda, agradecimentos ao meu irmão Thiago Cupertino Gomes que sempre me incentiva a continuar crescendo.

Ao meu orientador, Prof. Paulo Fernando Frutuoso, dedico minha gratidão pela inesgotável paciência com que me transmitiu seus conhecimentos, colocando-me em condições de atingir meus ideais.

Aos amigos que fiz durante o curso Nivia, Christiano, Vivian, Renata, Renato, Gilberto, Laís, Vanessa, Pauli pela cordialidade e confraternização nos momentos de luta pelos nossos ideais e especialmente ao Vaner que com paciência e dedicação me transmitiu um pouquinho de sua larga experiência.

Aos funcionários do Programa de Engenharia Nuclear, especialmente Tânia e Reginaldo, ficam aqui registrados os meus agradecimentos pela cordialidade e por terem sempre prestado pronto atendimento, “quebrando nossos galhos”.

À Eletronuclear, em especial aos Srs. José M. Diaz Francisco, Cláudio Furtado Freire, Erivaldo Passos, Antonio Sérgio Alves e aos técnicos do LCMR, Mário e Rodrigo pelo suporte bibliográfico e técnico.

À Superpesa pelo suporte técnico.

À CNEN pelo auxílio financeiro para o desenvolvimento desta dissertação.

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

ATUALIZAÇÃO DA ANÁLISE DE RISCOS DO LABORATÓRIO DE
CALIBRAÇÃO DE MONITORES DE RADIAÇÃO DA CENTRAL NUCLEAR
ALMIRANTE ÁLVARO ALBERTO

Érica Cupertino Gomes

Março/2005

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear.

O principal propósito deste trabalho é atualizar o estudo dos riscos do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação (LCMR) da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto levando em conta novas informações. Considera-se neste estudo uma avaliação da confiabilidade humana no procedimento de calibração dos monitores de radiação, e para tal utiliza-se a modelagem THERP. Utiliza-se também o teorema de Bayes para o cálculo das probabilidades de falha de equipamentos utilizados pelos operadores. Alguns cenários de acidentes de origem externa ao prédio do laboratório foram incorporados a fim de avaliar a importância dos mesmos para um acidente que exponha um trabalhador à radiação gama e este venha a desenvolver um câncer. Analisa-se uma falha catastrófica nos geradores diesel de emergência 3 e 4, cujo prédio é vizinho ao LCMR, bem como a rota de troca do gerador de vapor da usina de Angra 1 e seu transporte, já que o laboratório é localizado no interior da área controlada desta unidade. Embora sejam considerados neste trabalho mais cenários de acidentes, não foi utilizada uma abordagem conservativa e, assim, pôde-se obter um risco radiológico para os trabalhadores menor do que o obtido no estudo original dos riscos do LCMR.

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

A REVIEW OF THE PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT OF THE
RADIATION MONITOR CALIBRATION LABORATORY OF THE ALMIRANTE
ÁLVARO ALBERTO POWER PLANT

Érica Cupertino Gomes

March/2005

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

The main purpose of this work is to update the PSA study of the Radiation Monitor Calibration Laboratory of the Almirante Álvaro Alberto Power Station taking into account new information. It is considered in this study an evaluation of the human reliability analysis in the calibration procedure of the radiation monitors, and for such the THERP modeling is used, as well as the use of the Bayesian approach for the calculation of the equipment failure probabilities used by the operators. Some accident scenarios of external origin were incorporated for evaluating their importance for an accident that might expose a worker to gamma radiation. A catastrophic failure is analyzed in the diesel generators 3 and 4, whose building is nearby the laboratory, as well as the route of change and the transportation of the steam generator of the nuclear power plant since the laboratory is located in the plant controlled area. Although more accidents scenarios are considered in this work, a conservative approach was not used and thus a smaller radiological risk was obtained.

<i>Índice de Figuras</i>	<i>ix</i>
<i>Índice de Tabelas</i>	<i>x</i>
<i>Lista de Siglas</i>	<i>xi</i>
<i>Capítulo 1 Introdução</i>	<i>1</i>
1.1 – Objetivo e Motivação	1
1.2 – Estrutura da tese	2
<i>Capítulo 2 Descrição do Laboratório</i>	<i>3</i>
2.1 – Localização do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação	3
2.2 – Blindagem Radiológica do LCMR	6
2.3 – Características das Fontes Radioativas.....	7
2.4 – Descrição do Sistema de Calibração de Monitores de Radiação.....	9
<i>Capítulo 3 Análise Probabilística de Segurança</i>	<i>11</i>
3.1 – Considerações Iniciais	11
3.2 – Análise Bayesiana de Confiabilidade	14
3.3 – Análise de Confiabilidade Humana.....	16
3.3.1 – Aspectos gerais	16
3.3.2 – THERP - Técnica para Predição de Taxa de Erro Humano	19
3.3.2.1 – Processo de Quantificação do THERP	20
3.3.2.2 – Fatores Delimitadores do Desempenho humano (PSF).....	22
3.3.2.3 – Dependência	23
<i>Capítulo 4 Análise Probabilística de Segurança do LCMR</i>	<i>26</i>
4.1 – Análise dos cenários internos ao LCMR.....	26
4.1.1 – Probabilidade de falha do irradiador	26
4.1.2 – Probabilidade de falha do indicador do nível de radiação.....	30
4.1.3 – Probabilidade de falha da câmera de monitoração de TV.....	32

4.1.4 – Probabilidade de falha dos dosímetros eletrônicos	32
4.2 – Falha Humana no LCMR	33
4.2.1 – Fase 1: Familiarização	33
4.2.2 – Fase 2: Avaliação Qualitativa.....	33
4.2.2.1 – Descrição das ações humanas.....	33
4.2.2.2 –Desenvolvimento das Árvores de Eventos	35
4.2.3 – Fase 3: Avaliação Quantitativa.....	40
4.2.4 – Fase 4: Incorporação.....	44
4.3 – Cenários externos ao LCMR.....	44
4.3.1 – Falha severa nos geradores diesel 3 e 4.....	44
4.3.2 – Análise do transporte do gerador de vapor de Angra I.....	45
4.3.3 – Incêndio	49
4.3.4 – Inundação	50
4.4 – Dose Recebida.....	50
4.5 – Determinação do Risco Radiológico	53
<i>Capítulo 5 Conclusões e Recomendações</i>	<i>54</i>
5.1 – Conclusões.....	54
5.2 – Recomendações	56
<i>Referências Bibliográficas</i>	<i>57</i>
<i>Apêndice A.....</i>	<i>62</i>
<i>Apêndice B.....</i>	<i>65</i>
<i>Apêndice C.....</i>	<i>70</i>

Figura 2.1	Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação.	3
Figura 2.2	Localização do LCMR no interior da área controlada de Angra I.	4
Figura 2.3	Planta baixa do LCMR.	5
Figura 2.4	Espessura das blindagens das paredes do LCMR.	7
Figura 2.5	Fotografia da fonte radioativa selada e o suporte de selagem de aço.	8
Figura 2.6	Fotografia do carrossel.	9
Figura 4.1	Gráfico da probabilidade de falha versus taxa de falha.	29
Figura 4.2	Indicador do nível de radiação.	30
Figura 4.3	Sistema em paralelo com falhas de equipamentos e humanas.	35
Figura 4.4	Árvore de eventos das falhas de equipamentos conjugada com falhas humanas.	36
Figura 4.5	Novo limite de incerteza para a probabilidade de erro na identificação do sinal luminoso.	41
Figura 4.6	Árvore de Eventos com as probabilidades de falha.	42
Figura 4.7	Árvore Reduzida com as probabilidades de falha.	43
Figura 4.8	Curva mínima necessária para o transporte do GV.	47
Figura 4.9	O possível transporte dos GV's na curva do LCMR.	48
Figura 4.10	Gráfico da dose total \times distância da fonte.	52

Índice de Tabelas

Tabela 2.1	Características das fontes radioativas localizadas na sala de exposição.	8
Tabela 3.1	PSF Externos	22
Tabela 3.2	PSF Estressores	22
Tabela 3.3	PSF Internos	23
Tabela 3.4	Níveis de dependências	24
Tabela 4.1	Orientações da IAEA para indicadores luminosos coloridos.	30
Tabela 4.2	Numeração das células para o agrupamento	38
Tabela 4.3	Grupos de eventos não significantes	38
Tabela 4.4	Grupos de eventos significantes	39
Tabela 5.1	Relação entre dose e frequência por ano.	56
Tabela A.1	Fontes radioativas da sala de estocagem	62

ACH	Avaliação da Confiabilidade Humana
APS	Análise Probabilística de Segurança
CNAAA	Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto
DIPR.O	Divisão de Proteção Radiológica
EAD	Edifício de Administração
EAN	Edifício Auxiliar Norte
EAS	Edifício Auxiliar Sul
ECB	Edifício de Combustível
EDE	Edifício dos Geradores Diesel de Emergência 3 e 4
ERE	Edifício do Reator
ESE	Edifício de Segurança
ETE	Estação de Tratamento de Esgoto
ETG	Edifício do Turbo-Gerador
ETN	Eletronuclear S/A
EUD	Edifício das Unidades Desmineralizadoras
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiation Protection
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group
LCMR	Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação
NPP	Planta de Potência Nuclear
PSF	Fatores Delimitadores de Desempenho Humano
SAC	Sistema de Água de Circulação
SSC	Sala do Carregador de Baterias
USNRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission

1.1 – Objetivo e Motivação

A Análise Probabilística de Segurança (APS) teve início em centrais nucleares e é crescente a aplicação desta técnica em instalações químicas, industriais, laboratórios de diversas áreas e construções civis.

Tendo em vista esta crescente aplicabilidade, foi realizado um estudo [1] de APS do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação (LCMR) situado na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA).

O objetivo deste trabalho é fazer uma reavaliação desse estudo, considerando novas informações, e reavaliar o risco radiológico, que é definido como a probabilidade de ocorrência de fatalidade devido a câncer induzido por radiação ionizante, para um trabalhador do LCMR, bem como incluir uma Avaliação da Confiabilidade Humana (ACH) no processo de calibração de monitores, avaliando a possível contribuição de erro humano para um cenário de acidente que exponha um trabalhador ao risco radiológico.

Com a finalidade de contribuir para a APS do laboratório, consideram-se alguns cenários de incidentes/acidentes aplicáveis ao LCMR, avaliando-se a importância dos mesmos para um acidente que exponha um trabalhador a uma fatalidade por câncer. Analisa-se uma falha catastrófica nos geradores diesel de emergência 3 e 4, cujo prédio é vizinho ao LCMR, bem como a rota de troca do gerador de vapor da usina de Angra 1 e seu transporte, já que o laboratório é localizado no interior da área controlada desta unidade.

Para a obtenção da probabilidade de ocorrência de uma exposição aguda de um funcionário durante um acidente, utiliza-se a abordagem bayesiana para o cálculo da probabilidade de falha do irradiador, pois esta abordagem é bastante utilizada quando há falta de informações a respeito do componente estudado [2]. Uma das maiores contribuições deste trabalho é esta abordagem, pois permite que a probabilidade de falha do irradiador seja atualizada à medida que este equipamento adquirir experiência operacional, que hoje é pequena, já que o laboratório ainda não está realizando calibrações.

Para os dosímetros eletrônicos e o indicador do nível de radiação, é utilizada a distribuição exponencial, considerando que os mesmos estão no período de vida útil.

Outra contribuição significativa deste trabalho é a inserção da Avaliação da Confiabilidade Humana, pois o homem pode contribuir de uma forma significativa para um cenário de acidente. Para avaliar a confiabilidade humana, será utilizado o modelo THERP por ser uma modelagem bastante utilizada em vários países e ser, segundo Kirwan [3,4], uma técnica eficaz para este tipo de estudo. Embora esta técnica tenha limitações, como, por exemplo, não observar o contexto nos quais as tarefas são desenvolvidas [5], ela pode ser utilizada sem restrições, pois a tarefa desempenhada no LCMR não é complexa, se comparada com tarefas desempenhadas em centrais nucleares. Além disso, como o objetivo deste trabalho é reavaliar os riscos do laboratório, torna-se necessário o cálculo da probabilidade de erro humano, e a THERP contém tabelas que, como será visto, são de extrema utilidade para o cálculo da probabilidade de ocorrência de uma exposição aguda.

1.2 – Estrutura da tese

No capítulo 2 apresentar-se-á uma descrição do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação, incluindo a localização do prédio na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, a descrição da blindagem radiológica do mesmo e a descrição do sistema de calibração dos monitores de radiação.

O capítulo 3 aborda aspectos da análise probabilística de segurança e descreve conceitualmente a abordagem bayesiana para o cálculo de probabilidade de falhas. Considerar-se-ão ainda neste capítulo aspectos da análise da confiabilidade humana, bem como sua relevância, incluindo a descrição da metodologia THERP.

O capítulo 4 expõe a aplicação da metodologia THERP ao LCMR e o cálculo do risco radiológico para um trabalhador deste laboratório.

O capítulo 5 conclui com os enfoques mais importantes e por meio das recomendações delinea o desfecho do trabalho.

2.1 – Localização do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação

O Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação – LCMR foi construído para efetuar calibrações dos monitores de radiação utilizados na Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA), em Itaorna. É situado no interior da área controlada da usina Angra 1 (Figura 2.1).



Figura 2.1 – Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação

Seus vizinhos próximos são o edifício dos geradores diesel de emergência 3 e 4, o edifício da administração e o edifício da unidade de desmineralização. A menor distância entre o laboratório e o mar é de aproximadamente 57 metros (Figura 2.2).



Figura 2.2 – Localização do LCMR no interior da área controlada de Angra 1

Internamente, o laboratório é composto pela sala de exposição, onde fica o irradiador, pela sala de operação, sala de estocagem de fontes radioativas de baixa atividade, sala de estocagem de equipamentos, almoxarifado e corredores. As fontes radioativas mais intensas e, conseqüentemente, as principais fontes, se encontram lacradas dentro do irradiador, no interior da sala de exposição (Figura 2.3).

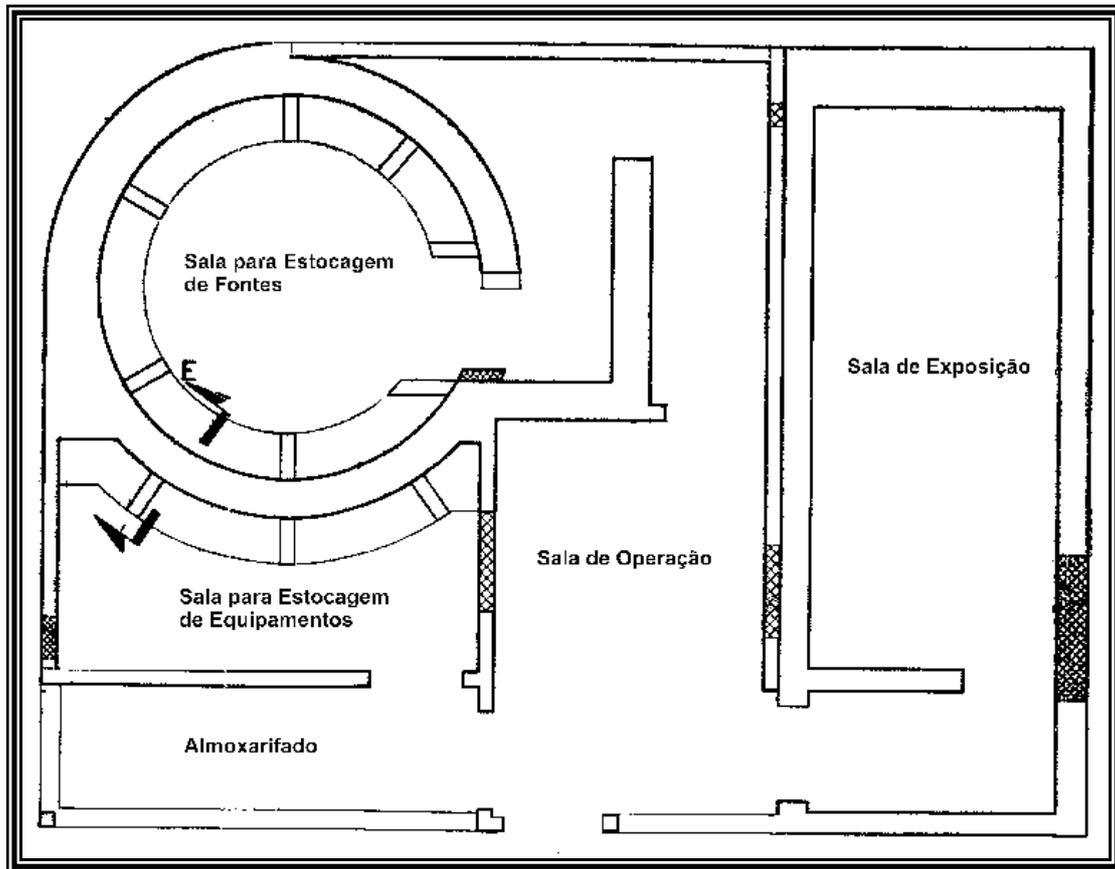


Figura 2.3 – Planta baixa do LCMR

As fontes radioativas estão protegidas por barreiras físicas sucessivas, conceito que vem do princípio de defesa em profundidade. Este conceito é expresso em níveis que objetivam a segurança da instalação. Ele requer que a instalação seja construída, testada, operada e monitorada com padrões rigorosos de qualidade; que haja uma previsão da possibilidade de acidentes ou mau funcionamento da instalação, bem como a inclusão de dispositivos técnicos de segurança, como sistema de emergência e alarmes.

No laboratório, este conceito é efetivado a partir da blindagem do irradiador, cujo invólucro tem 6 toneladas de chumbo envolvido com aço e da blindagem radiológica do prédio, por intermédio de paredes de concreto.

2.2 – Blindagem Radiológica do LCMR

De acordo com a norma da CNEN [6], a taxa de dose anual máxima nas superfícies externas das paredes, piso e teto de instalações como o LCMR, não deve ultrapassar 5×10^{-4} mSv/hora.

Para o cálculo da blindagem efetiva do laboratório a equipe da ELETRONUCLEAR S/A (ETN) que desenvolveu o cálculo, considerou como fonte radioativa que provoca a maior taxa de dose, a fonte de ^{60}Co com atividade igual a 150 Ci ($3,7 \cdot 10^{12}$ Bq) e energia média de 1,25 Mev.

A parede frontal à fonte radioativa foi dimensionada utilizando-se o conceito da radiação gama direta¹ tendo, portanto, 80 cm de concreto classe G², de densidade mínima igual a 3500 kg/m^3 [7].

As paredes laterais, teto e piso foram dimensionados visando atenuar os efeitos da radiação gama refletida³ tendo 40 cm de concreto comum, de densidade mínima igual a 2200 kg/m^3 . As paredes que formam o labirinto, atrás do irradiador, possuem 30 cm de concreto comum (Figura 2.4) [7].

¹ É aquela formada pelos fótons do feixe de radiação que a fonte emite, não sendo, portanto, atenuados pela blindagem da fonte, atingindo diretamente a parede frontal ao irradiador [7,8].

² Concreto que tem como base a hematita.

³ É a radiação que, após atingir a parede frontal ao irradiador é refletida pela mesma ou pelos monitores de radiação às paredes laterais, piso, teto e labirinto [7,8].

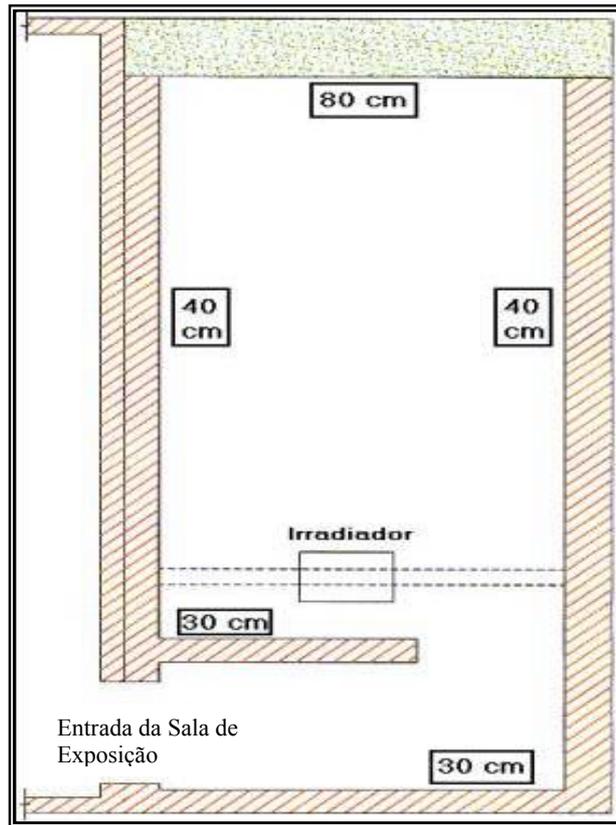


Figura 2.4 – Espessura das blindagens das paredes do LCMR

Testes para medir a taxa de dose para vários pontos externos e internos à sala de exposição foram realizados e a maior taxa de dose encontrada na região externa ao laboratório foi inferior a 10^{-4} mSv/hora, representando 20% do limite estabelecido pela norma da CNEN [6] para esta região. Para a região interna ao laboratório, a maior taxa de dose constatada na sala de operação é inferior a $1,2 \cdot 10^{-4}$ mSv/hora [9].

2.3 – Características das Fontes Radioativas

Existem requisitos que regem o tipo de selagem das fontes [10,11]. Assim, as fontes radioativas localizadas no LCMR são fontes seladas com aço, além da blindagem em chumbo do invólucro do irradiador. Na Tabela 2.1 são apresentadas as principais características das fontes radioativas localizadas na sala de exposição, dentro da blindagem do irradiador.

Tabela 2.1 – Características das fontes radioativas localizadas na sala de exposição.

Fonte	Radionuclídeo	Atividade (Ci)	Energia média dos fótons (Mev)
1	^{60}Co	150	1,25
2	^{60}Co	106,1	1,25
3	^{60}Co	50m	1,25
4	^{137}Cs	111	0,66
5	^{137}Cs	5	0,66
6	^{137}Cs	500m	0,66
7	^{137}Cs	200m	0,66
8	^{137}Cs	5m	0,66

A principal fonte, como já dito, é o ^{60}Co cuja atividade é igual a 150 Ci. A segunda fonte mais radioativa do LCMR é o ^{137}Cs com 111 Ci de atividade. Existem 5 fontes de ^{137}Cs , 3 fontes de ^{60}Co , seladas como mostra a Figura 2.5 e inseridas em um carrossel de aço demonstrado na figura 2.6, no interior do invólucro de 6t do irradiador. Um dos alojamentos do carrossel permanece vazio e é chamado de posição de estacionamento. É a posição em que o sistema permanece quando não está em operação. Também existe uma fonte de ^{241}Am , emissor de partículas alfa, de atividade igual a 3 Ci situada fora da unidade de exposição, em um compartimento blindado.

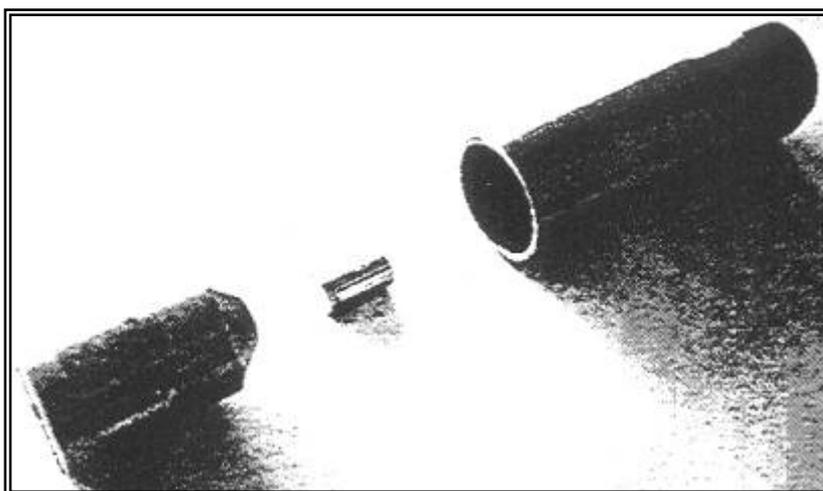


Figura 2.5 – Fotografia da fonte radioativa selada e o suporte de selagem de aço.

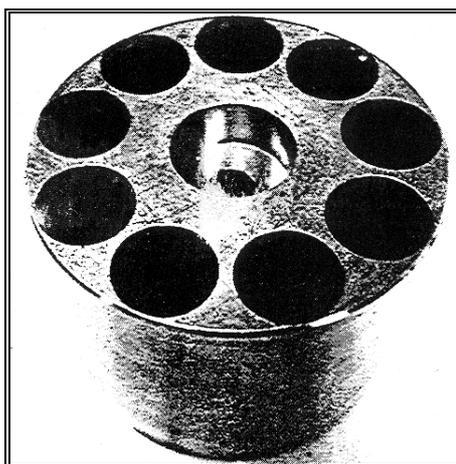


Figura 2.6 – Fotografia do carrossel.

Na Tabela no Apêndice A são mostradas as fontes radioativas localizadas na sala de estocagem, segundo o inventário de fontes radioativas realizado pelos técnicos do LCMR. As principais fontes estão blindadas por um invólucro de chumbo e os técnicos do laboratório as manuseiam utilizando garras.

2.4 – Descrição do Sistema de Calibração de Monitores de Radiação

Este item faz-se necessário para a avaliação da confiabilidade humana, já que este processo envolve uma ação humana. Existe um procedimento que visa descrever o sistema e orientar o operador. Aqui são colocados os procedimentos relevantes para o trabalho apresentado, mas é importante observar que a maior parte do processo é automatizado, não requerendo, portanto, intervenção humana.

O sistema consiste em uma mesa de controle, uma unidade de exposição de múltiplas fontes e múltiplos eixos, estes, automatizados, e um sistema de circuito fechado de televisão. A câmera de TV fica voltada para o monitor a ser calibrado, a fim de que o operador possa observar a calibração. O sistema é controlado pelo computador, pelas opções exibidas no “software” de calibração, em português. O técnico seleciona uma dose especificada a uma certa taxa de exposição ou uma dose total durante um tempo especificado para calibrar o monitor. O sistema escolhe automaticamente a fonte que deverá ser exposta em função da taxa de exposição requerida. Para qualquer erro cometido pelo operador durante a execução do programa, o “software” emite uma mensagem de erro. Caso este erro possa levar a uma falha do sistema o “software”

cancela a calibração, bloqueia o sistema, e guarda a fonte para que a sala de exposição não permaneça com radiação.

Tendo em vista a automação deste sistema e a pouca possibilidade de uma falha humana neste estágio do processo levar o trabalhador a uma exposição aguda, analisar-se-á a falha humana no processo seguinte, o de observação da mensagem de término da calibração e do indicador do nível de radiação, o que será feito no capítulo 4.

3.1 – Considerações Iniciais

A tecnologia nuclear pode nos beneficiar, mas como todas as atividades industriais complexas, também pode ter efeitos prejudiciais. A fim de limitar e minimizar os riscos de uma instalação nuclear, como por exemplo, o risco da radiação ionizante⁴, que pode ser liberada sob condições de acidentes, foram desenvolvidos princípios fundamentais de segurança que, quando aplicados efetivamente, contribuem para uma grande redução dos efeitos prejudiciais do uso da tecnologia nuclear.

Estes fundamentos de segurança foram aplicados primeiramente em centrais nucleares – reatores nucleares que, sob determinadas situações, podem potencialmente liberar material radioativo.

A segurança de instalações nucleares é baseada nos princípios de defesa em profundidade, que visam, primeiramente, prevenir acidentes e depois, prevenir falhas de sistemas, a fim de garantir a segurança do público e do ambiente.

Medidas relativas à defesa em profundidade geralmente são expostas em cinco níveis. Os primeiros quatro níveis são orientados para a proteção de barreiras e mitigação de liberações; o último, faz referência à proteção do público no caso de uma liberação externa significativa.

1. Prevenção de operações anormais e de falhas;
2. Controle de operações anormais e detecção de falhas;
3. Controle de acidentes contidos nas bases do projeto;
4. Controle de condições severas, incluindo a prevenção do progresso de acidentes e mitigações de conseqüências de acidentes severos;
5. Mitigação de conseqüências radiológicas de liberações externas significativas de material radioativo.

Embora a implementação do conceito de defesa em profundidade possa diferir de um país para outro, os principais princípios são comuns [12].

⁴ Quando uma pessoa é exposta à radiação ionizante, nos locais atingidos aparecem muitos elétrons e íons livres, radicais produzidos na quebra das ligações químicas e energia cinética adicional decorrentes da transferência de energia da radiação ao material do tecido, por colisão. Isto desequilibra o organismo humano, podendo causar doenças como radiodermites (queimaduras), leucemia, catarata, e câncer [8].

Para que tais níveis sejam alcançados, é necessário que a instalação seja construída, testada, operada e monitorada sob padrões rigorosos de qualidade e que a mesma inclua dispositivos técnicos de segurança, como um sistema de refrigeração de emergência do núcleo, contenção, sistemas de limpeza da contenção e de controle do hidrogênio.

A fim de analisar a instalação como um todo e demonstrar que os objetivos de segurança especificados foram alcançados, foi desenvolvida a metodologia de Análise Probabilística de Segurança (APS).

A APS atua como ferramenta complementar de informação de risco para as avaliações tradicionais deterministas que tratam das bases pré-estabelecidas de projeto. Essa combinação das áreas determinísticas e probabilísticas apresenta vantagens que contribuem para o alcance de melhores níveis de segurança.

Desde a década de 70, os estudos da APS foram considerados uma ferramenta adicional no processo de licenciamento de uma central nuclear. Um dos mais influentes tem sido o “Estudo de Segurança de Reator” WASH-1400, uma extensa avaliação do risco de centrais nucleares dos EUA [13,14]. Sua utilidade foi demonstrada em 1979, quando uma sucessão de eventos que envolveram perdas de resfriamento acarretou a perda do núcleo do reator de TMI. O relatório havia identificado importantes seqüências de eventos, incluindo eventos ocorridos em TMI, o que levou a uma larga aceitação das técnicas apresentadas e à expansão da metodologia da APS a todo o mundo. O WASH-1400 era, então, usado como um estudo de referência e ainda hoje alguns dados são utilizados.

Desde então, têm sido feitas atualizações deste estudo. A USNRC proveu guias de procedimentos para seus estados membros para promover o uso da APS. No âmbito internacional, a IAEA preparou uma série de documentos para orientação. Além disso, o INSAG estabeleceu alvos de segurança e guias para o uso da Análise Probabilística de Segurança. [14].

Vários países desenvolveram sua própria orientação nacional, baseados nestes documentos. A metodologia da APS já foi executada em mais de 200 centrais nucleares com o objetivo de melhorar a segurança nuclear [14].

Tendo sido comprovada a eficácia da metodologia APS, existe hoje uma grande tendência de se usar este modelo não somente em usinas nucleares, mas também em diferentes plantas, como as químicas e outras plantas que fazem uso da energia nuclear, como é o caso estudado do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação. Este

estudo tem sido aplicado também no meio ambiente, a chamada Análise de Risco Ambiental, e ainda na área financeira [15].

Para assegurar a segurança de uma instalação, é preciso considerar os fatores que levariam a falhas e a riscos aos trabalhadores, a fim de avaliar possibilidades de minimização dos riscos, visando limitações de riscos e, conseqüentemente melhorias das condições de trabalho.

A Análise Probabilística de Segurança foi realizada no Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação – LCMR visando a segurança dos operadores e da população. Para tal, é importante determinar os cenários de incidentes/acidentes que produziram impacto radiológico e que possuem uma maior probabilidade de produzir uma exposição aguda de um operador, onde se entende por exposição aguda a exposição de um operador a uma alta dose de radiação gama.

A fim de determinar a dose total de radiação a que um operador estaria sujeito em uma situação de acidente, é preciso considerar a probabilidade de ocorrência de cenários externos e internos que contribuem para uma exposição aguda, e dentre eles a probabilidade de falha do equipamento utilizado pelo operador, bem como analisar as contribuições humanas para um cenário de acidente.

Para calcular as probabilidades de falha dos equipamentos utilizados na calibração de monitores de radiação do LCMR é utilizada a metodologia bayesiana, descrita a seguir.

3.2 – Análise Bayesiana de Confiabilidade

Este item visa mostrar o motivo pelo qual utiliza-se a abordagem bayesiana no estudo da probabilidade de falha do irradiador.

A estimação da taxa de falha é um dos assuntos mais importantes em APS. No entanto, nem sempre é possível trabalhar com um amplo banco de dados, pois muitas vezes os dados são escassos. A abordagem bayesiana é extensamente usada no tratamento destes tipos de dados [2]. Tendo em vista a escassez de dados acerca dos equipamentos utilizados no LCMR, utilizar-se-á esta abordagem para o cálculo das probabilidades de falha.

O teorema de Bayes é capaz de combinar informações importantes a fim de se obter curvas de distribuição de taxas de falhas atualizáveis.

Em geral, há três tipos de informações usadas na aplicação do teorema de Bayes:

- a) Conhecimento de engenharia geral do projeto e do fabricante do equipamento em questão e a opinião de peritos concernente ao comportamento operacional da planta;
- b) O desempenho histórico em outras plantas semelhantes a que está em questão;
- c) A experiência passada do componente estudada.

Informações do tipo a e b juntas, constituem as informações genéricas e a do tipo c a informação específica da planta.

A distribuição a priori, obtida das informações a e b, pode ser atualizada usando o teorema de Bayes e a experiência operacional da planta específica. Além deste teorema permite o desempenho histórico da planta ele também permite que o analista determine o que pode ser inferido a partir dos resultados e o grau de confiança dos mesmos.

Em sua forma geral o teorema de Bayes é dado por:

$$f(\lambda|E) = \frac{L(E|\lambda)f(\lambda)}{f(E)} \quad (3.1)$$

onde

- $f(\lambda|E)$ é a função densidade de probabilidade de λ , dado um evento E (distribuição posterior),

- $f(\lambda)$ é a densidade de probabilidade antes de ocorrer um evento E, a distribuição *a priori*,
- $L(E/\lambda)$ é a função verossimilhança.
- $f(E)$ é o termo de normalização que pode ser escrito em termos da densidade de probabilidade $f(\lambda)$ e da função verossimilhança.

A função verossimilhança reduz as incertezas da distribuição da variável aleatória, pois permite a incorporação das informações do evento E à distribuição *a priori*.

Pode-se classificar os eventos E em dois tipos [16]:

- Tipo demanda, nos quais componentes permanecem em reserva até serem solicitados e podem falhar no instante em que o são. Indicam um certo número de falhas em face de um certo número de demandas. Este tipo de evidência é apropriada para componentes em reserva.
- Tipo temporal, nos quais componentes em operação falham. Indicam a ocorrência de um certo número de falhas em um tempo total de observação.

Existem dois casos especiais para este teorema, dependendo do experimento considerado. Quando as variáveis aleatórias são discretas o teorema tem a seguinte forma:

$$f(\lambda|E) = \frac{L(E|\lambda)f(\lambda)}{\sum_i L(E|\lambda)f(\lambda)} \quad (3.2)$$

No caso de as variáveis serem contínuas o teorema de Bayes é da forma:

$$f(\lambda|E) = \frac{L(E|\lambda)f(\lambda)}{\int_{-\infty}^{\infty} L(E|\lambda)f(\lambda)d\lambda} \quad (3.3)$$

Para o cálculo da probabilidade de falha do irradiador a função verossimilhança é expressa por uma distribuição binomial, por se tratar de um componente cujo evento E é do tipo temporal.

$$L(E/\lambda) = \binom{N}{n} p(\lambda)^n [1 - p(\lambda)]^{N-n} \quad (3.4)$$

Neste caso, N é o número de componentes ensaiados durante um tempo t, n é o número de falhas, e $p(\lambda)$ é a probabilidade de falha de um componente que opera durante um intervalo de tempo t. O componente estudado está no período de vida útil, pois somente componentes que sobrevivem à mortalidade infantil entram em operação e

ainda, o caso estudado não está no período de envelhecimento, onde as taxas de falha aumentam em virtude de desgaste, pois não está em operação há muito tempo. Assim, a taxa de falha é constante e segue uma distribuição exponencial,

$$p(\lambda) = 1 - e^{-\lambda t} \quad (3.5)$$

logo,

$$L(E / \lambda) = \binom{N}{n} [1 - \exp(-\lambda t)]^n \exp[-(N - n)\lambda t] \quad (3.6)$$

Introduzindo as alterações das variáveis na equação 3.3, a função densidade de probabilidade de λ é expressa por:

$$f(\lambda | E) = \frac{[1 - \exp(-\lambda t)]^n \exp[-(N - n)\lambda t] f(\lambda)}{\int_{-\infty}^{\infty} [1 - \exp(-\lambda t)]^n \exp[-(N - n)\lambda t] f(\lambda) d\lambda} \quad (3.7)$$

Aplicar-se-á esta função densidade de probabilidade para o componente já citado.

3.3 – Análise de Confiabilidade Humana

3.3.1 – Aspectos gerais

No começo da utilização comercial da energia nuclear, acreditava-se que centrais nucleares (NPPs) estavam absolutamente seguras [17], embora existam muitos fatores que contribuem para uma operação segura de NPPs como, por exemplo, projeto, confiabilidade de equipamentos, interface homem-máquina, resposta humana, etc. No entanto, ainda há incidentes que causam degradação de sistemas. Assim, sistemas de segurança têm sofrido melhorias a fim de garantir qualidade e segurança.

A experiência demonstra que, além dos acidentes nucleares ocorridos devido à falha de sistemas, existe outro fator importante na área de segurança nuclear: o trabalhador e os erros que ele pode cometer. De todos os fatores que causam incidentes, o erro humano foi reconhecido como um fator muito importante. Algumas catástrofes tiveram contribuições humanas significativas, como por exemplo, Chernobyl e Three Mile Island – TMI. É interessante observar alguns aspectos destes acidentes contidos no Anexo B.

Estes e outros acidentes têm identificado tipos diferentes de erro e falha humana. É estimado que 50% a 70% de incidentes em plantas de potência nucleares foram causados por erros humanos, portanto, os erros que o homem pode cometer têm se tornado cada vez mais importantes na avaliação de eventos. Assim, a busca por conhecimento de fatores humanos e confiabilidade humana tem aumentado durante os últimos 15 anos [17].

O homem erra devido a várias razões. É muito difícil prever com precisão o comportamento de indivíduos. As pessoas respondem de maneiras diferentes a um determinado problema. Também é difícil avaliar a capacidade individual por testes simples, pois existem muitos fatores que influenciam a resposta humana.

O erro humano pode ser classificado, de uma forma geral, em dois grupos [17]:

a – Erro humano causado pela habilidade intrínseca do homem

Fatores humanos e comportamentais são os que, fundamentalmente, influenciam as pessoas a responderem de uma forma particular a uma determinada situação. Os fatores humanos estão baseados no processo de pensamento humano tendo contribuições de todos os órgãos sensoriais. Alguns dos fatores importantes são a sensação, a percepção, a predição e a familiaridade com controles e decisões. Estes fatores podem ser classificados como habilidades baseadas em comportamento, regras baseadas em comportamento e conhecimentos baseados em comportamento.

O desempenho humano pode ser melhorado por bons treinamentos e prática. Mas há um limite com o qual o bom treinamento e a prática deparam: o desempenho individual. Cada indivíduo tem uma habilidade intrínseca ou uma incapacidade de executar uma determinada tarefa.

b – Erro humano causado pelo contexto

Há muitos fatores externos que influenciam nosso desempenho. Alguns dos fatores importantes são organização de tarefas, procedimentos, duração da jornada de trabalho, treinamento, ambiente físico, recursos, gerenciamento.

Neste caso é importante o entendimento das interações entre seres humanos e outros elementos ou sistemas. A ergonomia ou fatores humanos estuda estas importantes interações.

Existe uma forte relação entre a Confiabilidade Humana e a Ergonomia. Um bom projeto pode minimizar probabilidades de erros humanos, já que pode limitar os Fatores Delimitadores do Desempenho Humano (PSF).

Para uma análise da confiabilidade humana, é importante uma classificação de erro humano, a fim de realizar melhorias qualitativas para a segurança da instalação e para o desempenho da mesma e prover dados numéricos utilizáveis na APS ou em outro estudo de segurança. E ainda, tais dados podem ser utilizados no processo de avaliação de experiência para prevenir a ocorrência do mesmo tipo de erro em uma instalação específica e em outras instalações. Também pode ser usado para analisar os mecanismos envolvidos em diferentes tipos de erro humanos e para prover conhecimentos gerais das suas causas.

A compilação de dados de confiabilidade humana é importante na execução da APS. O estudo de APS requer dados seguros para definir as possíveis sucessões de eventos e as probabilidades de erros humanos. Por outro lado, os dados compilados devem ser usados para a redução do erro humano, contribuindo assim para a manutenção da segurança nuclear.

Os dados de erro humanos para propósitos de APS podem ser divididos em dois grupos gerais [15]:

✓ *Dados Qualitativos*

Utilizados para identificar erros e eventos que podem degradar a segurança da planta ou promover risco potencial, e então buscar meios para reduzir ou prevenir tais erros. Podem ser considerados todos os aspectos de trabalhadores locais, administração e assuntos organizacionais.

✓ *Dados Quantitativos*

Usados para definir probabilidades de erros humanos. Esta provavelmente é a área onde há uma maior dificuldade, tendo em vista que o banco de dados de erro humano existente não é abundante, impossibilitando o uso de frequências relativas de erro humano. Para tal, existem vários métodos para obter probabilidades de erro humano, mas todos estes são semelhantes, sendo baseado em experiência operacional e investigação da ação humana.

Para avaliar a probabilidade de falha de sistemas o potencial de erro humano frequentemente é considerado em avaliações técnicas, normalmente de natureza

quantitativas, como a Análise Probabilística de Segurança (APS). Para integrar o fator humano a tais avaliações, é utilizada a Avaliação de Confiabilidade Humana (ACH). Esta ferramenta tem três funções básicas:

- ⇒ Identificar erros humanos;
- ⇒ Predizer a probabilidade destes erros;
- ⇒ Reduzir esta probabilidade.

Kirwan [3], define a quantificação da Probabilidade de Erro Humano (HEP) como:

$$\text{HEP} = \frac{\text{Número de vezes que ocorreu um erro}}{\text{Número de oportunidades para que o erro ocorra}}$$

Uma Avaliação de Confiabilidade Humana eficaz necessita de um processo de estimação da Probabilidade de Erro Humano (HEP) razoavelmente preciso, ou conservador. Segundo Kirwan, se o processo não é preciso, ou é otimista, o risco pode ser sub-estimado, ou pode se dar muita importância aos erros errados. Em qualquer destes casos, o risco da planta será maior do que deveria ser.

Em geral, as técnicas de ACH utilizam a opinião de analistas ou um banco de dados de probabilidades de erro genéricos que são tratados para a situação específica avaliada. Uma técnica bastante utilizada em diversos países, que utiliza um banco de dados de probabilidade humana, bem como considera Fatores Delimitadores do Desempenho humano (PSF), como o estresse, por exemplo, é o THERP – Técnica para Predição de Taxa de Erro Humano [19].

3.3.2 – THERP - Técnica para Predição de Taxa de Erro Humano

Esta técnica pode ser usada para analisar tarefas pré-acidentais e pós-acidentais. Ela analisa as atividades humanas, podendo descobrir erros e permite o cálculo das probabilidades de ocorrência dos mesmos, já que inclui um banco de dados para este cálculo. Utiliza um nível extenso de detalhes de dados. As áreas gerais de informação requeridas para esta técnica são:

- dependência entre tarefas;

- fatores delimitadores do desempenho humano;
- tipo de equipamento;
- provisão de pessoal e experiência;
- administração e controle administrativo;
- tempo de diagnose;
- procedimentos;
- outros parâmetros relacionados a interface homem-máquina.

Entretanto, para identificar erros humanos é preciso considerar os possíveis tipos de erro:

- *Erro de Omissão*

São ações não realizadas. O operador não realiza um procedimento que deveria ser realizado, por exemplo, não verifica a condição operacional de uma válvula de segurança antes de realizar alguma tarefa que necessita de tal verificação, e por isso comete um erro.

- *Erros de Comissão*

São ações realizadas inadequadamente. Por exemplo, um operador pode interpretar erroneamente um sinal da planta e desligar um equipamento em funcionamento que deveria ficar ligado, e com isso afetar ou não a segurança da planta, ou seja, o operador fez algo que não deveria ter feito.

Esta identificação é importante para o processo de quantificação do erro, para a identificação das probabilidades de erro humano – HEP [19].

3.3.2.1 – Processo de Quantificação do THERP

Os elementos fundamentais do processo de quantificação do THERP são:

- ⇒ Decomposição de tarefas em seus elementos constituintes;
- ⇒ Designação de uma probabilidade de erro humano (HEP) associada a cada elemento constituinte da tarefa. Esta designação é feita utilizando-se tabelas do NUREG [19];
- ⇒ Determinação dos efeitos de PSF (Fatores Delimitadores do Desempenho Humano) em cada elemento baseado nas análises qualitativas do analista do cenário;

- ⇒ Cálculo de efeitos de dependência entre as tarefas. A dependência existe quando a probabilidade de erro humano em uma dada tarefa difere se esta tarefa é seguida ou não de uma outra tarefa particular, e é discutida na próxima seção;
- ⇒ Modelagem da Análise de Confiabilidade Humana em uma Árvore de Eventos. Esta modelagem é relativamente direta tendo em vista o primeiro passo de decomposição das tarefas em elementos. Pode-se utilizar Álgebra Booleana para a construção de árvores de eventos, multiplicando-se as probabilidades ao longo de cada ramo[19].

Segundo Swain [19], o desenvolvimento da ACH pela metodologia THERP é composto por quatro fases.

Fase 1: Familiarização

É feita uma visita à planta a ser analisada e a revisão das informações ou procedimentos do sistema.

Fase 2: Avaliação Qualitativa

São feitas reuniões, as tarefas são analisadas e são desenvolvidas árvores de eventos baseadas na ACH.

Fase 3: Avaliação Quantitativa

Nesta fase os efeitos relativos aos PSF são identificados e estimados, as dependências entre as tarefas são avaliadas, as probabilidades de sucesso e de falha são determinadas e as probabilidades de recuperação de erros são verificadas.

Fase 4: Incorporação

Uma análise de sensibilidade de desempenho é executada e os resultados da avaliação feita são fornecidos aos analistas.

3.3.2.2 – Fatores Delimitadores do Desempenho humano (PSF)

O NUREG[19] apresenta os fatores delimitadores do desempenho humano em três categorias: fatores externos, fatores estressores e fatores internos, que são resumidos a seguir.

Tabela 3.1 – PSF Externos

Fatores Externos		
<i>Características Situacionais</i>	<i>Instruções dos trabalhos e das tarefas</i>	<i>Características das tarefas e dos equipamentos</i>
<ul style="list-style-type: none"> - Aspectos arquitetônicos - Qualidade do ambiente (Temperatura, qualidade do ar, ruído, vibração) - Horas de trabalho/Pausas - Estrutura organizacional - Ações de supervisores 	<ul style="list-style-type: none"> - Procedimentos exigidos (escritos ou não) - Comunicação (escrita ou oral) - Precauções e advertências - Métodos de trabalho 	<ul style="list-style-type: none"> - Exigência motora - Interpretação - Tomada de decisão - Complexidade - Frequência e repetitividade - Criticalidade das tarefas - Interface homem-máquina

Tabela 3.2 – PSF Estressores

Fatores Estressores	
<i>Estresse psicológico</i>	<i>Estresse fisiológico</i>
Fatores que afetam diretamente a mente	Fatores que afetam diretamente o físico
<ul style="list-style-type: none"> - Velocidade da tarefa - Carga da tarefa - Ameaças (de falhas, danos). - Período de vigiância longo e monótono - Conflito de motivação sobre o desempenho do trabalho - Distração (barulho, clarão). 	<ul style="list-style-type: none"> - Duração do stress - Fadiga - Fome ou sede - Temperaturas extremas - Radiação - Pressão atmosférica extrema - Oxigênio insuficiente - Vibração

Tabela 3.3 – PSF Internos

Fatores Internos
<i>Fatores Orgânicos</i>
Características das pessoas resultantes de influencias internas e externas
<ul style="list-style-type: none"> - Experiência e treinamento prévio - Estado atual de habilidade ou de prática - Motivação e atitudes - Estado emocional - Personalidade e inteligência - Condição física - Atitudes baseadas em influência familiar ou em outras pessoas

3.3.2.3 – Dependência

Um assunto importante na análise da confiabilidade humana é o grau de dependências entre tarefas realizadas e a determinação de como a probabilidade de falha ou de sucesso de uma tarefa pode estar relacionado com a falha ou sucesso de uma outra tarefa.

Existem dois tipos de dependência [19], que serão verificados separadamente.

Dependência Direta

A dependência direta refere-se à dependência entre duas ações. Existe quando o resultado de uma tarefa afeta diretamente o resultado de uma segunda tarefa. Por exemplo, a falha de uma tarefa pode causar extrema ansiedade no operador, e como resultado a probabilidade de falha de uma segunda tarefa pode aumentar.

A dependência pode ser explicitada como probabilidade condicional. No entanto, para que esta possa ser utilizada de maneira adequada, é necessário verificar o nível de dependência entre as tarefas. Segundo o NUREG [19], pode-se dividir a dependência direta em cinco níveis: os pontos extremos de dependência zero ou independência (ZD) e de dependência completa (CD) e pontos intermediários de baixa dependência (LD), dependência moderada (MD) e alta dependência (HD).

O NUREG apresenta equações para os cinco níveis de dependências, de acordo com a tabela 3.4 [19]:

Tabela 3.4 – Níveis de dependências

Nível de Dependência	Equação de falha
ZD	N
LD	$\frac{1+19N}{20}$
MD	$\frac{1+6N}{7}$
HD	$\frac{1+N}{2}$
CD	1

onde N é a probabilidade de falha da tarefa.

Entretanto, faz-se necessário um estudo destes níveis de dependência a fim de avaliar o nível de dependência entre tarefas.

- *Dependência Zero ou Independência*

A independência é aplicada no caso em que o desempenho de uma tarefa não interfere no desempenho da tarefa subsequente, o que é incomum entre tarefas humanas.

- *Baixa Dependência*

Representa o menor nível de dependência. Devido à diferença qualitativa entre os níveis, até mesmo o mais baixo nível de dependência geralmente resulta em uma mudança significativa na probabilidade condicional de erro em uma tarefa subsequente. Como exemplo, pode-se citar o baixo nível de dependência entre as tarefas realizadas por dois operadores recentemente familiarizados um com o outro.

- *Dependência Moderada*

É considerada quando existe um claro relacionamento entre o desempenho de uma tarefa e a tarefa subsequente. No caso de interações humanas, esta dependência é

normalmente verificada entre supervisores e operadores para tarefas em que é esperada a interação entre eles.

- *Alta Dependência*

Além de existir claramente uma interação entre as tarefas, existe a condição em que o desempenho de uma tarefa influencia diretamente o desempenho da tarefa seguinte. Por exemplo, o homem tem a tendência de propagar o mesmo erro quando executa a mesma tarefa em sistemas separados.

- *Dependência Completa*

Esta dependência ocorre quando uma tarefa realizada de uma forma errada implica no desempenho errado de uma segunda tarefa. Por exemplo, um operador falha em iniciar uma tarefa (erro de omissão) acarretando em falhas nos passos subsequentes.

Dependência Indireta

A dependência indireta ocorre quando algum fator delimitador do desempenho humano (PSF) ou um conjunto de PSF influencia a interação entre as tarefas, de modo que o nível de dependência entre as tarefas se altera, como o stress que tende a aumentar a probabilidade de erro nas tarefas executadas.

4.1 – Análise dos cenários internos ao LCMR

Primeiramente, analisam-se os cenários internos ao laboratório que influenciam em um acidente de exposição aguda de um operador do LCMR, incluindo a falha humana. Após, serão observados cenários externos ao prédio, bem como a determinação da dose a que o operador estaria exposto em um acidente onde a fonte do irradiador fica presa na posição de exposição.

4.1.1 – Probabilidade de falha do irradiador

O irradiador de radiação gama do LCMR, fabricado pela Mainance International Limited, é um sistema de exposição tipo “B”, descrito no Apêndice C, com múltiplas fontes. As fontes contidas no sistema foram descritas no Capítulo 2.

Neste item verifica-se a probabilidade de a fonte ficar presa na posição de exposição. É importante dizer que o sistema que expõe a fonte é de ar comprimido, não havendo um processo mecânico na exposição da fonte.

Para o cálculo da probabilidade de falha do irradiador utiliza-se a abordagem bayesiana para o caso de variáveis contínuas e evidências do tipo temporal, tendo em vista que o componente não é de reserva, mas é único, e somente pode falhar em operação e ainda, a probabilidade de falha pode, teoricamente, assumir qualquer valor. Assim, como já expresso, utiliza-se como função densidade de probabilidade:

$$f(\lambda|E) = \frac{[1 - \exp(-\lambda t)]^n \exp[-(N - n)\lambda t] f(\lambda)}{\int_{-\infty}^{\infty} [1 - \exp(-\lambda t)]^n \exp[-(N - n)\lambda t] f(\lambda) d\lambda} \quad (4.1)$$

No caso estudado, segundo informações da Eletronuclear obtidas do fabricante, não houve ocorrência deste tipo de falha em 15 anos de funcionamento. Já que no LCMR existe um irradiador, $N=1$ e se não foi constatada nenhuma falha, $n=0$. Logo,

$$f(\lambda|E) = \frac{e^{-\lambda t} f(\lambda)}{\int_{-\infty}^{\infty} e^{-\lambda t} f(\lambda) d\lambda} \quad (4.2)$$

Admitindo que a incerteza $f(\lambda)$ pode ser expressa por uma distribuição lognormal, por ser, de acordo com Lewis [20], uma distribuição que representa a duração da vida de algumas peças,

$$f(\lambda) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\omega\lambda} \exp\left\{-\frac{1}{2\omega^2} \left[\ln\left(\frac{\lambda}{\lambda_0}\right)\right]^2\right\} \quad (4.3)$$

onde λ é a taxa de falha e o parâmetro ω é dado por

$$\omega = \frac{1}{1,645} \ln n \quad (4.4)$$

n é o fator de erro. Neste caso, consideramos conservativamente, $n = 10$, ou seja, um erro de ordem de grandeza, num intervalo de confiança de 90%, tendo em vista a quase total falta de informações acerca do irradiador. Logo,

$$\omega = \frac{1}{1,645} \ln 10 = 1,3997 = 1,4 \quad (4.5)$$

λ_0 é a taxa de falha de um componente genérico, no entanto não possuímos esta informação, o que dificulta os cálculos. Entretanto, segundo Fullwood [21], pode-se calcular λ_0 a partir da distribuição chi-quadrada, χ^2 ,

$$\lambda \leq \frac{\chi_{\alpha, M}^2}{2 * N * T} \quad (4.6)$$

$\chi_{\alpha, M}^2$ é a distribuição chi-quadrada com percentual de confiança α para M falhas e é um valor tabelado. Para 90% de confiança $\chi_{\alpha, M}^2$ vale 4,6 [21]. N é o número de componentes idênticos e, segundo informações da Eletronuclear obtidas a partir do fabricante, existem no mundo, oito unidades de exposição iguais à do LCMR.

$$\lambda_0 = \lambda(90\%) \leq \frac{4,6}{2 * 8 * 15} = 1,9167 \times 10^{-2} \approx 1,92 \times 10^{-2} / \text{ano} \quad (4.7)$$

Feitas todas as substituições na equação 4.3, a distribuição *a priori* é dada pela equação:

$$f(\lambda) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \times 1,3997\lambda} \exp\left\{-\frac{1}{2 \times 1,3997^2} \left[\ln\left(\frac{\lambda}{1,9167 \times 10^{-2}}\right)\right]^2\right\} \quad (4.8)$$

Logo,

$$f(\lambda) = \frac{0,28502}{\lambda} \exp(-0,25521 \ln^2 52,173\lambda) \quad (a\ priori) \quad (4.9)$$

A distribuição *a priori* tem média $5,11 \times 10^{-2}$ /ano e variância $1,85 \times 10^{-2}$ /ano².

Substituindo o valor de $f(\lambda)$ na equação (4.2),

$$f(\lambda|E) = \frac{e^{-15\lambda} \frac{0,28502}{\lambda} \exp(-0,25521 \ln^2 52,173\lambda)}{\int_0^{\infty} e^{-15\lambda} \frac{0,28502}{\lambda} \exp(-0,25521 \ln^2 52,173\lambda) d\lambda} \quad (4.10)$$

Portanto, a distribuição *a posteriori* é dada por:

$$f(\lambda|E) = \frac{0,43302}{\lambda} e^{-15\lambda} \exp(-0,25521 \ln^2 52,173\lambda) \quad (4.11)$$

A distribuição *a posteriori* é normalizada:

$$\int_0^{\infty} \frac{0,43302}{\lambda} e^{-15\lambda} \exp(-0,25521 \ln^2 52,173\lambda) d\lambda = 1,0 \quad (4.12)$$

A nova média será

$$\int_0^{\infty} \frac{0,43302}{\lambda} e^{-15\lambda} \exp(-0,25521 \ln^2 52,173\lambda) \lambda d\lambda \quad (4.13)$$

que é igual a $1,95 \times 10^{-2}$ /ano, menor do que o valor da média da distribuição *a priori*.

Utiliza-se para efeito do cálculo do risco radiológico a média da *posteriori*. Designando por P_{Fir} a probabilidade de falha do irradiador,

$$P_{\text{Fir}} = 1,95 \times 10^{-2}$$

A variância da *posteriori* será

$$\int_0^{\infty} \frac{0,43302}{\lambda} e^{-15\lambda} \exp(-0,25521 \ln^2 52,173\lambda) \lambda^2 d\lambda = 9,45 \times 10^{-4} \quad (4.14)$$

A nova variância é bastante menor que a variância da *priori* ($1,85 \times 10^{-2}$), denotando que a nova distribuição tem menor variabilidade.

A *priori* e a *posteriori* podem ser expressas graficamente, como mostra a figura 4.1.

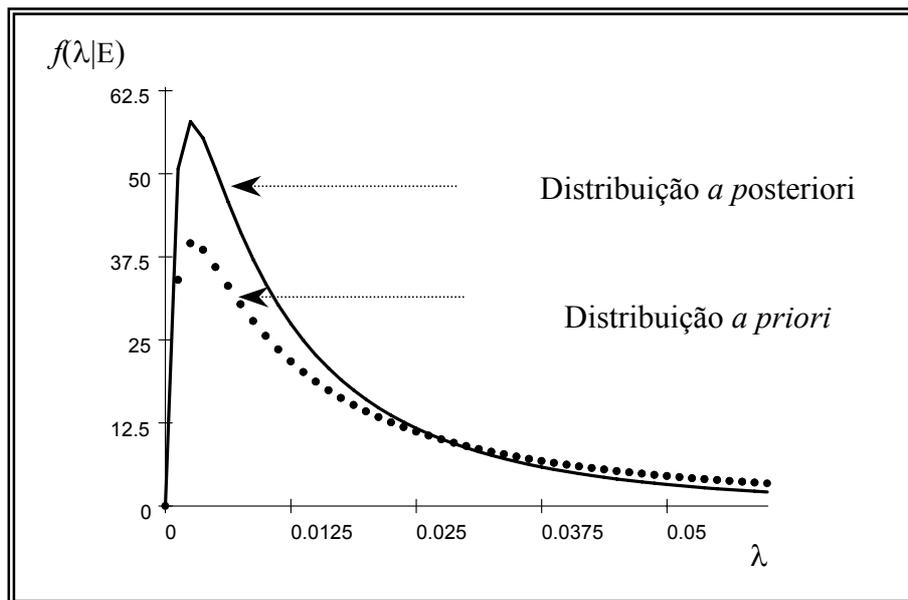


Figura 4.1 – Gráfico da probabilidade de falha versus a taxa de falha.

Observa-se que a distribuição *a posteriori* específica do componente é distinta da distribuição *a priori*, genérica, o que caracteriza a experiência operacional do equipamento estudado.

4.1.2 – Probabilidade de falha do indicador do nível de radiação

Existe um indicador do nível de radiação na sala de operação próximo à mesa de controle, como mostra a figura 4.2.



Figura 4.2 – Indicador do nível de radiação da sala de controle.

Este alarme é um indicador de cor que segue as orientações da IAEA [22],

Tabela 4.1 – Orientações da IAEA para indicadores luminosos coloridos.

<i>Condição</i>	<i>Cor</i>
Crítica (sala de exposição irradiada)	Vermelho
Cautelosa (sala de exposição quando a radiação está decaindo)	Amarelo
Normal (o operador já pode entrar na sala de exposição)	Verde

Este monitor indicador age de uma forma simples, por meio de fios conectados ao irradiador, ele alarma sonoramente 20s antes de expor a fonte e acende o nível vermelho. Quando a sala está completamente livre de radiação acende o nível verde. Tais níveis são controlados pelo software Cal Sys.

Em cada nível existem duas lâmpadas fluorescentes independentes. Tendo em vista que os fios estão protegidos e não podem ser desligados por eventuais manutenções, a probabilidade de falha do indicador do nível de radiação restringe-se à probabilidade de falha das lâmpadas.

A única fonte de informação encontrada a respeito de lâmpadas fluorescentes compactas foi um estudo do Inmetro [23]. Nele foi verificada a vida útil de lâmpadas

fluorescentes compactas e observou-se que somente uma das marcas analisadas atendeu a todas as exigências.

Devido à indisponibilidade de algumas informações importantes para o cálculo da taxa de falha destas lâmpadas, como, por exemplo, o tempo de falha de cada lâmpada de cada marca, não foi possível calcular a taxa de falha para este tipo de lâmpada, conseqüentemente não temos uma probabilidade de falha. Assim, supomos, que a lâmpada do indicador do nível de radiação é da marca cujos todos os parâmetros (potência, presença de materiais ferrosos, manutenção de fluxo luminoso, queima e vida útil) foram verificados com sucesso. Tal marca tem 10.000 horas de vida útil informada pelo fabricante e durante o ensaio do Inmetro não teve nenhuma das lâmpadas queimadas, além de atender à manutenção do fluxo luminoso. Logo tem-se:

$$\text{MTTF} = 1000 \text{ horas}$$

$$\lambda = 1/1000 \text{ horas} = 0,0001/\text{hora} \quad (4.15)$$

$$F(t) = 1 - e^{-\lambda t} \text{ (probabilidade de falha)}, \quad (4.16)$$

Verificaremos a probabilidade de falha das lâmpadas nas primeiras 2000 horas, pois o ensaio do Inmetro foi assim realizado:

$$F(2000\text{h}) = 1 - e^{-0,0001 \times 2000} = 0,181 \quad (4.17)$$

Como são duas lâmpadas independentes,

$$F(2000\text{h}) = 0,181 \times 0,181 = 0,033 \quad (4.18)$$

Na árvore de eventos simbolizamos a falha do indicador do nível de radiação por E_1 , assim $E_1 = 0,033$.

Caso o indicador do nível de radiação falhe, o operador pode vir a sofrer uma exposição aguda somente se este não interpretar corretamente o sinal, ficando assim a probabilidade de falha ligada à falha humana na identificação do sinal luminoso. Esta hipótese será discutida no item 4.2.

4.1.3 – Probabilidade de falha da câmera de monitoração de TV

Não é necessário avaliar esta probabilidade de falha, pois este equipamento está voltado para o instrumento a ser calibrado, a fim de que a calibração possa ser acompanhada pelo operador, não influenciando na possibilidade de o mesmo ficar exposto a uma dose efetiva, pois sinaliza apenas o término da calibração e não que a sala está livre de radiação.

4.1.4 – Probabilidade de falha dos dosímetros eletrônicos

Estes dosímetros são utilizados pelo operador como mais uma barreira de proteção. Caso o operador entre na sala de exposição ainda com radiação, o dosímetro emite um alarme sonoro. A falha deste aparelho pode contribuir para a ocorrência de uma exposição aguda como mostra a Figura 4.4, assim faz-se necessário para a análise da probabilidade de falha destes aparelhos.

De acordo com informações da Divisão de Proteção Radiológica (DIPR.O), existem 750 dosímetros operáveis. Estes dosímetros não são numerados e acompanhados durante sua vida útil, não existindo um inventário que especifique quando um dosímetro passa por manutenção. Assim, um mesmo dosímetro pode ser usado frequentemente e passar por manutenção várias vezes ao ano, enquanto outro não é utilizado. Também não foi encontrado nenhum estudo a respeito da taxa de falha deste equipamento. Diante destes fatos, utiliza-se como probabilidade de falha a relação entre a média ponderada dos dosímetros falhos durante um ano e o número total dos dosímetros existentes.

Os dosímetros eletrônicos atendem às duas usinas. Em média, são reparados 11 dosímetros por mês, durante o funcionamento normal das mesmas, e destes, de acordo com o técnico do LCMR de 1 a 2 dosímetros não são reparáveis, assim em média, 1,5 não são reparáveis. Em época de parada, o número de dosímetros reparados aumenta para 200. As paradas ocorrem normalmente uma vez por ano. Assim, em torno de 3 meses, considerando 45 dias para cada usina, 600 dosímetros sofrem manutenção, e em funcionamento normal das usinas, ou seja, em torno de 9 meses ao ano 11 dosímetros passam por manutenção, ao todo, 99 por ano.

A média ponderada dos dosímetros falhos é:

$$\frac{11 \times 9 - 1,5 \times 9 + 600 \times 3}{12} = 159,38 \quad (4.19)$$

A probabilidade de falha dos dosímetros eletrônicos, simbolizada por E_2 , será:

$$E_2 = \frac{159,38}{750} = 2,2 \times 10^{-1} \quad (4.20)$$

4.2 – Falha Humana no LCMR

A análise da confiabilidade humana no LCMR foi desenvolvida pelo método THERP seguindo as quatro fases citadas no Capítulo 3.

4.2.1 – Fase 1: Familiarização

Realizaram-se várias visitas ao laboratório e uma minuciosa revisão das informações obtidas da DIPR.O e da Eletronuclear, e com base nestas informações e nas observações feitas no local, foi desenvolvida a análise.

4.2.2 – Fase 2: Avaliação Qualitativa

Primeiramente, desenvolveu-se uma análise das tarefas que têm ativa contribuição humana a partir da descrição do sistema de calibração, apresentada no Capítulo 2 e de observações realizadas no laboratório.

4.2.2.1 – Descrição das ações humanas

Depois de o operador digitar todos os comandos para o procedimento da calibração, o programa escolhe a fonte apropriada. 20 s antes de a fonte ser exposta, alarma um indicador sonoro e o indicador do nível de radiação acende a luz vermelha, ou seja, agora não se pode entrar. O operador acompanha a calibração por vídeo no

computador. O aparelho a ser calibrado mostra a calibração atingida. Ao terminar, o programa emite uma mensagem de término da calibração. O operador verifica o sinal do indicador do nível de radiação. Se estiver verde, a sala de exposição está livre de radiação e o operador pode entrar, desde que esteja utilizando o dosímetro eletrônico, pois este é mais uma barreira contra um acidente, já que alarma sonoramente caso a sala esteja ainda com radiação gama.

Possíveis falhas humanas:

- Má interpretação da mensagem emitida pelo computador de término da calibração;
- Má interpretação da sinalização do indicador do nível de radiação;
- Má interpretação do sinal do dosímetro eletrônico.

Considera-se que a interpretação da mensagem de término não é relevante para uma falha humana que leve a uma exposição aguda tendo em vista que a mensagem é de término da calibração e não de que a sala está livre de radiação, portanto o operador não pode considerar esta informação para entrar na sala de exposição.

Considera-se relevante a má interpretação da sinalização do indicador do nível de radiação porque este mostra se o operador pode ou não entrar na sala de exposição. É necessário observar esta falha humana em conjunto com uma falha deste indicador caso uma das lâmpadas queime ou tenha seu fluxo luminoso diminuído, pois uma destas falhas pode aumentar a probabilidade de o homem falhar na leitura do indicador. Este indicador possui, como já mencionado, três cores de alerta: verde, quando a sala está segura, amarela, quando a radiação é iminente e vermelha, quando a sala está exposta à radiação gama. Analisar-se-á a falha humana quando a sala estiver exposta à radiação.

Também é relevante a má interpretação do sinal do dosímetro, porque se a sala estiver irradiada quando o operador entrar para retirar o equipamento que foi calibrado, o dosímetro emitirá um alarme sonoro para que o operador saia imediatamente. Uma má interpretação deste sinal sonoro pode causar um acidente de exposição aguda. Também é importante, neste caso considerar a falha humana em conjunção com uma falha do dosímetro, pois uma falha neste equipamento também pode levar a uma exposição aguda.

Ainda nesta fase são desenvolvidas árvores de eventos baseadas nas informações obtidas.

4.2.2.2 –Desenvolvimento das Árvores de Eventos

O sistema em paralelo na Figura 4.3 é interessante, pois a proposta deste estudo é avaliar a probabilidade de ocorrência de exposição aguda com a contribuição humana e, de acordo com o NUREG[19] esta é uma maneira eficaz de se conjugar falhas de sistemas e falhas humanas, a fim de avaliar a relevância da contribuição humana e desenvolver a árvore de eventos. No caso estudado não existe dependência entre as ações humanas.

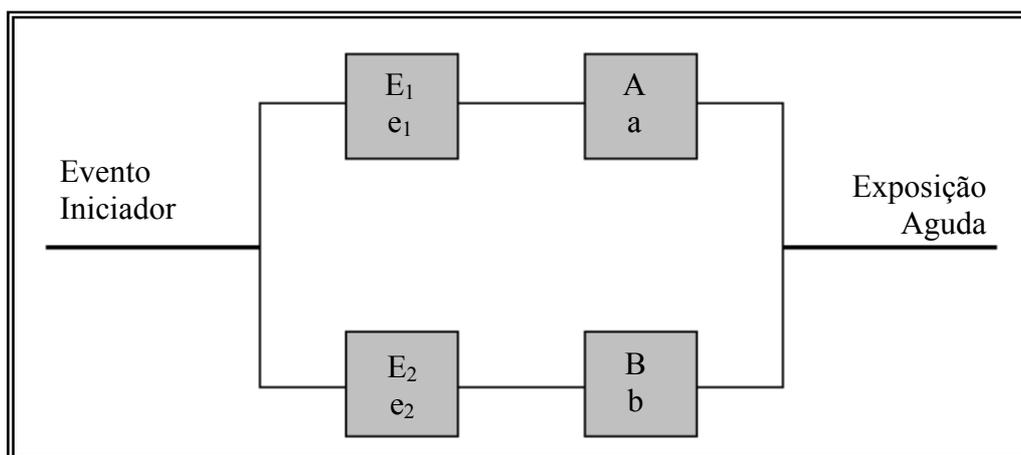


Figura 4.3 – Sistema em paralelo com falhas de equipamentos (E_1 e E_2) ou falhas humanas (A e B).

Na figura 4.3, tem-se:

- O evento iniciador é uma falha no irradiador;
- E_1 é a condição de falha no indicador no nível de radiação e e_1 a condição de sucesso;
- E_2 é a condição de falha no dosímetro eletrônico e e_2 a condição de sucesso;
- A é a condição de falha humana na leitura do indicador do nível de radiação e a é a condição de sucesso;
- B é a condição de falha humana na interpretação do sinal do dosímetro eletrônico e b a condição de sucesso.

Observa-se que a falha do sistema ou a falha humana pode levar o operador à exposição de radiação gama. Esta informação auxilia a construção da árvore de eventos, conjugando falha humana e falha de sistema, como mostra a figura 4.4.

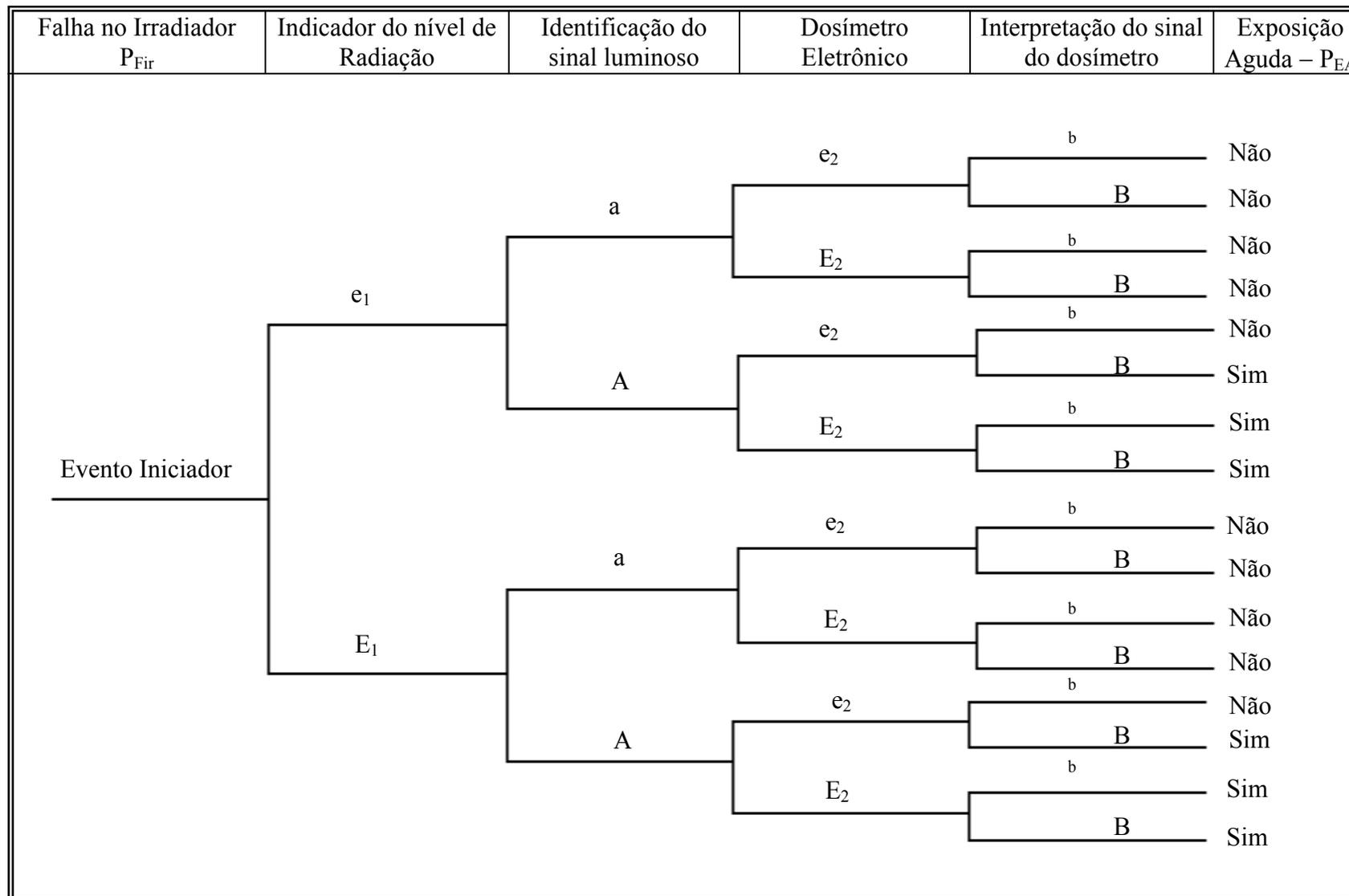


Figura 4.4 – Árvore de eventos das falhas de equipamentos conjugada com falhas humanas

Os eventos indicados na árvore de eventos na figura 4.4 podem ser indicados assim:

$$P_{EA} = P_{F_{ir}} \times \{(e_1 \cdot a \cdot e_2 \cdot b) + (e_1 \cdot A \cdot E_2 \cdot B)\} \quad (4.21)$$

É conveniente separar os eventos que conduzem a uma exposição aguda, que são significativos, dos que não são significativos para reduzir a árvore de eventos.

Eventos não significativos: Não há ocorrência de exposição aguda

$$(e_1 \cdot a \cdot e_2 \cdot b) + (e_1 \cdot A \cdot e_2 \cdot b) \quad (4.22)$$

Eventos significativos: Há ocorrência de exposição aguda

$$(e_1 \cdot A \cdot e_2 \cdot B) + (e_1 \cdot A \cdot E_2 \cdot B) \quad (4.23)$$

Pode-se observar nos eventos não significativos que a falha no indicador do nível de radiação, E_1 , não influi na probabilidade de exposição. O evento relevante é a identificação do sinal luminoso pelo operador. Se o indicador não falha e, o operador identifica corretamente o sinal luminoso de que a sala esta exposta à radiação, ele não entrará na sala de exposição. Caso o indicador falhe e o operador identifique a falha, ele também não entrará na sala de exposição exposta à radiação.

Pode-se ainda reduzir esta árvore utilizando lógica booleana [13] e o mapa de Karnaugh [3,24], a fim de calcular a probabilidade de ocorrência de exposição aguda – P_{EA} sem erros.

4.2.2.2.1 – Redução de eventos:

A maneira mais simples de reduzir os eventos aos termos relevantes é utilizar o Mapa de Karnaugh, processo utilizado em circuitos lógicos de controladores programáveis [24]. Os componentes e as ações humanas são sempre agrupados como na Tabela 4.2, o primeiro termo com os dois componentes sem falhas e as falhas (com letra

maiúscula) são colocadas como mostrado, para que o mapa funcione corretamente. Os termos em união são marcados com um X e as células são agrupadas seguindo algumas regras:

- 1 – Os grupos são reunidos com células adjacentes;
- 2 – É necessário reunir em grupos o máximo de células possível, quanto maiores forem os grupos, mais reduzido ficará o sistema;
- 3 – Nenhuma célula pode ficar sem grupo, exceto pela total falta de adjacência;
- 4 – Não pode haver grupos idênticos;
- 5 – As células somente são aceitáveis se forem potência de 2, ou seja, grupos de 2, 4, 8, etc.

Em cada grupo, a variável que mudar de sentido será eliminada. E ainda, a fim de agrupar as células utiliza-se a numeração mostrada na Tabela 4.2. Esta numeração faz parte do mapa de Karnaugh.

Tabela 4.2 – Numeração das células para o agrupamento

	e ₁ a	e ₁ A	E ₁ A	E ₁ a
e ₂ b	0	4	12	8
e ₂ B	1	5	13	9
E ₂ B	3	7	15	11
E ₂ b	2	6	14	10

Redução dos eventos não significativos:

Os termos dos eventos não significativos podem, então, ser agrupados da seguinte forma:

Tabela 4.3 – Grupos de eventos não significativos

	e ₁ a	e ₁ A	E ₁ A	E ₁ a
e ₂ b	X	X	X	X
e ₂ B	X			X
E ₂ B	X			X
E ₂ b	X			X

É importante destacar que o mapa é esférico, assim observam-se dois grupos, o primeiro formado pelas células 0, 4, 12 e 8 (marcado pela borda mais espessa), e o segundo pelas células 0, 1, 3, 2 e 8, 9, 11, 10 (marcado pelo sombreamento).

Eliminando os termos que variam do primeiro grupo, ou seja, e_1/E_1 , A/a tem-se o termo e_2b . Reduzindo o segundo grupo elimina-se os termos e_2/E_2 , b/B , e_1/E_1 o resultado será simplesmente \underline{a} . O resultado total é

$$a + e_2b \tag{4.24}$$

Isto significa que os eventos importantes para a não ocorrência da exposição aguda são: a correta interpretação do sinal luminoso e a correta identificação do sinal do dosímetro eletrônico se este funcionar perfeitamente.

Reduzindo os eventos significativos:

Os termos dos eventos significantes podem ser agrupados da seguinte forma:

Tabela 4.4 – Grupos de eventos significantes

	e_1a	e_1A	E_1A	E_1a
e_2b				
e_2B		X	X	
E_2B		X	X	
E_2b		X	X	

Observa-se, novamente, dois grupos, o primeiro formado pelas células 5, 13, 7 e 15 (marcado pela borda mais espessa), e o segundo pelas células 7, 15, 6 e 14 (marcado pelo sombreamento).

Eliminando os termos que variam do primeiro grupo, ou seja, e_1/E_1 , e_2/E_2 tem-se o termo AB . Reduzindo o segundo grupo elimina-se os termos b/B , e_1/E_1 o resultado será AE_2 . O resultado total é

$$AE_2 + AB = A (E_2 + B) \tag{4.25}$$

Isto significa que os eventos importantes para a ocorrência da exposição aguda são: a não interpretação do sinal do indicador de radiação (A) juntamente com a falha do dosímetro eletrônico (E_2) ou a má interpretação do mesmo (B).

4.2.3 – Fase 3: Avaliação Quantitativa

Para calcular a probabilidade de ocorrência de exposição aguda – P_{EA} , far-se-á uma árvore de eventos considerando somente os eventos significativos.

Todos os valores de probabilidade de erros humanos necessários para a análise foram retirados do THERP [19].

As tarefas realizadas pelo operador, como já mencionado, são independentes entre si. O fato de o técnico falhar na leitura do indicador do nível de radiação, por exemplo, não significa que ele também falhará na interpretação do sinal do dosímetro eletrônico.

A probabilidade de erro humano na identificação do sinal do indicador do nível de radiação é retirado da Tabela 20-10 da referência 19. As probabilidades de falhas humanas – HEP das tabelas representam a mediana da distribuição lognormal. O NUREG [19] considera a mediana como uma boa estimativa se a capacidade particular, a motivação e outros PSF internos do operador que desempenha uma tarefa não são conhecidos.

Considerar-se-á ainda neste processo o estresse como um efeito relevante no aumento da probabilidade do erro humano na identificação do sinal luminoso do indicador do nível de radiação, E_1 . Embora os técnicos desempenhem suas funções há mais de seis anos e, portanto sejam experientes, considera-se os operadores como novatos, pois eles não têm experiência neste procedimento, já que o laboratório ainda não está realizando calibrações com o irradiador. Ainda, a partir de observações feitas pode-se considerar, em um dia de muitas tarefas a serem cumpridas, um nível de estresse moderado. Assim a partir da Tabela 20-16 da referência 19, pode-se utilizar um fator 4 na modificação da estimativa da probabilidade de falha humana observando que o procedimento é desempenhado passo a passo.

Ainda, como a probabilidade final de erro na identificação do indicador é $0,001 \times 4 = 0,004$, maior que 0,001, o fator de erro, ou seja, a incerteza sobre a estimação do

HEP é modificada de acordo com a Tabela 20-20 da referência 19, e diminui para 3, assim a nova faixa de incerteza será:

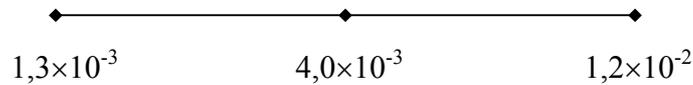


Figura 4.5 – Novo limite de incerteza para a probabilidade de erro na identificação do sinal luminoso.

A probabilidade de erro humano na interpretação do sinal do dosímetro eletrônico, B, é retirado da tabela 20-23 da referência 19. Esta tabela já inclui os efeitos de estresse, assim não é preciso acrescentar tais efeitos, como mostra o NUREG [19].

Incluindo as probabilidades de falha na árvore de eventos, obteremos a probabilidade de exposição aguda. A Figura 4.6 mostra a árvore de eventos com as probabilidades de falha e a Figura 4.7 a árvore de falha dos eventos significativos, que levam um operador a uma exposição a radiação gama.

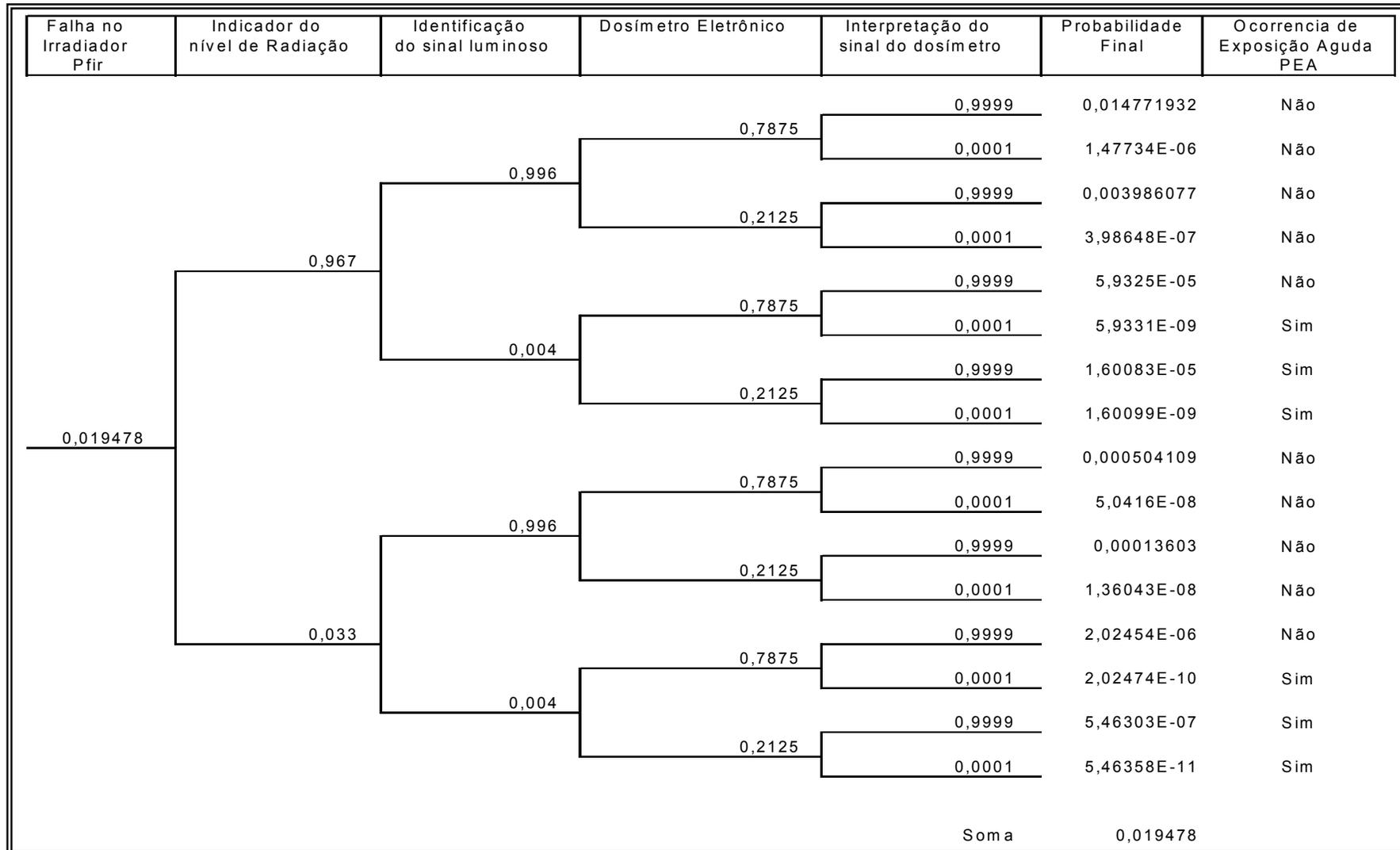


Figura 4.6 – Árvore de Eventos com as probabilidades de falha.

Falha no Irradiador Pfir	Indicador do nível de Radiação	Identificação do sinal luminoso	Dosímetro Eletrônico	Interpretação do sinal do dosímetro	Probabilidade Final	Ocorrência de Exposição Aguda PEA
0,019478	0,967	0,004	0,7875	0,0001	5,9331E-09	Sim
				0,9999	1,60083E-05	Sim
			0,2125	0,0001	1,60099E-09	Sim
	0,033	0,004	0,7875	0,0001	2,02474E-10	Sim
				0,9999	5,46303E-07	Sim
			0,2125	0,0001	5,46358E-11	Sim
Soma					1,65624E-05	

Figura 4.7 – Árvore Reduzida com as probabilidades de falha

4.2.4 – Fase 4: Incorporação

A probabilidade de ocorrer uma exposição aguda é a soma das probabilidades, como pode ser observado na Figura 4.7. O valor encontrado é $P_{EA} = 1,66 \times 10^{-5}/\text{ano}$, inferior ao do estudo anterior, de $4,94 \times 10^{-4}/\text{ano}$ [1]. Embora tenha sido considerada a falha humana no processo de calibração, esta análise mais realista do processo reduziu a probabilidade P_{EA} , o que influenciará fortemente na diminuição do risco radiológico do laboratório.

4.3 – Cenários externos ao LCMR

Consideram-se neste trabalho alguns cenários externos ao LCMR, diferentes dos considerados no estudo original, como falha severa nos geradores diesel 3 e 4 e o transporte dos geradores de vapor de Angra I, a fim de avaliar a relevância dos mesmos na análise de segurança do prédio.

4.3.1 – Falha severa nos geradores diesel 3 e 4

Tendo em vista que o prédio dos geradores diesel 3 e 4 fica ao lado do laboratório, a cerca de 2,48m na menor distância e a 8,05m da sala de exposição, é necessário analisar a possibilidade de uma falha severa no gerador afetar o laboratório. Para tal análise, considera-se como referência a falha mecânica severa ocorrida em 1998 no gerador diesel 1A, que também está próximo ao LCMR, durante a execução do teste de 24 horas [25]. Nesta falha, ocorreram danos de grandes proporções nos cilindros 8 e 9, bem como a fratura total do eixo e possíveis deformações de alguns suportes fixos dos mancais solidários ao bloco do motor. Esta falha severa foi descoberta através das indicações observadas pelos operadores na sala de controle e do forte ruído nos prédios da usina, inclusive na sala de controle.

Existem, em Angra I e II, monitores sísmicos que registram a ocorrência de qualquer abalo significativo e alarmes, chaves sísmicas no painel de controle da sala de operação que são acionados caso o abalo ultrapasse o limite de 0,033g. Na ocasião da falha severa considerada, os registradores não acusaram nenhum abalo, ou seja, o forte ruído provocado pelo acidente não foi suficiente para provocar um abalo mínimo.

E ainda, conclui-se que falhas severas em geradores diesel não são comuns devido a opiniões de especialistas de Angra e à dificuldade de reunir informações sobre tal assunto, já que foi realizado uma pesquisa no banco de dados de todas as plantas de potência nuclear e não foram encontradas falhas severas em geradores diesel que pudessem causar danos a prédios vizinhos. Em Angra, houve a ocorrência apenas desta falha mencionada. Assim uma falha severa nos geradores diesel 3 e 4 não é relevante para o estudo dos riscos do laboratório, principalmente considerando a blindagem radiológica do prédio e do invólucro da unidade de exposição, como já observado no Capítulo 2.

4.3.2 – Análise do transporte do gerador de vapor de Angra I

Os geradores de vapor precisarão ser substituídos devido a um processo progressivo de corrosão que vem sendo verificado ao longo dos anos em seus tubos. O problema não é restrito à usina brasileira. Desde a década de 80, as centrais nucleares com tubos feitos do mesmo material que os dos geradores de vapor de Angra 1 – a liga metálica Inconel 600 –, começaram a apresentar problemas de degradação. São 128 usinas nucleares em todo o mundo em situação similar. Destas, 70 já substituíram os equipamentos, 19 farão a troca até 2007 e as demais estão em fase de avaliação [26].

Para a efetivação desta troca, foi escolhida a empresa Framatome ANP para fornecimento dos componentes. No começo de 2005, será selecionada a que fará a substituição. A troca dos geradores acontecerá no segundo semestre de 2007, permitindo um aumento de 20 anos na vida útil da usina. A contratação da empresa para a substituição dos equipamentos está prevista para março de 2005.

Os geradores de vapor são removidos, um por vez, sendo deslizados sobre trilhos de transferência para a parte externa da contenção. Antes de serem liberados para a parte externa, eles recebem uma pintura de proteção em determinadas áreas para fixar possíveis partículas contaminadas que possam existir. Depois de retirados da contenção, são levados para um veículo transportador e transferidos para um depósito, onde ficarão armazenados.

Existem duas ruas por onde este transporte de transferência do GV pode ser efetuado, pela rua 16 ou pela rua 14, caso não seja aberto nenhum outro caminho para tal transporte (figura 2.2). No caso deste ser efetuado pela rua 14, o GV passará em

frente ao laboratório de calibração de monitores de radiação estudado, que fica localizado em uma curva, como pôde ser observado na Figura 2.2.

De acordo com informações da transportadora Superpesa o caminhão necessário para este transporte é o Dolly 16 eixos US, e o raio inferior mínimo de curvatura para que este caminhão, com o gerador de vapor, realize uma curva é de 11,360m e o raio superior mínimo é de 21,079metros, como mostra a Figura 4.8.

Na Figura 4.9 pode-se observar este caminhão na curva onde o LCMR é localizado e verifica-se que o raio inferior desta curva é de 22,85m e o superior é igual a 35,85m, acima da curvatura mínima para a efetuação do transporte. Não existem obstáculos na rua ou nas calçadas e este transporte é feito com uma velocidade bastante baixa e por pessoas experientes, assim considera-se que este transporte não oferece perigo ao LCMR, ou seja, não é um cenário externo relevante para o cálculo da probabilidade de ocorrência de uma exposição aguda.

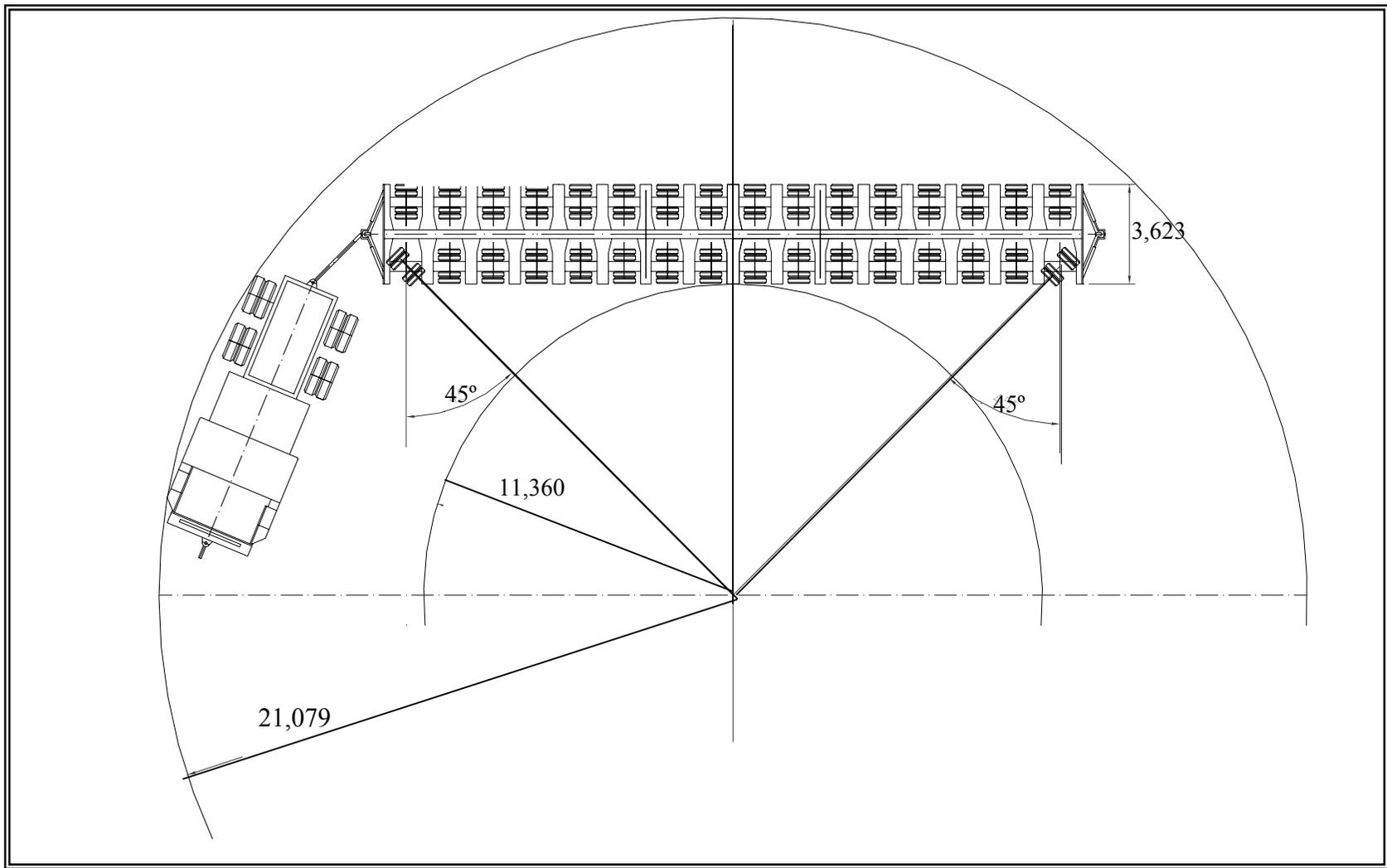


Figura 4.8 – Curva mínima necessária para o transporte do GV (m).

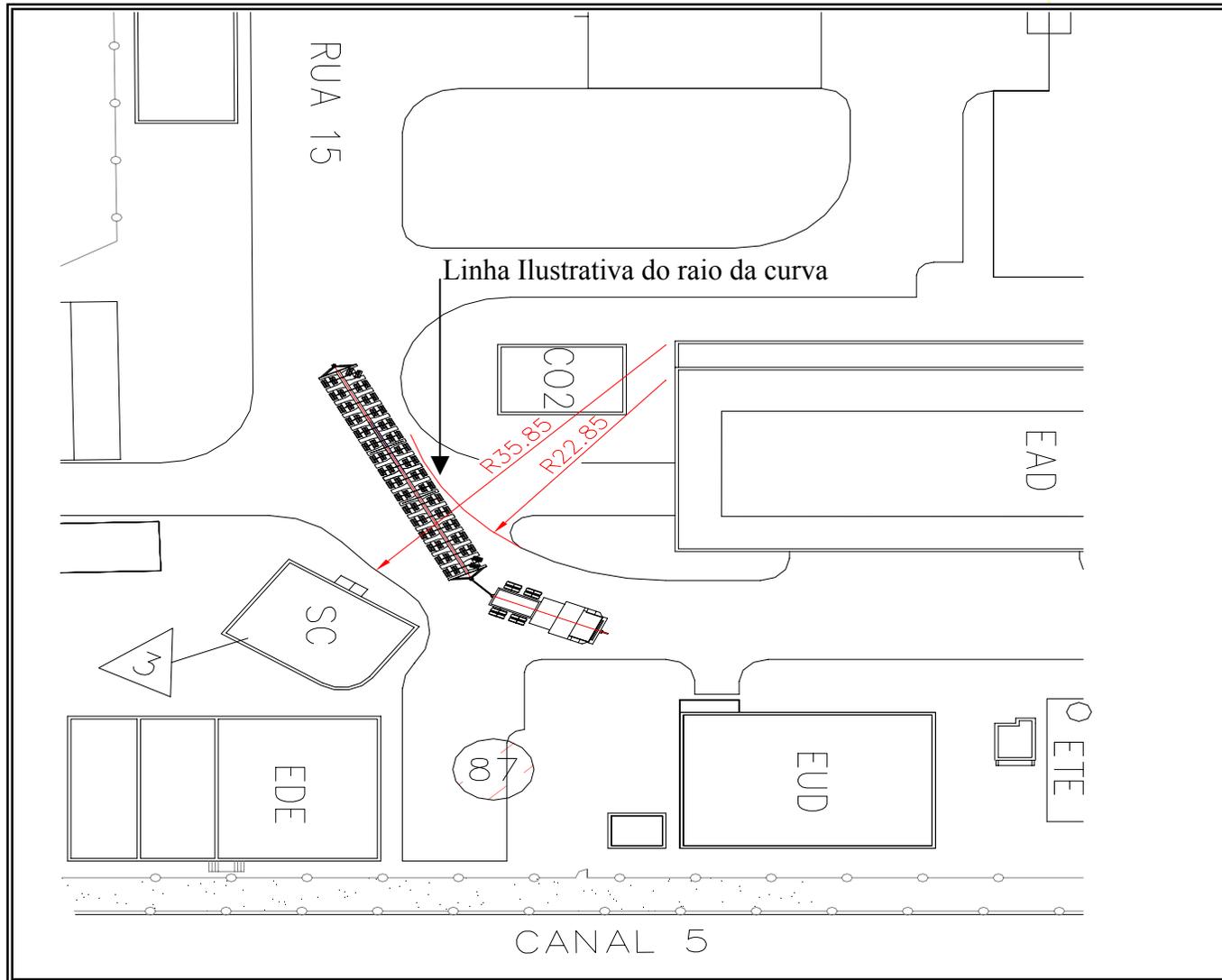


Figura 4.9 – O possível transporte dos GV's na curva do LCMR

4.3.3 – Incêndio

Externamente, o prédio próximo ao LCMR que poderia afetar este laboratório no caso de incêndio externo é o prédio dos geradores diesel 3 e 4. Como já visto, um acidente severo no diesel não acarreta incêndio, contudo, caso ocorra tal evento, as paredes do LCMR são blindadas, como já observado, em especial as paredes da sala de exposição.

Internamente, o laboratório também não é suscetível a incêndio. Materiais explosivos não são utilizados na tarefa de calibração e não existem materiais deste tipo armazenados no laboratório. A quantidade de materiais inflamáveis no interior do laboratório é mínima e não se encontram dentro da sala de estocagem de fontes ou dentro da sala de exposição. Não existe a possibilidade de o fogo começar dentro de tais salas por estas não conterem nenhum tipo de material inflamável ou explosivo. Pode-se desconsiderar curtos elétricos na sala de exposição, pois os fios da unidade de exposição são embutidos na parede e a sala é eletricamente isolada. Caso ocorra incêndio fora de tais salas o fogo não atingirá as fontes, pois as salas são protegidas por portas corta-fogo que permanecem fechadas todo o tempo.

Além disso, todo o laboratório é monitorado contra incêndio através de sensores de fumaça e de temperatura, permitindo que decisões e medidas possam ser tomadas na fase inicial de um incêndio. Também existe uma brigada especializada no combate a incêndio e um grupo de salvamento na central.

É importante lembrar que as fontes radioativas são seladas com camadas de aço, e as principais fontes, na sala de exposição, além da selagem de aço estão protegidas por um invólucro de chumbo de 6t.

Tendo em vista que caso um incêndio ocorra no laboratório, o LCMR possui portas contra fogo, sensores que permitem que medidas contra incêndio possam rapidamente ser tomadas, e que um incêndio não liberaria radiação ao meio devido à selagem das fontes, não se considera a probabilidade de ocorrência de um incêndio atenuando a probabilidade de exposição aguda de um operador.

4.3.4 – Inundação

As fontes na sala de estocagem estão localizadas bem acima do piso do laboratório e as fontes da sala de exposição estão situadas dentro da unidade de exposição, acima do piso mais de um metro, pois o irradiador tem 1,9m de altura, assim teria de acontecer uma grande inundação para que as fontes fossem atingidas, e inundações não ocorrem na usina deste 1988, quando foi construído um sistema quebramar. Embora o laboratório esteja próximo ao mar, aproximadamente 57 metros, ele, bem como toda a usina, está protegido de ondas altas e de inundações. No entanto, caso ocorra este tipo de evento, todo o prédio é equipado por sistemas de drenos. Cabe lembrar que mesmo que ocorra contato das fontes com água as mesmas são seladas, não havendo contato direto, impossibilitando liberação de radiação ao meio.

4.4 – Dose Recebida

Em um acidente como o considerado, o operador ficará exposto à radiação gama. Assim é preciso, a fim de calcular o risco radiológico do laboratório, saber a dose à qual o operador estará exposto. A dose total é composta por uma parcela de radiação direta e uma parcela de radiação refletida.

A taxa de dose devido à radiação direta pode ser determinada pela equação [1,7]:

$$\dot{D} = F \left(\frac{S_0}{4\pi r^2} \right) \quad (4.26)$$

onde \dot{D} é a taxa de dose no ponto de detecção, F é o fator de transformação de fluxo para taxa de dose, S_0 é a atividade da fonte e r a distância da fonte ao ponto de detecção.

A fonte com maior atividade é o ^{60}Co de 150 Ci, ou $5,55 \times 10^{12}$ Bq. No entanto, para o cálculo de dose, a atividade S_0 leva em consideração a quantidade de fótons que chega ao operador. Como cada desintegração de ^{60}Co produz dois fótons com energia média de 1,25 Mev,

$$S_0 = 5,55 \times 10^{12} \times 2 \text{ (fótons)}$$

$$S_0 = 11,10 \times 10^{12} \text{ Bq (ou fótons/s).}$$

O valor de F é tabelado e para o ^{60}Co , $F = 2,3120 \times 10^{-12} \text{ (Sv/h)/(fótons/m}^2\text{s)}$ [1,7].

A taxa de dose devido à radiação direta, D_d será dada em função da distância do operador à fonte. Substituindo estes valores constantes na equação acima tem-se:

$$\dot{D}_d = \frac{2,04}{r^2} \quad (4.27)$$

Esta taxa é dada em Sv/h. Para obter a dose, assume-se um tempo máximo de exposição de 5 min, tempo bastante para o operador entrar na sala de exposição, retirar o monitor calibrado e sair da sala. Assim multiplicando-se a equação 4.27 por 5/60,

$$D_d = \frac{1,71 \times 10^{-1}}{r^2} \text{ (Sv)} \quad (4.28)$$

É comum, no cálculo da dose devido à radiação refletida, D_r assumir um valor de 10% da dose devido à radiação direta [1,7], assim,

$$D_r = \frac{1,71 \times 10^{-2}}{r^2} \text{ (Sv)} \quad (4.29)$$

A dose total máxima recebida pelo operador em uma exposição pode ser determinada pela soma das doses diretas e refletidas:

$$D_t = D_d + D_r \quad (4.30)$$

$$D_t = \frac{1,87 \times 10^{-1}}{r^2} \text{ (Sv)} \quad (4.31)$$

A distância mínima entre o monitor de radiação e o irradiador é de 0,50m e a distância entre a superfície externa do irradiador e a fonte é de 0,30m, assim a menor distância a que o operador pode ficar da fonte é de 0,80m. Este valor corresponde ao pior caso, no qual o operador está o mais próximo possível da fonte.

$$D_t = 0,30 \text{ Sv} \quad (4.32)$$

Graficamente pode-se observar a dose total recebida em função da distância do operador à fonte na Figura 4.10.

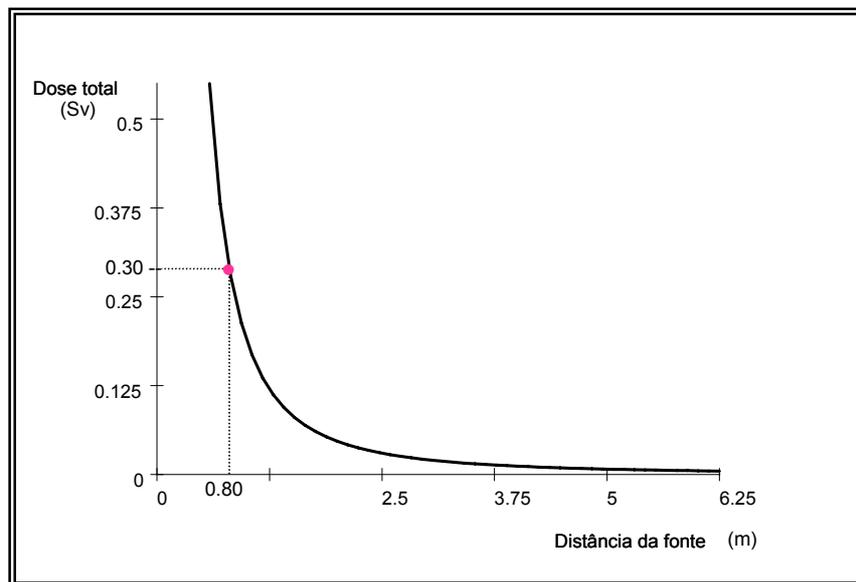


Figura 4.10 – Gráfico da dose total × distância da fonte

4.5 – Determinação do Risco Radiológico

O risco radiológico, R, é o risco da ocorrência de uma fatalidade por câncer devido a uma exposição à radiação gama e pode ser obtido a partir da equação 4.33 [1]:

$$R = P_{EA} \times P_{FC} \quad (4.33)$$

onde P_{EA} é a probabilidade de ocorrência de exposição aguda, calculada no item anterior e P_{FC} é a probabilidade de ocorrência de câncer no operador que recebe uma dose de radiação gama e,

$$P_{FC} = D \times C_r \quad (4.34)$$

D é a dose total recebida, $D=0,30$ Sv.

C_r é o coeficiente de risco. Este parâmetro é obtido a partir da tabela B11 da ref.[27] e corresponde a $4,0 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$. Assim,

$$P_{FC} = 1,2 \cdot 10^{-2}$$

Assim o novo risco radiológico do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação será:

$$R = 1,66 \cdot 10^{-5} \times 1,2 \cdot 10^{-2} \quad (4.35)$$

$$R = 2,0 \times 10^{-7} / \text{ano}$$

5.1 – Conclusões

O objetivo deste trabalho foi reavaliar o estudo de APS do Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação. Nesse estudo [1] a contribuição humana foi considerada igual a 10^{-2} , fator que foi desconsiderado pelas probabilidades de falhas de equipamentos terem sido calculadas conservativamente. Nesta atualização feita, além de levar em conta o fator humano, pôde-se obter probabilidades de falha de equipamentos de forma mais detalhada.

Quanto à probabilidade de falha do irradiador, para falhas cuja fonte fique presa na posição de exposição, obteve-se um valor um pouco menor. A probabilidade do estudo anterior vale $6,67 \times 10^{-2}$ /ano e a obtida utilizando a análise bayesiana é de $1,95 \times 10^{-2}$ /ano, no entanto, como já mencionado no Capítulo 3, a abordagem bayesiana permite atualizações, logo, este valor pode ser atualizado em função da experiência da planta, o que é bastante interessante, pois o laboratório ainda não realiza calibrações com o irradiador. À medida em que o equipamento adquirir experiência operacional a probabilidade de falha tornar-se-á mais realista.

Ainda com relação à probabilidade de falha de equipamentos, quanto à falha dos dosímetros eletrônicos, também houve uma melhora dos resultados, embora tenha havido dificuldades na obtenção de dados em virtude da inexistência de um inventário ou banco de dados das falhas ou manutenções destes componentes, isto porque os dosímetros não são numerados e marcados a fim de terem sua vida útil acompanhada durante a operação normal da usina e durante as paradas. No estudo anterior, o valor da probabilidade de falha era $3,34 \times 10^{-1}$ /ano e nesta atualização feita utilizando-se uma média ponderada das falhas ocorridas durante o ano, obteve-se $2,13 \times 10^{-1}$ /ano.

A avaliação da confiabilidade humana não foi considerada no estudo anterior, mas observou-se a relevância da mesma no cenário no qual a exposição do operador à radiação gama acontece.

Com relação à falha do indicador do nível de radiação, o fator relevante é a identificação correta do sinal luminoso emitido por este aparelho. Se o indicador funcionar, mas o operador não identificar corretamente este sinal, ele pode vir a estar exposto à radiação. E caso o indicador falhe, ou seja, não acenda a lâmpada verde, de

sala segura, e o operador identifique corretamente o sinal, ele não deve entrar na sala de exposição, mesmo que o computador e a câmera de monitoração indiquem o término da calibração.

Com base no modelo THERP, foi realizada uma avaliação da confiabilidade humana observando as possíveis falhas.

A falha humana associada ao dosímetro eletrônico está ligada à falha do aparelho por este emitir um sinal sonoro quando o ambiente estiver exposto à radiação apenas depois que o operador entrar na sala de exposição. Se o operador interpretar corretamente este sinal, a probabilidade de ocorrência de exposição aguda diminuirá, pois estando o dosímetro em funcionamento e a sala de exposição exposta à radiação, o aparelho emitirá um sinal e o operador sairá da sala imediatamente, mas se o dosímetro funcionar e o operador não interpretar corretamente o sinal, ele estará sujeito à radiação gama. Caso o dosímetro falhe e o operador tenha a convicção de que a sala não está exposta à radiação, este estará sujeito a radiação.

O risco radiológico associado ao LCMR calculado neste estudo é de aproximadamente $2,0 \times 10^{-7}$ /ano. Embora tenha sido considerada a contribuição humana para um suposto acidente, o risco radiológico obtido é menor que o estudo anterior de aproximadamente $4,0 \times 10^{-6}$ /ano. O valor atual obtido é bastante interessante por estar bastante abaixo do valor da frequência predita estabelecido pela ICRP 64 [18], em destaque na tabela 5.1. Este documento propôs considerações sobre segurança de radiação como listado na Tabela 5.1. Estas limitações foram propostas baseadas na experiência e na prática [22], e podem ser utilizadas na ausência de experiência operacional, e ainda, elas estão sujeitas a revisão no caso de ganho de experiência. Tais limitações referem-se à exposição potencial de um indivíduo, e são consistentes como critério de risco [22].

Tabela 5.1 – Relação entre dose e frequência por ano.

Dose máxima efetiva (Sv)	Frequência predita (por ano)
< 0,05	10^{-1}
0,001 – 0,5	10^{-2}
0,2 – 5	10^{-5}
> 2	Menor que 10^{-6}

No caso do LCMR a dose efetiva a que um operador estaria sujeito no caso de um acidente com fonte exposta é de 0,30 Sv, valor contido no intervalo 0,2 – 5 Sv, e o risco radiológico encontrado é de $2,0 \times 10^{-7}$, menor que o limite estabelecido, portanto o laboratório atende também a estas especificações.

Considerando-se os riscos associados ao LCMR mínimos, os riscos à população são menores, tendo em vista as diversas barreiras consideradas que impedem a liberação de radiação ao meio.

5.2 – Recomendações

Neste trabalho pôde-se verificar a importância de testes nos dosímetros eletrônicos utilizados pelo operador, principalmente a verificação do funcionamento do dosímetro eletrônico antes de todas as vezes em que o operador entre na sala de exposição, pois em um processo de calibrações consecutivas a serem feitas, o dosímetro pode funcionar na primeira entrada na sala de exposição e falhar na segunda.

Observa-se ainda, a importância da verificação periódica do funcionamento das lâmpadas do indicador do nível de radiação, para que o operador não seja induzido a erro.

E ainda observa-se neste trabalho a relevância de estudos desta natureza em instalações nucleares que não sejam plantas de potência nuclear, tendo em vista que a atuação humana é significativa para a realização das tarefas e em processo de acidente. Além disso, tal estudo aponta pontos que podem ser melhorados para que possíveis riscos aos trabalhadores e à população possam ser minimizados.

Referências Bibliográficas

- [1] Alves, A.S. e Passos, E.M., *Análise de Segurança para o Laboratório de Calibração de Monitores de Radiação*, Relatório ETN n° GAS.T/BN/1170/010040, Rio de Janeiro, Brasil, 2001.

- [2] Kaplan, S., Garrick, B.J. and Bieniarz, P. “On the use of baye’s theorem in assessing the frequency of anticipated transients”, *Nuclear Engineering and Design*, v. 65, pp. 23-31, 1981.

- [3] Kirwan, B. A. *Guide to Practical Human Reliability Assessment*, Taylor & Francis, 1994.

- [4] Kirwan, B. *Plant control diagnostic failure – just a matter of time?*, Industrial Ergonomics Group School of Manufacturing & Mechanical Engineering Birmingham University, UK, 1993

- [5] Swain, A.D. *Human Reliability Analysis: Need, Status, Trends and Limitations*, *Reliability Engineering and System Safety*, 29, 1990, 301-313.

- [6] CNEN-NE-3.01, *Diretrizes Básicas de Radioproteção*, Comissão Nacional de Energia Nuclear Brasil, 1998.

- [7] Alves, A.S., *Efetividade de Blindagem da sala de exposição do laboratório de calibração de monitores de radiação CNAAA*, Relatório ETN n°GAS.T/BN/1170/010010, Rio de Janeiro, Brasil, 2001.

- [8] Tauhata, Luiz, et all, *Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos*. 3 ed. Rio de Janeiro, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Agosto, 2001.

- [9] http://www.eletronuclear.gov.br/novo/sys/interna.asp?IdSecao=329&secao_mae=5, (acessado em 06/09/2004).

- [10] ANSI-N.5.10, *Classification of Sealed Radioactive Sources (Proposed)*, USA Standards Institute Committee N 5.4, Sponsored by American Institute of Chemical Engineers, USA 1967.
- [11] ANSI-N.542, *Classification of Sealed Radioactive Sources*, USA Standards Institute Committee N 43.6, Sponsored by American Institute of Chemical Engineers, USA 1977.
- [12] INSAG-10, *Defence in Depth in Nuclear Safety*, International Atomic Energy Agency: Wagramerstrasse, Vienna, Austria, June, 1996.
- [13] Kirchsteiger, C., “On the use of probabilistic and deterministic methods in risk analysis”, *Safety Science*, v. 40, pp. 399-419, 1999.
- [14] Niehaus, F., “Use of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for nuclear installations”, *Safety Science*, v.40, pp. 153-176, 2002.
- [15] Molak, V., *Fundamentals of risk analysis and risk management*, United States of America, Lewis Publishers, 1997.
- [16] Hulsmans, M. and Gelder P. de, “Probabilistic analysis of accident precursors in the nuclear industry”, *Journal of Hazardous Materials*, v. 111, pp. 81-87, July 2004.
- [17] IAEA – TECDOC – 538, *Human Error Classification And Data Collection*, International Atomic Energy Agency: Wagramerstrasse, Vienna, Austria, February, 1989.
- [18] ICRP Publication 64, *Protection from Potential Exposure: A Conceptual Framework*, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, Oxford 1993.

- [19] NUREG/CR-1278, *Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report*. U. S. Nuclear Regulatory Commission: Washington DC, August 1983.
- [20] Lewis, E. E. *Introduction to Reliability Engineering*, 2 ed. United States of America, John Wiley & Sons, Inc, 1996.
- [21] Fullwood, R. R. *Probabilistic Safety Assessment in the Chemical and Nuclear Industries*, Boston, Butterworth Heinemann, 2000.
- [22] IAEA – TECDOC – 1267, *Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities*, International Atomic Energy Agency: Wagramerstrasse, Vienna, Austria, January, 2002.
- [23] INMETRO, Relatório sobre Análise de Lâmpadas Fluorescentes Compactas, Ministério da Indústria, do Comércio e do Turismo, Instituto Nacional de Metrologia, Normalização e Qualidade Industrial. Rio de Janeiro, 1998.
- [24] Apostila do curso: Controladores Lógicos Programáveis – Módulo 1. Centro de Tecnologia Euvaldo Lodi – SESI.
- [25] Relatório de Evento Significante, *Falha mecânica (extremamente severa) do Gerador Diesel 1A, durante a execução do teste de 24 horas (PI-O 133C)*, Relatório de OROS, n. RES 35.98, Eletrobrás Termonuclear – Eletronuclear, Rio de Janeiro, Brasil, 1998.
- [26] Aranha F. “Eletronuclear prepara substituição dos geradores de vapor de Angra 1”. *Brasil Nuclear*, ano 10, n. 26. Rio de Janeiro, Dezembro, 2003.
- [27] ICRP Publication 60, *Radiation Protection: Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, USA, 1990.

- [28] Inventário de Fontes Radioativas Padrões - Eletronuclear S/A, 2004.
- [29] Bird, Humberto W. J. *Acidente de Three Mile Island – Apostila de treinamento e retreinamento*. Rio de Janeiro, Furnas-Centraís Eléctricas/SA, 1981.
- [30] Apostolakis, G., Kaplan S., Garrick, B.J. *et al*, “Data Specialization For Plant Specific Risk Studies”, *Nuclear Engineering and Design*, v. 56, pp. 321-329, 1980.
- [31] Hiroshi Y. and Keiji K., “Bayesian analysis of public views on the safety of nuclear developments”. *Nuclear Energy*, v. 25, n 10, pp. 709-720, 1998.
- [32] IAEA – TECDOC – 1200. *Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants*. International Atomic Energy Agency: Wagramerstrasse, Vienna, Austria, February 2001.
- [33] Kirwan, B., Scannaliti, S. and Robinson, L., “A case study of a human reliability assessment for an existing nuclear power plant”, *Applied Ergonomics*, v. 27. n. 5, 1996.
- [34] Kirwan, B., “The validation of Three Human Reliability Quantification Techniques – THERP, HEART and JHEDI”, *Applied Ergonomics*, v. 27. n. 6, pp.359-373, 1996.
- [35] NUREG – 0492, *Fault tree handbook*, U. S. Nuclear Regulatory Commission: Washington, DC, January, 1981.
- [36] Safety Series nº 107, *Radiation safety of gamma and electron irradiation facilities*, International Atomic Energy Agency: Wagramerstrasse, Vienna, Austria, May, 1992.
- [37] Safety Series nº 110, *The Safety of Nuclear Installations*, International Atomic Energy Agency: Wagramerstrasse, Vienna, Austria, May, 1993.

- [38] Fujita, Y. *Human reliability analysis: a human point of view*, Reliability Engineering and System Safety, 38, 1992, 71-79.
- [39] Reason, J. *Errors and violations: The lessons of Chernobyl*, Department of Psychology University of Manchester.

Apêndice A

Fontes radioativas localizadas na sala de estocagem [26]

Radionuclídeo	Atividade Original (Bq)	Atividade Original (Ci)		Radionuclídeo	Atividade Original (Bq)	Atividade Original (Ci)
¹³⁷ Cs	732	2,7084E-06		¹³⁷ Cs		100,0m
¹³⁷ Cs	38500	0,00014245		¹³⁷ Cs		0,32m
¹³⁷ Cs	1000	0,0000037		¹³⁷ Cs		100,0m
¹³⁷ Cs	43700	0,00016169		¹³⁷ Cs		106,0m
¹³⁷ Cs	39460	0,000146002		¹³⁷ Cs		312,5m
¹³⁷ Cs	333000	0,0012321		¹³⁷ Cs		5,0m
¹³⁷ Cs	1110000	0,004107		¹³⁷ Cs		2,38n
¹³⁷ Cs	185000	0,0006845		¹³⁷ Cs		100,0m
¹³⁷ Cs	7400000000	27,38		¹³⁷ Cs		1,0m
¹³⁷ Cs		8,0m		¹³⁷ Cs		120,0m
¹³⁷ Cs		8,0m		¹³⁷ Cs		30,0m
¹³⁷ Cs		8,0m				
¹³⁷ Cs		8,0m		⁶⁰ Co	312	1,1544E-06
¹³⁷ Cs		8,0m		⁶⁰ Co	924	3,4188E-06
¹³⁷ Cs		8,0m		⁶⁰ Co	1040	0,00003848
¹³⁷ Cs		8,0m		⁶⁰ Co		10,0m
¹³⁷ Cs		8,0m		⁶⁰ Co		10,0m
¹³⁷ Cs		8,0m				
¹³⁷ Cs		8,0m		⁹⁰ Sr	1110000	0,004107
¹³⁷ Cs		8,0m		⁹⁰ Sr	15000	0,0000555
¹³⁷ Cs		7,0m		⁹⁰ Sr	555,7	2,05609E-06
¹³⁷ Cs		7,0m		⁹⁰ Sr	15000	0,0000555

Radionuclídeo	Atividade Original (Bq)	Atividade Original (Ci)		Radionuclídeo	Atividade Original (Bq)	Atividade Original (Ci)
¹³⁷ Cs		7,0m		⁹⁰ Sr	33000000	0,1221
¹³⁷ Cs		5,0m		⁹⁰ Sr	33300000	0,12321
⁹⁰ Sr		1,0m		⁹⁰ Sr		0,04m
⁹⁰ Sr		0,9m		⁹⁹ Tc		0,005m
				⁹⁹ Tc		0,005m
⁸⁵ Kr	47320000	0,175084		⁹⁹ Tc		0,005m
⁸⁵ Kr		1,164m		⁹⁹ Tc		0,005m
⁸⁵ Kr		1,334m		⁹⁹ Tc		0,005m
⁸⁵ Kr				²³⁰ Th		0,006m
⁸⁵ Kr				²³⁰ Th		0,006m
				²³⁰ Th		0,006m
²¹⁰ Po	749,6	2,77352E-06		²³⁰ Th		0,006m
Mistura	203400	0,00075258		²⁴¹ Am		0,15m
Mistura	193000	0,0007141		²⁴¹ Am	1,66667E+19	450450450
Mistura	184700	0,00068339		²⁴¹ Am	1,99167E+20	5382882878
Mistura	191800	0,00070966		²⁴¹ Am	1,85333E+21	50090090040
Mistura		4,984m				
Mistura		5,07m		³ H		3,83m Ci/I
Mistura		2,98m				
Mistura		3,03m		Cm 244		160m

Apêndice B

Resumo dos acidentes de Chernobyl e Three Mile Island

Acidente de Chernobyl

O acidente ocorreu em 26 de abril de 1986, na antiga União Soviética. Teve como característica marcante a sucessão de falhas humanas.

A causa raiz do acidente foi achada no elemento humano.

Os operadores desta usina foram considerados os melhores da Rússia.

Estava marcado um teste para o dia 25 de abril, que testaria um dispositivo que aproveitaria a inércia do turbo-gerador para manter uma das bombas do sistema de refrigeração de emergência do núcleo em operação quando houvesse falta total de energia externa, melhorando a segurança. Existia uma instrução específica para a não realização do teste caso a potência do reator estivesse abaixo de 20%, devido à baixa estabilidade do controle do fluxo neutrônico do reator. Em baixa potência a temperatura aumentaria e a reatividade também, pois o reator tinha coeficiente de reatividade positivo.

A usina estava entrando em parada para recarga de combustível e as atividades deveriam proporcionar boas condições para a realização do teste.

Embora o teste tenha sido programado para o dia 25, só pôde ser realizado na madrugada do dia 26.

O operador reduziu a carga do reator no manual, embora pudesse fazê-lo em automático, chegando a apenas 1% de potência, abaixo do limite para o teste de 25%. Houve acúmulo de xenônio, que é absorvedor de nêutrons, impedindo o aumento da potência. Embora tenha havido tentativas para atingir o limite do teste, o conseguido foi de apenas 7%, o que obrigaria os operadores a abortar o teste. No entanto surge uma questão: como poderiam, os melhores operadores da Rússia frente a um grupo de especialistas em modificações de projeto, justificar este erro?

A partir deste momento houve várias violações de procedimento de segurança.

Apresentamos uma visão resumida da seqüência dos eventos:

- Algumas bombas estavam vazando além do limite permissível, ocasionando desvios significativos no nível da água e na pressão do vapor.
- O nível de água mais baixo ocasionou a produção de mais vapor, piorando a refrigeração.
- O operador aumentou o fluxo de água de alimentação.
- Foi bloqueado o sinal de desligamento do reator associado ao nível de pressão na linha de vapor.

- Para aumentar a potência, as barras de controle foram movidas manualmente para ficar acima da posição limite.
- O nível da água na linha de vapor foi aumentado, excedendo a taxa de evaporação, aumentando o nível de pressão na linha de vapor. Além disso, a válvula de desvio de vapor foi fechada.
- O operador reduziu abruptamente o fluxo da água de alimentação diminuindo a pressão.
- Um grupo de controles automáticos iniciou a remoção das barras de controle. Como resultado, a circulação tornou-se mais lenta, pois as bombas perderam energia.
- Dois grupos de controles automáticos comandaram o reinício da inserção das barras de controle, reduzindo a taxa de fluxo de refrigerante, aumentando rapidamente a potência.
- Ocorreu um súbito aumento da temperatura do combustível e a proteção de emergência não foi eficiente o suficiente para prevenir que o reator se descontrolasse.

Os eventos culminaram na perda total do controle da potência do núcleo e em explosões que projetaram a tampa de concreto de 2000t a 14 metros de distância, liberando fragmentos de materiais e produtos de fissão para o meio ambiente, cerca de 80% do conteúdo do núcleo, pois que o prédio da contenção do reator não foi projetado segundo os princípios da defesa em profundidade, para evitar a contaminação ao meio ambiente.

Se os operadores estivessem suficientemente familiarizados com as características dos processos de um reator nuclear, e não tivessem o sentimento de autoconfiança aguçado, eles não teriam perdido o sentimento para com os perigo envolvidos e não teriam, por exemplo, iniciado o teste sem condições físicas do reator.

Acidente de Three Mile Island – TMI [16]

O acidente ocorreu em 28 de março de 1979.

A unidade 2 de Three Mile Island – EUA estava a aproximadamente 98% da potência operacional.

Uma análise pré-acidental deste acidente demonstrou que as condições da planta induziram o homem à falha.

Antes do evento que desencadeou o acidente, o encarregado de turno e um operador auxiliar estavam tentando desobstruir uma linha de transferência de resina no desmineralizador reserva do sistema secundário, e as válvulas foram fechadas por obstrução das linhas de instrumentação por resina. Houve troca de turno e as válvulas não foram abertas.

Resumo da seqüência de eventos:

- Falha de uma das duas bombas de condensado que estavam em operação, imediatamente seguido por falha das bombas de água de alimentação que estavam em operação, o que resultou em perda de água de alimentação para ambos os geradores de vapor;
- Os operadores não perceberam que as válvulas de isolamento estavam fechadas, impedindo que a água da alimentação de emergência alcançasse os geradores de vapor, percebendo isto minutos depois;
- Três bombas auxiliares de água de alimentação partem, mas não suprem água para os geradores de vapor;
- Aumento de temperatura e pressão no Sistema de Refrigeração do Reator (SRR), provocando a abertura de uma válvula de alívio, mesmo assim o reator desarmou (trip), por alta pressão no SRR. O spray do pressurizador e o controle dos aquecedores foram recolocados em automático e uma bomba de carregamento adicional foi colocada em serviço antes da queda no nível do pressurizador;
- Com a diminuição de pressão, a válvula de alívio recebeu um sinal para fechamento, mas ela não fechou. No entanto, a indicação na sala de controle foi de “válvula fechada”, pois a indicação na sala era de posição demandada (falha de projeto). Os operadores se restringiram à sinalização incorreta do painel, e não consideraram outros parâmetros, como pressões, temperatura, fluxo e nível de potência, que poderiam demonstrar esta falha mecânica. Eles

perceberam que a válvula de alívio estava aberta cerca de duas horas depois do evento iniciador;

- A temperatura do SRR aumentou;
- O nível do pressurizador continuou caindo e o operador ligou a terceira bomba de carregamento, moderando a taxa de queda do nível;
- Ambos os geradores de vapor secaram e a pressão do SRR diminuiu;
- A pressão continuou a cair. Houve formação de bolhas de vapor no circuito primário e os operadores interpretaram que o núcleo estava sólido, ou seja, coberto de água, no entanto não era a realidade, e os operadores não souberam interpretar as condições físicas da planta com base em parâmetros disponíveis;
- As válvulas de isolamento manuais para os geradores de vapor foram abertas, deixando o núcleo do reator seco, causando o derretimento parcial do mesmo e conseqüentemente, a perda da planta.

Apêndice C

Especificações técnicas do irradiador tipo B

Unidade de exposição tipo “B” com múltiplas fontes

- Peso 6T
- Altura 1900mm
- Largura 800mm
- Profundidade 800mm
- Proteção Dianteira totalmente cercada de aço
- Capacidade de fontes 8 com uma posição vazia
- Taxa de dose superficial máxima 2,5mSv/ano
- Provisão elétrica 240V, 50Hz e 24VDC
- Provisão pneumática 60 a 80 psi

Livros Grátis

(<http://www.livrosgratis.com.br>)

Milhares de Livros para Download:

[Baixar livros de Administração](#)

[Baixar livros de Agronomia](#)

[Baixar livros de Arquitetura](#)

[Baixar livros de Artes](#)

[Baixar livros de Astronomia](#)

[Baixar livros de Biologia Geral](#)

[Baixar livros de Ciência da Computação](#)

[Baixar livros de Ciência da Informação](#)

[Baixar livros de Ciência Política](#)

[Baixar livros de Ciências da Saúde](#)

[Baixar livros de Comunicação](#)

[Baixar livros do Conselho Nacional de Educação - CNE](#)

[Baixar livros de Defesa civil](#)

[Baixar livros de Direito](#)

[Baixar livros de Direitos humanos](#)

[Baixar livros de Economia](#)

[Baixar livros de Economia Doméstica](#)

[Baixar livros de Educação](#)

[Baixar livros de Educação - Trânsito](#)

[Baixar livros de Educação Física](#)

[Baixar livros de Engenharia Aeroespacial](#)

[Baixar livros de Farmácia](#)

[Baixar livros de Filosofia](#)

[Baixar livros de Física](#)

[Baixar livros de Geociências](#)

[Baixar livros de Geografia](#)

[Baixar livros de História](#)

[Baixar livros de Línguas](#)

[Baixar livros de Literatura](#)
[Baixar livros de Literatura de Cordel](#)
[Baixar livros de Literatura Infantil](#)
[Baixar livros de Matemática](#)
[Baixar livros de Medicina](#)
[Baixar livros de Medicina Veterinária](#)
[Baixar livros de Meio Ambiente](#)
[Baixar livros de Meteorologia](#)
[Baixar Monografias e TCC](#)
[Baixar livros Multidisciplinar](#)
[Baixar livros de Música](#)
[Baixar livros de Psicologia](#)
[Baixar livros de Química](#)
[Baixar livros de Saúde Coletiva](#)
[Baixar livros de Serviço Social](#)
[Baixar livros de Sociologia](#)
[Baixar livros de Teologia](#)
[Baixar livros de Trabalho](#)
[Baixar livros de Turismo](#)