

ATUALIZAÇÃO DA ANÁLISE DE INUNDAÇÃO INTERNA NAS SALAS DE  
COMPONENTES DE SEGURANÇA DE ANGRA 1

Paulo Roberto de Souza

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. Antônio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

---

Prof. Antônio José da Silva Neto, Ph.D.

---

Prof. José Luiz Fernandes, D. Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

FEVEREIRO DE 2005

SOUZA, PAULO ROBERTO

Atualização da Análise de Inundação  
Interna nas Salas de Componentes de Se-  
gurança de Angra 1 [Rio de Janeiro] 2005

XIV, 66 p. 29,7 cm (COPPE / UFRJ,  
M.Sc., Engenharia Nuclear, 2005)

Tese - Universidade Federal do Rio de  
Janeiro, COPPE

1. Análise de Inundação Interna
2. Análise da Ruptura de Tubulações
3. Análise da Frequência de Danos ao  
Equipamento

I. COPPE/UFRJ    II. Título (série)

## **AGRADECIMENTOS**

Ao Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo pela dedicação demonstrada e valiosa orientação para o desenvolvimento deste trabalho.

Ao Prof. Antônio Carlos Marques Alvim pelos comentários e grande contribuição.

Aos Profs. Antônio José da Silva Neto e José Luiz Fernandes pela participação na Banca Examinadora.

Ao corpo docente do Programa de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ cujo ensinamento foi essencial para a realização desta dissertação

Ao Eng. Maurício Rondon Mirilli, da Assessoria de Garantia da Qualidade da ELETRONUCLEAR, por ter acreditado e me apoiado na realização deste trabalho.

Aos funcionários da COPPE/Nuclear pela prestabilidade em todos os momentos.

Aos colegas da ELETRONUCLEAR e da COPPE/Nuclear, pelo incentivo e cooperação.

A toda minha família, principalmente à Regina, pelo apoio e incentivo em todos os momentos desta jornada.

A Deus pela oportunidade.

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 INUNDAÇÃO INTERNA NAS SALAS DE COMPONENTES DE SEGURANÇA DE ANGRA 1

Paulo Roberto de Souza

Fevereiro/2005

Orientadores: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo  
Antônio Carlos Marques Alvim

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho apresenta uma atualização da análise de inundação interna nas salas de componentes de segurança de Angra 1.

A inundação interna é analisada relativamente ao potencial de falhas de causa comum de equipamentos e ações humanas que podem resultar no início de um acidente.

Utilizando a metodologia elaborada pelo *Electric Power Research Institute* – EPRI para determinação da taxa de falhas em tubulações, verificou-se a frequência de ruptura da tubulação do Sistema de Água de Serviço.

Realizou-se uma avaliação do tempo de inundação do compartimento selecionado, da frequência de danos ao equipamento devido à inundação e da frequência de danos ao núcleo devido à perda das bombas do Sistema de Resfriamento de Componentes.

Os resultados encontrados mostraram um pequeno aumento no valor das frequências analisadas, em virtude do acréscimo do número de seções consideradas na análise da ruptura da tubulação.

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

INTERNAL FLOODING ANALYSIS UPDATE OF ANGRA 1  
SAFETY-RELATED COMPONENT ROOMS

Paulo Roberto de Souza

February/2005

Advisors: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo  
Antônio Carlos Marques Alvim

Department: Nuclear Engineering

This work presents an update of the internal flooding analysis of Angra 1 safety-related component rooms.

Internal flooding is analyzed in terms of potential failures caused jointly by equipments and operators, which can result in the beginning of an accident.

Using the methodology developed by the Electric Power Research Institute - EPRI, the frequency of Service Water System piping rupture was updated.

An evaluation was performed of the flooding time of the selected compartment, of the frequency of equipment damage due to flooding, and also of the core damage frequency due to the loss of the Component Cooling System pumps.

The results showed a small increase in the value of the analyzed frequencies, because of the increment of the number of sections considered in the analysis of the piping rupture.

## ÍNDICE

<b>1</b>	<b>INTRODUÇÃO</b>	<b>1</b>
1.1	APRESENTAÇÃO	1
1.2	DESCRIÇÃO DO TRABALHO	3
<b>2</b>	<b>ANÁLISE DE INUNDAÇÃO INTERNA DE ANGRA 1</b>	<b>4</b>
2.1	INTRODUÇÃO	4
2.2	METODOLOGIA	4
2.2.1	SELEÇÃO DAS ZONAS DE INUNDAÇÃO	6
2.2.2	FONTES POTENCIAIS DE INUNDAÇÃO	9
2.2.3	SUBMERSÃO DE EQUIPAMENTOS	10
2.2.3.1	TAXAS DE VAZÃO DAS FONTES DE INUNDAÇÃO	10
2.2.3.2	CAPACIDADE DE DRENAGEM	11
2.2.3.3	VOLUMES CRÍTICOS DE INUNDAÇÃO	14
2.2.3.4	TEMPO DE ISOLAMENTO	14
2.2.3.5	FREQÜÊNCIA DO EVENTO INICIADOR DE INUNDAÇÃO INTERNA	15
2.2.3.6	PROBABILIDADES DE ERRO HUMANO	16
2.2.4	EVENTOS DE INUNDAÇÃO CAUSADOS POR ATIVIDADE DE MANUTENÇÃO	18
2.3	AVALIAÇÃO DE SENSIBILIDADE E INCERTEZA	19
2.3.1	ESTIMATIVA DE FALHA DO OPERADOR	20
2.4	HISTÓRICO DE EVENTOS RELACIONADOS COM A INUNDAÇÃO	20
2.5	FREQÜÊNCIAS DE DANOS AO NÚCLEO	21
<b>3</b>	<b>ANÁLISE DA RUPTURA DE TUBULAÇÕES</b>	<b>23</b>

3.1	INTRODUÇÃO	23
3.2	METODOLOGIA	24
3.2.1	FRONTEIRAS PARA COMPONENTES DE TUBULAÇÃO	24
3.2.2	SEÇÃO DE TUBO	25
3.2.3	MODELO PARA QUANTIFICAÇÃO DA PROBABILIDADE DE FALHA	25
3.2.4	EQUAÇÃO DA PROBABILIDADE DE FALHA	26
3.2.5	ESTIMAÇÃO DA TAXA DE FALHAS	27
3.2.6	EQUAÇÃO DA TAXA DE FALHA DE RUPTURA	28
3.2.7	PROBABILIDADE CONDICIONAL DE FALHA	28
<b>4</b>	<b>ESTUDO DE CASO</b>	<b>33</b>
4.1	INTRODUÇÃO	33
4.2	SISTEMA DE ÁGUA DE SERVIÇO	33
4.2.1	FUNÇÃO	33
4.2.2	BASES DE PROJETO	34
4.2.3	DESCRIÇÃO OPERACIONAL	34
4.2.4	DESCRIÇÃO DOS EQUIPAMENTOS	34
4.2.5	ESPECIFICAÇÕES TÉCNICAS	35
4.3	SISTEMA DE RESFRIAMENTO DE COMPONENTES	36
4.3.1	FUNÇÃO	36
4.3.2	BASES DE PROJETO	38
4.3.3	DESCRIÇÃO OPERACIONAL	39
4.3.4	DESCRIÇÃO DOS EQUIPAMENTOS	42
4.3.5	ESPECIFICAÇÕES TÉCNICAS	44
4.4	LOCALIZAÇÃO DAS BOMBAS DO SRC E CENÁRIO	44

4.5	DETERMINAÇÃO DA FREQUÊNCIA DE RUPTURA DO SAS	49
4.6	DETERMINAÇÃO DO TEMPO DE INUNDAÇÃO	53
4.7	DETERMINAÇÃO DA FREQUÊNCIA DE DANOS AO EQUIPAMENTO	54
4.8	QUANTIFICAÇÃO DA FREQUÊNCIA DE DANOS AO NÚCLEO	56
<b>5</b>	<b>CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES</b>	<b>58</b>
	<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS</b>	<b>60</b>
<b>APÊNDICE 1</b>	<b>PERCENTUAIS DE FALHAS EM PONTOS ESPECÍFICOS DA TUBULAÇÃO</b>	<b>63</b>
<b>APÊNDICE 2</b>	<b>PERCENTUAIS DE FALHAS EM TIPOS DE MATERIAIS</b>	<b>65</b>
<b>APÊNDICE 3</b>	<b>MÉTODOS DE DETECÇÃO DE FALHAS EM TUBULAÇÕES</b>	<b>66</b>

## ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1	Planta dos Edifícios da Usina Nuclear de Angra 1	7
Figura 2	Diagrama Simplificado do SRC	37
Figura 3	Planta dos Compartimentos da Elevação –1,40 do EAN	45
Figura 4	Tubulações de Entrada e Saída do SAS na Sala dos Trocadores de Calor do SRC, Elevação – 1,40 do EAN	46
Figura 5	Trocador de Calor do SRC, Elevação – 1,40 do EAN	47
Figura 6	Motor da Bomba CC-3B do SRC, Elevação – 1,40 do EAN	48
Figura 7	Desenho Isométrico do SAS - G&H nº 2224-SW-1, Fl. 3, Rev.7	50
Figura 8	Desenho Isométrico Simplificado do SAS, com as Seções da Tubulação	51
Figura 9	Árvore de Eventos – TCC	57
Figura 10	Erosão em Curva de Tubo de Aço Carbono	64

## ÍNDICE DE TABELAS

Tabela 1	Probabilidade de Erro Humano (HEP)	18
Tabela 2	Frequências de Danos ao Núcleo associadas à Inundação Interna	22
Tabela 3	Probabilidade Condicional de Ruptura em Dimensões Equivalentes	29
Tabela 4	Taxa de Falha de Ruptura para Cada Sistema Genérico nos Grupos 1, 2 e 3	29
Tabela 5	Porcentagem de Categorias de Causa de Falhas	31
Tabela 6	Descrição dos Equipamentos do SAS	35
Tabela 7	Descrição dos Equipamentos do SRC	43
Tabela 8	Quantificação da Frequência de Dano ao Equipamento devido a Inundação da Zona 1 A	55
Tabela 9	Localização das Falhas na Seção do Tubo	63
Tabela 10	Percentual de Falhas em Tipos de Materiais	65
Tabela 11	Métodos de Detecção de Falhas em Tubulação	66

## NOMENCLATURA

A	Área [ft <sup>2</sup> ]
AAA	Água de Alimentação Auxiliar
AAP	Água de Alimentação Principal
AFW	<i>Auxiliary Feedwater System</i>
AIEA	Agência Internacional de Energia Atômica
APS	Análise Probabilística de Segurança
BRR	Bomba de Resfriamento do Reator
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i>
CBG	Casa de Bateria e do Gerador de Emergência
CC	<i>Component Cooling</i>
CCM	Centro de Controle de Motores
CCW	<i>Component Cooling Water System</i>
CDF	<i>Core Damage Frequency</i>
CW	<i>Circulation Water</i>
DC	<i>Direct Current</i>
EAD	Edifício de Administração
EAN	Edifício Auxiliar Norte
EAS	Edifício Auxiliar Sul
E/C	<i>Erosion/Corrosion</i>
ECB	Edifício do Combustível
EDC	Edifício de Cloração
EDE	Edifício dos Geradores Diesel de Emergência
EPRI	<i>Electric Power Research Institute</i>

ERE	Edifício do Reator
ESE	Edifício de Segurança
ETA	Estrutura da Tomada d'Água
ETG	Edifício do Turbogenerador
EUA	Estados Unidos da América
EUD	Edifício das Unidades Desmineralizadoras
FP	<i>Fire Protection</i>
FWC	<i>Main and Auxiliary/ Emergency Feedwater and Condensate Systems</i>
GD	Gerador Diesel
gpm	Galões por Minuto
H <sub>c</sub>	Altura crítica [ft]
HEP	<i>Human Error Probability</i>
Hr	<i>Hour</i>
ID	<i>Internal Diameter</i>
IF	<i>Internal Flooding</i>
IS	Injeção de Segurança
K	Fator de Atrito
ℓ <sub>e</sub>	Coefficiente de Ajuste
LOCA	<i>Loss of Coolant Accident</i>
Lpm	Litros por Minuto
L/R	<i>Leakage/Rupture</i>
m	Massa [kg]
MF	Água de Alimentação Principal
MFW	<i>Main Feedwater System</i>
NF	<i>Number of Failures</i>

NPSH	<i>Net Positive Suction Head</i>
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
NUREG	<i>Nuclear Regulatory Guide</i>
OSR	<i>Other Safety Related System</i>
OTHER	<i>Non-Safety Related System</i>
PDP	<i>Positive Displacement Pump</i>
PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
Q	Vazão [gpm]
RCS	<i>Reactor Coolant System</i>
RFAS	Relatório Final de Análise de Segurança
SAAA	Sistema de Água de Alimentação Auxiliar
SAAP	Sistema de Água de Alimentação Principal
SAPHIRE	<i>Systems Analysis Programs for Hands-On Integrated Reliability Evaluations</i>
SARET	Sistema de Água de Refrigeração do Edifício da Turbina
SAS	Sistema de Água de Serviço
SC	Sala de Calibração
SCQV	Sistema de Controle Químico e Volumétrico
SEC	Sistema de Spray da Contenção
SIR	Safety Injection and Recirculation System
SIS	Sistema de Injeção de Segurança
SRC	Sistema de Resfriamento de Componentes
SRCR	Sistema de Remoção de Calor Residual
SRR	Sistema de Resfriamento do Reator
SS	<i>Stainless Steel</i>

SW	<i>Service Water</i>
T	Tempo [min]
TAAA	Tanque de Água de Alimentação Auxiliar
TAAR	Tanque de Armazenamento de Água de Recarregamento
TCC	Evento Iniciador Perda do Sistema de Refrigeração de Componentes
THERP	<i>Technique for Human Error Rate Prediction</i>
$T_{Inund}$	Tempo de Inundação
$T_{Isol}$	Tempo de Isolamento
TSW	Evento Iniciador Perda do Sistema de Água de Serviço
TIA	Evento Iniciador Perda do Sistema de Ar de Instrumentos
T3	Evento Iniciador Transiente com Sistema de Conversão de Potência
V	Volts
$V_1$	Volume [gal]
$V_c$	Volume crítico [gal]
Yr	<i>Year</i>
Z	<i>Failure Rate</i>
$\Delta p$	Variação de pressão [psig]
$\rho$	Densidade da água [lbm/ft <sup>3</sup> ]

# 1 INTRODUÇÃO

## 1.1 APRESENTAÇÃO

A ruptura do sistema de água de circulação da Unidade 1 da Usina Nuclear *Quad Cities*, EUA, ocorrida em junho de 1972, provocou a inundação rápida da sala onde estavam localizadas as bombas de diferentes sistemas. Dentre os equipamentos danificados pela inundação, estavam quatro bombas de água de serviço para remoção de calor residual, duas bombas de resfriamento dos geradores diesel, quatro bombas *boosters* e três bombas de transferência de condensado.

Embora o reator não tenha sido danificado, esta inundação foi expressiva em termos de falhas em múltiplos equipamentos e sistemas.

Diversas modificações, por recomendação da *Nuclear Regulatory Commission*, foram realizadas em *Quad Cities* e em outras usinas para aumentar a proteção contra inundação interna e a conseqüente perda das funções de segurança [1].

Em maio de 1988 a NRC [2] estabeleceu sua política para o tratamento das questões referentes às melhorias a serem implementadas nas usinas, e em novembro do mesmo ano publicou o documento [3] estabelecendo as exigências para a elaboração de *Individual Plant Examination* para a aferição das vulnerabilidades de cada usina, frente a possíveis situações anormais de operação em virtude de eventos internos, que pudessem resultar em acidentes severos.

No Brasil, a Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão regulador da área nuclear, com base em diretrizes da Agência Internacional de Energia Atômica e

considerando as resoluções da NRC, estabeleceu orientações [4] de como proceder para a elaboração de um estudo de Análise Probabilística de Segurança para Angra 1.

Os principais propósitos do estudo de APS de Angra 1 são:

- Desenvolver uma apreciação do comportamento de Angra 1 frente a acidentes severos;
- Compreender as seqüências de acidente mais prováveis de ocorrer em Angra 1;
- Adquirir maior compreensão quantitativa das probabilidades totais de danos ao núcleo; e
- Reduzir as probabilidades totais de danos ao núcleo em Angra 1, através da identificação de suas vulnerabilidades e modificando, se necessário, procedimentos, práticas operacionais e projetos de sistemas ou componentes.

Em relação à APS, os eventos iniciadores da categoria inundação têm tido importância tanto pela natureza do evento como potencial de falha de causa comum, quanto para suporte da reavaliação de melhorias ou alteração de rotinas operacionais. Em destaque, os compartimentos nos quais a ocorrência de uma inundação poderia levar à perda dos trens redundantes, comprometendo o desligamento do reator por falha de causa comum.

A inundação interna deve ser analisada devido ao seu potencial de falhas de causa comum de equipamentos e ações humanas, que podem resultar no início de um acidente e por decorrência na perda de um ou mais sistemas de mitigação de acidentes.

O objetivo deste trabalho é realizar uma atualização da análise de inundação interna nas salas de componentes de segurança de Angra 1. Selecionou-se um compartimento específico, onde estão localizadas as bombas do Sistema de Resfriamento de Componentes, e utilizou-se a atualização do estudo de falha em tubulações [5].

Ao finalizar o trabalho, obter-se-á uma metodologia que possibilita realizar a análise da probabilidade da ruptura de tubulação e, também, que verifica o impacto de medidas preventivas que possam minimizar e mitigar a ocorrência de inundação em compartimentos.

## **1.2 DESCRIÇÃO DO TRABALHO**

O capítulo 2 descreve a metodologia adotada para realização da APS da usina de Angra 1[6]. A análise foi realizada com base no procedimento elaborado pela AIEA [7] para condução de análises probabilísticas de segurança, nível 1, em usinas nucleares.

Esta metodologia é uma das principais bases da abordagem probabilística e foi parcialmente empregada. São descritas as etapas seguidas para uma APS de inundação, com a finalidade de se determinar a frequência de dano ao núcleo.

O capítulo 3 apresenta a metodologia utilizada para se determinar a frequência de ruptura de tubulações, que foi obtida através do estudo desenvolvido por [5].

O capítulo 4 apresenta um estudo de caso. Selecionou-se o compartimento onde estão localizadas as bombas do Sistema de Resfriamento de Componentes e realizou-se, através da aplicação da metodologia descrita no capítulo 3, a análise da frequência de ruptura da tubulação do Sistema de Água de Serviço, que percorre o interior do compartimento e, se ocorrer, causará danos às bombas do SRC. Determinou-se então a frequência de danos ao equipamento e a frequência de danos ao núcleo devido à perda das bombas do SRC.

O capítulo 5 apresenta as conclusões e recomendações sobre a aplicação de uma abordagem probabilística do perigo de inundação.

## **2 ANÁLISE DE INUNDAÇÃO INTERNA DE ANGRA 1**

### **2.1 INTRODUÇÃO**

De acordo com [8], eventos externos são iniciadores de acidentes que geralmente não são considerados durante a realização de uma APS realizada para eventos internos. Alguns eventos externos, como a ruptura de uma tubulação que ocorre no interior da planta, e outros, como terremotos e tornados que ocorrem fora dela, podem causar falhas tal como os eventos internos.

A APS de inundação interna da usina de Angra 1 [6], foi realizada visando estimar a contribuição à frequência de danos ao núcleo devido ao evento iniciador postulado Inundação Interna, bem como avaliar os efeitos potenciais de falhas de equipamentos devido à submersão.

Consistiu na avaliação dos eventos capazes de promover um desarme da unidade e resultar na perda de componentes de mitigação de acidentes ou de desligamento seguro.

Os cenários potenciais selecionados na análise consistiram daqueles resultantes de vazamentos e rupturas de tubulações, válvulas, bombas, juntas de expansão, tanques e trocadores de calor.

### **2.2 METODOLOGIA**

A análise foi desenvolvida em todas as áreas da usina, com o propósito de refinar os cenários de inundação que podem ocorrer potencialmente nos compartimentos.

As áreas foram avaliadas, para excluir as que dariam uma contribuição insignificante à frequência de degradação do núcleo, mesmo se os todos equipamentos ali localizados falhassem devido à inundação.

As áreas foram agrupadas em zonas de inundação, para seleção daquelas em que, se o evento ocorrer e todos os equipamentos localizados na área ficarem inoperantes, ocorrerá o desarme da unidade e pelo menos um equipamento de mitigação de acidente falhará.

Buscou-se identificar as fontes potenciais de inundação e as alturas críticas dos componentes de mitigação e realizou-se uma estimativa das taxas de vazão dos componentes. Só se considerou que a submersão ocorreria se a fonte de inundação tivesse uma taxa de vazão suficiente para causar acúmulo de água na sala, excedendo a vazão de drenagem, e tivesse capacidade volumétrica suficiente para encher a sala até a altura necessária, provocando a falha do equipamento e causando um desarme da usina.

Realizou-se também uma avaliação para verificar a possibilidade da ocorrência de uma inundação devido às atividades de manutenção.

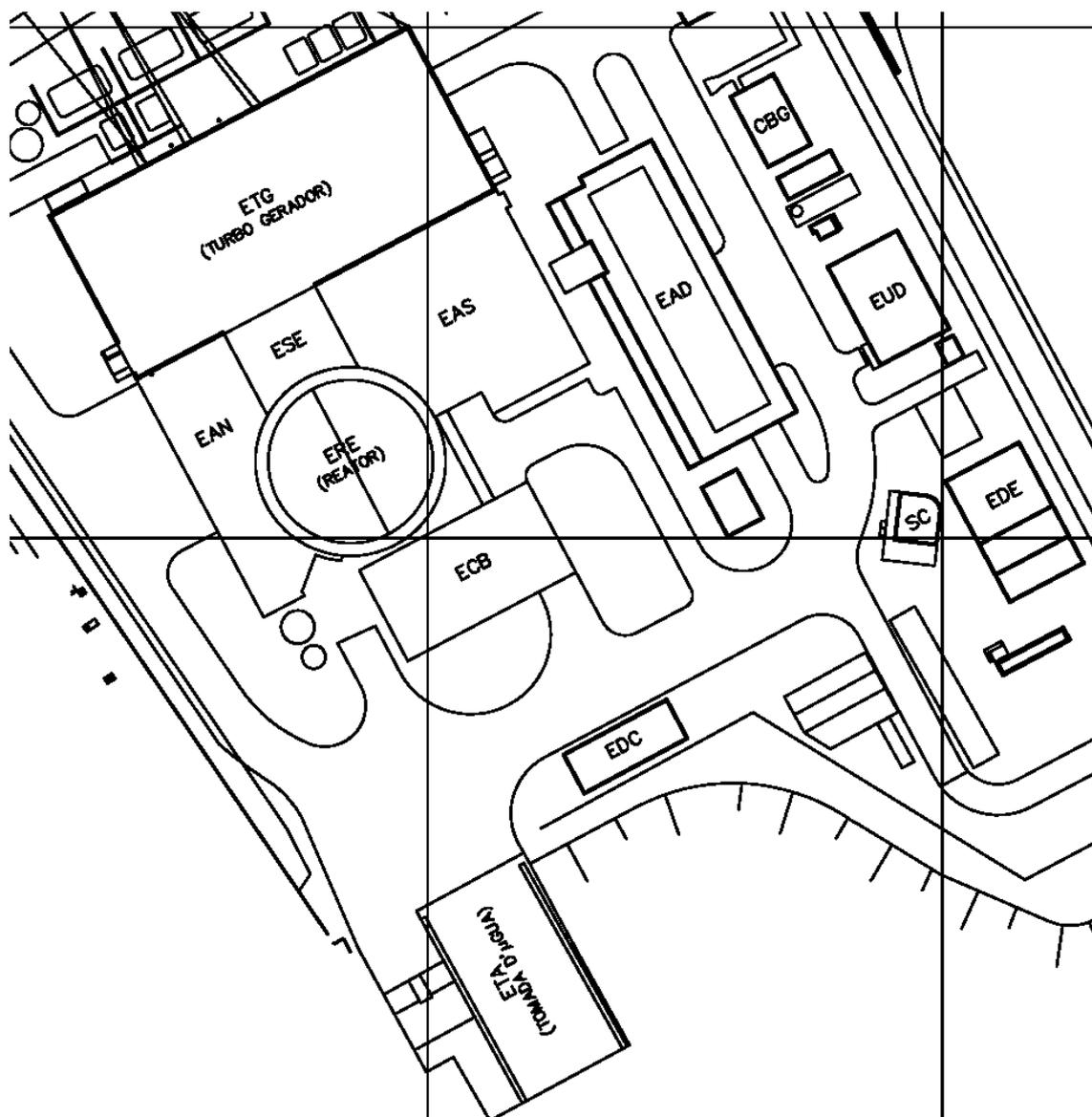
Para cenários envolvendo a submersão de equipamentos, foi considerada a possibilidade do operador intervir na progressão da inundação e isolar o vazamento, ou escoar o acúmulo da inundação para evitar um desarme da unidade, assim como a recuperação potencial dos sistemas.

Também foi estimado o tempo disponível desde o início da inundação até o dano do sistema de mitigação de acidente em análise.

## **2.2.1 SELEÇÃO DAS ZONAS DE INUNDAÇÃO**

Realizou-se a seleção das zonas de inundação adotando-se o critério que em cada zona deveria existir pelo menos um componente de mitigação de acidente, e se os componentes ali localizados se tornassem inoperantes, ocorreria o desarme do reator.

A Figura 1 mostra a planta dos edifícios da Usina Nuclear de Angra 1. As zonas de inundação selecionadas para a análise estão localizadas no Edifício Auxiliar Norte - EAN, Edifício de Segurança - ESE, Edifício Auxiliar Sul - EAS, Edifício do Turbogenerador – ETG, Edifício dos Geradores Diesel de Emergência - EDE e Estrutura da Tomada d'Água - ETA.



- ETG - Edifício do Turbogenerador
- EAN - Edifício Auxiliar Norte
- ESE - Edifício de Segurança
- EAS - Edifício Auxiliar Sul
- ERE - Edifício do Reator
- ECB - Edifício do Combustível
- EAD - Edifício de Administração
- CBG - Casa de Bateria e do Gerador de Emergência
- EUD - Edifício das Unidades Desmineralizadoras
- EDE - Edifício dos Geradores Diesel de Emergência
- EDC - Edifício de Cloração
- ETA - Estrutura da Tomada d'Água
- SC - Sala de Calibração

Figura 1 – Planta dos Edifícios da Usina Nuclear de Angra 1

As zonas foram combinadas em cinco zonas principais, sendo distribuídas da seguinte maneira:

- Zona 1:

Subdividida em 1A, 1B e 1C, engloba os Edifícios Auxiliar Norte, Auxiliar Sul e de Segurança.

Nesta zona estão localizados os principais sistemas de segurança, entre eles, o sistema de injeção de segurança, sistema de remoção do calor residual, sistema de água de alimentação auxiliar, sistema de água de resfriamento de componentes, sistema de *spray* da contenção, sistema de controle químico e volumétrico e geradores diesel de reserva 1A e 1B.

As fontes de inundação existentes na zona 1, correspondem aos sistemas supracitados e ao sistema de água de serviço, cuja ruptura poderá ocorrer antes da entrada nos trocadores de calor do SRC.

- Zona 2:

Engloba as salas de cabos, do disjuntor principal, dos carregadores de baterias, dos inversores, das baterias e das barras DC.

O cenário identificado nesta zona, consiste na ruptura da tubulação do Sistema de Água de Proteção contra Incêndio que passa no corredor, entre as respectivas salas.

- Zona 3:

Corresponde ao Edifício da Turbina. Nesta zona, além dos sistemas relacionados ao turbogerador, estão instalados o sistema de ar de instrumentos, os

barramentos de serviço de 4160V (1A1 e 1A2), as barras de 480V (1B1A e 1B2A) e os CCMs.

Os componentes de interesse na mitigação de acidentes são as bombas de água de alimentação principal e os compressores de ar de instrumentos. As fontes de inundação identificadas para cenários envolvendo esta zona consistem no sistema de água de circulação, sistema de água de resfriamento do edifício da turbina e sistema de água de proteção contra incêndio.

- Zona 4:

Consiste das salas dos geradores diesel 3 e 4, que são componentes importantes na mitigação de acidentes, e a fonte de inundação identificada nesta zona é o sistema de água de serviço.

- Zona 5:

Consiste exclusivamente da tomada d'água, onde estão as bombas do sistema de água de serviço e as salas dos transformadores de alimentação. A fonte de inundação identificada nesta zona é o sistema de água de serviço.

## **2.2.2 FONTES POTENCIAIS DE INUNDAÇÃO**

As fontes potenciais de inundação, assim como as alturas dos componentes de mitigação em relação ao piso, foram identificadas nas zonas de inundação durante inspeções realizadas no campo e através das análises das plantas da usina. Os volumes críticos foram calculados considerando-se as informações coletadas em cada zona, sendo subtraído o espaço ocupado por componentes, paredes e colunas de concreto.

Efetuiu-se a análise dos vazamentos possíveis de ocorrer, devido a rupturas das diversas tubulações existente nos compartimentos, e das rupturas das juntas flexíveis de expansão encontradas nas linhas dos sistemas localizados no ETG - zona 3, nos geradores diesel - zona 4 e na zona 1A.

Para os trocadores de calor consideraram-se os seguintes tipos de ruptura:

- ruptura da conexão da linha para o trocador de calor; e
- ruptura do corpo do trocador de calor.

O primeiro tipo de ruptura já está coberto na análise de ruptura de tubulações, e as fontes de inundação identificadas são o sistema de água de circulação, sistema de água de serviço e sistema de água de resfriamento da turbina.

O segundo tipo de ruptura não foi considerado, pois os volumes correspondentes não causariam submersão de nenhum equipamento de segurança, por serem inferiores aos volumes críticos das suas zonas correspondentes.

### **2.2.3 SUBMERSÃO DE EQUIPAMENTOS**

Realizou-se uma avaliação de cenários de inundação envolvendo a submersão de equipamentos de mitigação de acidentes, com base na importância dos componentes, nas características das salas onde estão instalados e da presença ou não de fontes potenciais.

#### **2.2.3.1 TAXAS DE VAZÃO DAS FONTES DE INUNDAÇÃO**

Considerou-se a taxa de vazão máxima, em alguns casos, correspondente à capacidade máxima de descarga das bombas, obtida através das informações constantes

dos manuais dos equipamentos. Para as que foram calculadas utilizou-se a equação de Bernouilli [9], dada por:

$$Q = A (\Delta P / \rho.K.\ell e)^{1/2} \quad (2-1)$$

onde:

Q = Vazão (gpm);

A = Área de escoamento (ft<sup>2</sup>);

$\Delta P$  = Variação de pressão (psig);

$\rho$  = Massa específica da água (62,4 lbm/ft<sup>3</sup>);

K = Fator de atrito = 1,0 - através de tubulações;

= 2,5 - através de vãos de portas;

= 16 - através de drenos de piso; e

$\ell e$  = coeficiente de ajuste = 1,0.

De acordo com [10], quando o coeficiente de descarga é desconhecido ou incerto, utiliza-se o valor do coeficiente de ajuste igual a 1,0, para maximizar os fluxos computados.

### **2.2.3.2 CAPACIDADE DE DRENAGEM**

Foram realizados dois estudos relativos à capacidade de drenagem:

- Capacidade máxima de drenagem; e
- Estudo da capacidade de drenagem das zonas de inundação.

A capacidade máxima de drenagem foi calculada somando-se a capacidade de drenagem de cada caminho identificado, obtida a partir do nível da água igual à altura

crítica da sala. A altura crítica é uma estimativa conservadora da altura a partir da qual ocorreriam danos aos componentes de mitigação.

Deve-se ressaltar que não foram consideradas as fontes de inundação que apresentaram taxas de vazão menores do que a capacidade de drenagem.

Consideraram-se os caminhos de drenagem de seguinte maneira:

1. fluxo através de vãos nas bases das portas;
2. fluxo através de drenos e poços;
3. fluxo através de aberturas para aliviar a inundação; e
4. fluxo através de abertura de portas.

Identificaram-se os seguintes caminhos de drenagem para as zonas selecionadas:

- Zonas 1A/1B/1C: Edifícios Auxiliares e de Segurança

Os drenos estão ligados diretamente ao tanque de drenos onde atuam as bombas de drenos, logo, a capacidade de drenagem é determinada pela capacidade das bombas.

- Zona 2: Sala de Cabos

Nesta região não foram identificados drenos no piso.

- Zona 3 : Edifício do Turbogenerador

Os drenos instalados na zona 3 são conectados a um dos dois poços, que possuem 4 bombas de drenos combinadas para fornecer o fluxo de drenagem. Assume-

se que há 2 bombas de 4 operáveis no evento de um cenário de inundação, e a capacidade de vazão calculada das duas bombas é de 100 gpm.

- Zona 4: Edifício dos Geradores Diesel 3 e 4

As salas que compreendem a zona 4 são as salas dos geradores diesel GD3 e GD4. O sistema de drenagem do piso para as salas dos GD consiste num poço localizado em cada sala, os quais estão conectados a uma tubulação de drenagem de 4 polegadas. Visto que o poço é grande em comparação à tubulação à qual cada um é conectado, a capacidade de drenagem limitante no sistema de drenagem foi considerada igual à capacidade de fluxo da tubulação de 4 polegadas.

- Zona 5: Estrutura da Tomada d'Água

Existem drenos de piso e duas grandes aberturas no piso com tampas que podem ser içadas manualmente, permitindo o escoamento para o mar. A capacidade de drenagem para os drenos de pisos foi estimada calculando-se a capacidade de vazão da própria tubulação de drenagem.

Aberturas capazes de drenar água de inundação foram identificadas nas zonas 1A, 4 e 5.

Na zona 1A, na elevação +5,15 m do EAN, existem duas aberturas fechadas por grades para permitir substituição de equipamentos em elevações inferiores (+0,60 m e -1,40 m). Na elevação +0,60 m, na sala próxima às bombas do SAAA, há uma abertura no piso, mas fechada com lajes de concreto. Na elevação -1,40 m existe uma abertura na parede de ligação entre as salas das bombas e os trocadores de calor do SRC.

### 2.2.3.3 VOLUMES CRÍTICOS DE INUNDAÇÃO

Para a determinação do volume de acumulação de água necessário para causar falha em equipamentos de mitigação de acidentes em cada zona de inundação, denominado volume crítico de inundação, utilizou-se a seguinte expressão:

$$V_c = A \cdot H_c \cdot X \quad (2.2)$$

onde :

$V_c$  = Volume crítico (gal);

$A$  = Área da superfície (ft<sup>2</sup>);

$H_c$  = Altura crítica (ft);

$X$  = Fração de vazio, que é a fração do espaço ocupado pelos equipamentos, paredes e estruturas de sustentação.

### 2.2.3.4 TEMPO DE ISOLAMENTO

O tempo necessário para se evitar a submersão dos equipamentos, é obtido basicamente pela divisão entre o volume crítico de inundação e o resultado da diferença entre a vazão da fonte de inundação e a vazão de drenagem.

A análise de sensibilidade para a estimativa do tempo de isolamento ( $T_{\text{Isol}}$ ) realizada na referência [6], teve como base os parâmetros relativos ao diâmetro da tubulação e ao tamanho da ruptura (pequena, média e grande), e apresentou os seguintes resultados:

- $T_{\text{Isol}} < 2\text{h}$

- rupturas grandes
- rupturas médias para tubulações com diâmetro  $\geq 4$  polegadas
- rupturas pequenas para tubulações com diâmetro  $\geq 6$  polegadas
- $2 < T_{\text{Isol}} < 6\text{h}$
- rupturas médias para tubulações com diâmetro  $< 4$  polegadas
- rupturas pequenas para tubulações com diâmetro entre 4 e 6 polegadas
- $T_{\text{Isol}} \geq 6\text{h}$
- rupturas pequenas para tubulações com diâmetro  $< 4$  polegadas

### **2.2.3.5 FREQUÊNCIA DO EVENTO INICIADOR INUNDAÇÃO INTERNA**

Algumas técnicas para identificação dos eventos iniciadores de uma APS de eventos internos são descritas em [7]. A seguir, cada evento iniciador deve ser verificado de forma a determinar se ele pode ser induzido por inundação.

Esta tarefa determina a lista de componentes usados ou relacionados na APS em termos de seu potencial, como resultado de inundação, para causar um evento iniciador que requeira alguma forma de controle ou ação de mitigação manual ou automática.

Os eventos iniciadores identificados devem ser os mesmos que os incluídos na APS para eventos internos. Entretanto, alguns eventos iniciadores da APS de eventos internos podem ser excluídos por meio de um critério de frequência mínima de ocorrência. Nesses casos, deve-se levar em consideração que uma inundação pode causar falhas mais severas do que as consideradas ou modeladas previamente. Dessa forma, torna-se adequada a criação de um novo modelo de seqüência de eventos para avaliação.

É importante observar que a verificação do potencial de eventos iniciadores para inundação deve também incluir os efeitos dos sistemas de suporte envolvidos na operação normal do reator.

Os eventos iniciadores que surgem desta verificação podem geralmente ser caracterizados como um dos seguintes:

- a) eventos que levam à parada controlada do reator;
- b) desarme do reator iniciado pelo operador;
- c) transientes que levam a um desarme automático do reator;
- d) acidente com perda de refrigerante do circuito primário; e
- e) eventos resultando em liberação de radioatividade do núcleo.

Na APS de Angra 1 [6], as frequências de ruptura das tubulações foram estimadas utilizando-se a referência [11] e consideradas como a frequência do evento iniciador relativa à perda dos equipamentos selecionados.

#### **2.2.3.6 PROBABILIDADES DE ERRO HUMANO (HEP)**

Estimou-se as probabilidades de erro humano utilizando-se uma avaliação baseada em [12], que apresenta tabelas de HEP, cujos valores são considerados probabilidades nominais. Os valores apresentados são genéricos, pois baseiam-se na opinião de especialistas, em função de dados coletados em situações reais e simuladas, realizadas por operadores de centrais nucleares. Cada uma das tabelas refere-se a erros específicos, associados a atividades concretas e para cada componente da atividade atribuem-se valores numéricos.

A consideração da influência de alguns fatores básicos sobre o desempenho do indivíduo é a maior concessão que o THERP faz com relação à natureza humana, em

função da origem de erro. Fatores como experiência, nível de estresse e habilidade, entre outros, são usados para modificar as probabilidades de erro humano.

A aplicação do THERP segue uma lógica de revisão de cada procedimento, para identificar os passos essenciais para completar a tarefa, e verificar se há mecanismos de recuperação, tais como verificação de vazão, posição de válvula, etc., nos procedimentos.

Além da recuperação, que tem o impacto de reduzir o valor de HEP, fatores multiplicadores podem ser adotados para aumentar o valor de HEP para ações que sejam julgadas como não executadas, sejam as mesmas pouco explícitas no procedimento, ou então tenham que ser realizadas em ambiente de grande tensão.

As frequências de erros em função do tempo [12] basearam-se em dados coletados de equipes de operadores da central nuclear, que podem, em um simulador, tratar de diferentes tipos de acidentes. Estes dados incluem o tempo empregado para chegar ao diagnóstico correto e o número de equipes que chegaram ao diagnóstico correto.

As probabilidades de erro humano para cada zona específica foram consideradas para representar a falha em isolar a ruptura ou desviar a inundação antes desta atingir a altura crítica.

A Tabela 1 fornece os critérios utilizados na referência [6] para o estudo inicial das probabilidades de erro humano (HEP) para isolamento/recuperação de eventos de inundação, para todas as inundações envolvendo submersão de equipamentos.

Os valores de HEP são considerados conservadores para intervalos de tempo relativamente grandes, associados com cada HEP, pois assume-se que a detecção da inundação seja rápida devido às seguintes razões:

- As bombas de drenos instaladas em zonas de inundação têm alarmes sonoros na sala de controle;
- As bombas do SRCR, SIS e SEC, localizadas na elevação -12,05m do edifício de segurança, possuem alarmes, e o operador numa eventual anormalidade, é instruído a se deslocar para o local.

Tabela 1 – Probabilidade de Erro Humano (HEP)

<b>Tempo para Diagnóstico e Resposta</b>	<b>Probabilidade de Erro Humano (HEP)</b>
Menor que 1 hora	1,0
Entre 1 e 2 horas	0,5
De 2 a 6 horas	0,1
Maior que 6 horas	0,01

#### **2.2.4 EVENTOS DE INUNDAÇÃO CAUSADOS POR ATIVIDADES DE MANUTENÇÃO**

Assumiu-se que a ocorrência de inundação causada por erro humano ou falha no isolamento do componente, ocasionada por atividades de manutenção é relativamente baixa, não sendo inserida na análise, em virtude das seguintes considerações:

- 1- Os procedimentos requerem que o sistema seja isolado e cartões de isolamento colocados;
- 2 - A manutenção não é realizada se válvulas de isolamento estiverem com vazamentos excessivos;
- 3 - Quando um componente está isolado, e a atividade de manutenção está em andamento, técnicos estão presentes na maior parte do tempo em que o sistema estiver aberto; e
- 4 - Normalmente, manutenção *on-line* de trocadores de calor relacionados à segurança, balanço de trocadores de calor ou bombas são feitos em curto espaço de tempo, devido às restrições impostas pelos limites operacionais.

### **2.3 AVALIAÇÃO DE SENSIBILIDADE E INCERTEZAS**

A análise de sensibilidade é importante para a interpretação dos resultados da avaliação do perigo de inundação e deve ser considerada como complemento para uma análise de incertezas. Determina a sensibilidade dos resultados da APS para as suposições, modelos e dados de entrada.

A análise das incertezas realiza uma discussão qualitativa e medidas quantitativas das incertezas nos resultados da avaliação do perigo de inundação. Este esforço focaliza a avaliação de várias medidas de risco relacionado à inundação, como por exemplo a frequência de dano ao núcleo decorrente de uma inundação.

Existem duas principais fontes de incertezas numa avaliação do perigo de inundação: estimativa das frequências dos eventos iniciadores e estimativa da probabilidade de falha do operador no isolamento ou recuperação dos equipamentos indisponibilizados.

A discussão mais detalhada a respeito das fontes potenciais de incertezas num modelo de APS e métodos usados para a propagação de incertezas no modelo, está descrita em [13].

### **2.3.1 ESTIMATIVA DE FALHA DO OPERADOR**

Baseia-se principalmente na análise das alturas nas quais os equipamentos ficam submersos, no tempo de isolamento e nas probabilidades de erro humano.

A probabilidade de erro humano necessita ser avaliada a partir de uma visão integrada de uma cadeia de eventos completa, isto é, do início da inundação até a ocorrência de danos à usina. Deve-se considerar o intervalo de tempo disponível para o operador completar a tarefa, a possibilidade de eventos que possam retardar as ações, os dispositivos de detecção, a disponibilidade de iluminação, e a adequação de procedimentos pós-falha.

As ações operacionais podem ser examinadas para assegurar uma estimativa mais realista da probabilidade de falha das ações consideradas no modelo de eventos internos e para incluir a recuperação de um componente falho, se esta for possível.

Tudo isto deve ser feito dentro do intervalo de tempo disponível, como estabelecido pelas condições de dano à usina e ao núcleo.

## **2.4 HISTÓRICO DE EVENTOS RELACIONADOS COM INUNDAÇÃO**

Foram analisados os Relatórios de Incidentes Operacionais e os Relatórios de Eventos Significativos da usina de Angra 1, buscando-se os eventos envolvendo

vazamentos devido à ruptura de tubulações, juntas, flanges, tanques e trocadores de calor.

Desde o início da operação comercial em 1985, conforme descrito na referência [6], apenas quatro eventos ocorreram com acúmulo de água. Todavia, estes eventos não ocasionaram nenhum dano ou a perda de equipamentos relacionados à segurança.

## **2.5 FREQUÊNCIAS DE DANOS AO NÚCLEO**

Para se obter as frequências de danos ao núcleo associadas à inundação, utilizou-se a frequência de danos ao equipamento como a frequência do evento iniciador.

Os resultados obtidos, conforme a referência [6], são mostrados na Tabela 2.

Tabela 2 - Frequências de Danos ao Núcleo Associadas à Inundação Interna

<b>Zona de Inundação</b>	<b>Equipamentos Danificados</b>	<b>Fontes Primárias / Sistemas</b>	<b>Árvore de Eventos</b>	<b>Frequência de Danos ao Equipamento</b>	<b>Frequência de Danos ao Núcleo</b>
1A (elev. -1,40 m)	CC-3A/3B/3C, CC-1A/1B, CCM-4B4	SW	TCC	$9,2 \times 10^{-6}$ / ano	$1,26 \times 10^{-7}$ / ano
1C (elev. -12,05 m)	Bombas SIS, SRCR e SEC (um trem)	AFW-4, FP- AFW e SW-AFW	T3	$1,0 \times 10^{-5}$ / ano	$1,29 \times 10^{-13}$ / ano
3 (elev. +2,05 m)	Bombas FW's e Ar de Instrumentos	CW, CW-36, CW-10, CW-2 , FP-2, FP-10 e FP- 4	TIA	$2,3 \times 10^{-5}$ / ano	$5,88 \times 10^{-9}$ / ano
5 (elev. +5,15 m)	Bombas CW- 1A/B	SW	TSW	$7,7 \times 10^{-7}$ / ano	$1,60 \times 10^{-8}$ / ano

### **3 ANÁLISE DA RUPTURA DE TUBULAÇÕES**

#### **3.1 INTRODUÇÃO**

A atualização do estudo da ruptura de tubulações elaborado na referência [5], teve como objetivo expandir a base de dados para eventos de falha de tubulação em usinas nucleares e o uso destes dados para determinar a taxa de falhas.

O estudo incluiu a revisão detalhada de relatórios dos eventos ocorridos em diversas usinas para identificar e categorizar os eventos de falha de tubulação.

Estes dados foram usados para calcular as taxas de falha de tubulação em sistemas relacionados à segurança. O estudo apresenta os resultados dos cálculos destas taxas de falha, incluindo:

- Taxa de falha genérica por seção de tubo por hora;
- Taxa de falha genérica pelo tipo de planta;
- Taxa de falha pela medida do tubo e tipo de sistema;
- Probabilidade condicional de ruptura de medidas equivalentes; e
- Fatores de correção de taxa de falha por idade da planta e causa de falha.

A quantificação dos resultados é apresentada em termos de "taxas de falhas" para sistemas específicos e combinações de grupos de dimensões de tubos.

As primeiras estimativas de taxas de falhas de tubulações aplicáveis para usinas nucleares foram apresentadas em [14]. Estas estimativas foram baseadas em ocorrências de falhas em instalações nucleares e não nucleares.

Outros estudos também foram desenvolvidos para quantificação de falhas de tubulação, conforme [15].

A probabilidade de falha do segmento de tubulação está relacionada a diversos parâmetros. Entre os parâmetros utilizados diretamente para quantificar o modelo, estão as dimensões da tubulação e o tipo do sistema.

Outros atributos tais como o material do tubo, a configuração geométrica, as características do fluido, o número de "cotovelos", número de soldas, materiais e processos de soldagens são importantes e também devem ser considerados.

A influência das soldas e das zonas termicamente afetadas, nas taxas de falha, são discutidas em [16].

Os percentuais de falhas em pontos específicos da tubulação são mostrados no Apêndice 1, os percentuais de falhas em tipos de materiais mostrados no Apêndice 2 e os métodos de detecção de falhas em tubulação são apresentados no Apêndice 3.

## **3.2 METODOLOGIA**

### **3.2.1 FRONTEIRAS PARA COMPONENTES DE TUBULAÇÃO**

O primeiro passo no processo de estimação da taxa de falha, é a definição da fronteira para os componentes da tubulação. As fronteiras para os componentes podem ser definidas pelas soldas adjacentes da tubulação, pelo comprimento específico, pelo sistema completo ou pelas seções da tubulação.

Este estudo foi realizado utilizando-se as seções de tubulação, pelo fato de se ter como vantagem a possibilidade de estimar corretamente o número de seções através da consulta aos diagramas de tubulação e também porque as outras alternativas, referentes ao número de soldas e ao comprimento da tubulação, estão implícitas na definição da seção do tubo.

### 3.2.2 SEÇÃO DE TUBO

A seção do tubo é o segmento de tubulação, contida entre as maiores discontinuidades, tais como válvulas, bombas, reduções [14].

A seção do tubo possui basicamente de 10 a 100 pés de comprimento, contém de quatro a oito soldas e pode também possuir de um a três cotovelos ou flanges, que contribuirão com a contagem do número de soldas.

### 3.2.3 MODELO PARA QUANTIFICAÇÃO DA PROBABILIDADE DE FALHA

Para um intervalo de tempo especificado, as falhas de tubulação podem ser postuladas considerando a acumulação dos efeitos de todos os defeitos existentes, carregamentos, mecanismos de degradação, ou sob uma demanda específica ou condições de impacto.

É possível, a princípio, modelar a frequência da falha para o segmento de tubulação da seguinte maneira:

$$\phi = \sum_i f_i \cdot p_i + f_r \quad (3-1)$$

onde:

$f_i$  = frequência dos “i” tipos de eventos iniciais de falha (/ ano);

$p_i$  = probabilidade condicional de falha para o evento iniciador tipo “i”; e

$f_r$  = frequência residual de falha de mecanismos que poderão causar a falha sem a ocorrência de um evento iniciador como corrosão e fadiga (/ ano).

### 3.2.4 EQUAÇÃO DA PROBABILIDADE DE FALHA

Para aplicações envolvendo cálculos da probabilidade de falha, é necessária uma equação que seja baseada em falhas no tempo, na qual sejam levados em conta os efeitos acumulados dos defeitos, impactos e mecanismos de degradação no intervalo de tempo de interesse.

A função distribuição de probabilidade  $F(t)$  é a probabilidade do componente falhar em algum tempo durante o intervalo de tempo de 0 a  $t$ , e é escrita como:

$$F(t) = \int_0^t f(t)dt \quad (3-2)$$

Na equação:

$$f(t) = Z(t) \exp\left(-\int_0^t Z(t)dt\right) \quad (3-3)$$

$f(t)$  é a função densidade de probabilidade [17], e  $Z(t)$  é a taxa de falha. A taxa de falha  $Z(t)$  é a probabilidade condicional por unidade de tempo de falha entre  $t$  e  $t + dt$ . A confiabilidade do componente é definida como a probabilidade que ele não irá falhar até o tempo  $t$ , e é desta forma o complemento de  $F(t)$ , dado por:

$$R(t) = [1 - F(t)] \quad (3-4)$$

Outras relações utilizadas são:

$$Z(t) = f(t) / [1 - F(t)] \quad (3-5)$$

$$Z(t) = f(t) / R(t) \quad (3-6)$$

Além disso:

$$\text{Probabilidade de falha entre } t \text{ e } t + dt = f(t)dt \quad (3-7)$$

Probabilidade condicional de falha entre  $t$  e  $t + dt = Z(t)dt$ , ou a probabilidade de

falha ocorre em  $(t, t + dt)$ .

Se  $Z(t)$  é constante com o tempo, e denotado por  $Z$ , então  $F(t)$  poderá ser escrito como:

$$F(t) = 1 - \exp[-Z.t] \quad (3-8)$$

$$\approx Z.t \text{ para } Z.t < 0,1 \quad (3-9)$$

### 3.2.5 ESTIMAÇÃO DA TAXA DE FALHAS

A taxa de falha do componente dependente do tempo,  $Z(t)$ , na população de componentes idênticos, é definido por [18] como:

$$Z(t) = \{[n(t_i) - n(t_i + dt_i)] / n(t_i)\} \cdot dt_i, \text{ para } t_i < t \leq t_i + dt_i \quad (3-10)$$

onde:

$t_i$  = intervalo de tempo  $i$

$n(t_i)$  = número de componentes operando no tempo  $t_i$

$dt_i$  = intervalo diferencial de tempo

### 3.2.6 EQUAÇÃO DA TAXA DE FALHA DE RUPTURA

É assumido que a taxa de falha do componente em um específico modo de falha no tempo  $t$ , para a população de componentes idênticos pode ser escrita em termos de variáveis separadas como:

$$Z(t) = Z_{av}.g(t) \quad (3-11)$$

Onde  $Z_{av}$  é a taxa de falha média que depende de outros atributos e  $g(t)$  é a função normalizada que depende somente do tempo.

### 3.2.7 PROBABILIDADE CONDICIONAL DE FALHA

A Tabela 3 apresenta os valores das probabilidades condicionais de ruptura, para dimensões equivalentes de tubos, e nela é usada a seguinte definição:

-  $P_{i/j}$  = Probabilidade condicional que a ruptura no grupo  $j$  possa ter uma área de ruptura equivalente à do grupo  $i$ .

Tabela 3 - Probabilidade Condicional de Ruptura em Dimensões Equivalentes

<b>Ruptura em Tubo Tamanho Médio (<math>2'' \leq ID &lt; 6''</math>)</b>	
Probabilidade de Falha Pequena (P1/2)	1/2
Probabilidade de Falha Média (P2/2)	1/2
<b>Ruptura em Tubo Tamanho Grande (<math>6'' \leq ID</math>)</b>	
Probabilidade de Falha Pequena (P1/3)	1/4
Probabilidade de Falha Média (P2/3)	1/4
Probabilidade de Falha Grande (P3/3)	1/2

A tabela 4 apresenta as taxas de falha de ruptura para cada sistema genérico nos grupos 1, 2 e 3, que são classificados pelas medidas dos diâmetros internos dos tubos.

Tabela 4 – Taxa de Falha de Ruptura para Cada Sistema Genérico  
nos Grupos 1, 2 e 3

Nome do Grupo de Sistemas	Taxa de Falha (por seção-hora) para Cada Grupo de Tamanho de Tubo		
	Grupo 1 .5" ≤ ID < 2"	Grupo2 2" ≤ ID < 6"	Grupo 3 ID ≥ 6"
BWR RCS	7,54 E-11	1,05 E-10	1,06 E-10
PWR RCS	2,13 E-10	1,70 E-11	2,87 E-11
BWR SIR	1,47 E-09	2,02 E-09	2,06 E-09
BWR OSR	8,65 E-10	2,12 E-10	6,62 E-10
BWR FWC	2,30 E-09	1,17 E-09	3,40 E-10
BWR ST	7,62 E-11	2,72 E-10	9,63 E-10
PWR SIR	1,42 E-09	1,13 E-10	1,92 E-10
PWR OSR	7,09 E-10	7,03 E-11	1,39 E-10
PWR FWC	7,39 E-10	1,17 E-09	6,40 E-10
PWR ST	3,50 E-10	9,77 E-10	8,90 E-10
PWR	6,01 E-10	3,98 E-10	5,64 E-10
BWR	8,54 E-10	4,66 E-10	8,26 E-10

A seguir são apresentadas as seguintes definições:

- Z = Taxa média de falha de ruptura dos três grupos;
- $Z_i$  = Taxa de falha de ruptura para a seção no grupo i, sendo  $i = 1,2,3$ ;
- $C_i$  = Fator de correção nos grupos  $i = 1,2,3$ , que é calculado utilizando-se os percentuais de falhas relativos a erosão/corrosão, apresentados na Tabela 5;

Tabela 5 - Porcentagem de Categorias de Causa de Falhas

Categoria de Causa	Porcentagem de Eventos de Falhas			
	Grupo 1	Grupo 2	Grupo 3	Total
Ciclo de Fadiga Alto/Baixo	48%	21%	9%	31%
Erosão/Corrosão	15%	32%	53%	30%
Projeto Fabricação Instalação Construção	--	--	--	7%
Manutenção Procedimento	--	--	--	7%
Martelo d'água	--	--	--	7%
Desconhecida	--	--	--	7%
Cargas Dinâmicas Cavitação	--	--	--	4%
Outras: Tensão Tensão Térmica Carga Térmica Carga Estática Impacto	--	--	--	7%

- $Z_{small}$  =Taxa de falha de ruptura para o sistema ou um dos subsistemas , no grupo 1, e/ou grupo 2 e 3 com área de ruptura equivalente ao grupo 1;
- $Z_{medium}$  =Taxa de falha de ruptura para o sistema ou um dos subsistemas, no grupo 2, e/ou grupo 3 com área de ruptura equivalente ao grupo 2;
- $Z_{large}$  =Taxa de falha de ruptura para o sistema ou um dos subsistemas , no grupo 3, com área de ruptura equivalente ao grupo 3; e
- $n_i$  = número de seções do tubo no grupo “ i “ do sistema ou subsistema,  $i = 1, 2, 3$ .

$$Z_i = Z \cdot C_i, i = 1, 2, 3 \quad (3-12)$$

As taxas de falha nos três grupos dos sistemas ou subsistemas equivalentes podem ser escritas como:

$$Z_s = (Z_1 \cdot n_1) + (Z_2 \cdot P_{1/2} \cdot n_2) + (Z_3 \cdot P_{1/3} \cdot n_3) \quad (3-13)$$

$$Z_m = (Z_2 \cdot P_{2/2} \cdot n_2) + (Z_3 \cdot P_{2/3} \cdot n_3) \quad (3-14)$$

$$Z_l = Z_3 \cdot P_{3/3} \cdot n_3 \quad (3-15)$$

## **4 ESTUDO DE CASO**

### **4.1 INTRODUÇÃO**

Em [19] está estabelecido que os eventos cuja contribuição para a frequência de dano ao núcleo seja maior ou igual a  $1E - 07$  / ano deverão ser avaliados.

Neste estudo de caso será realizada uma atualização da análise de inundação interna da zona 1A, localizada na elevação – 1,40m do EAN, considerando que o valor encontrado em [6] para a frequência de dano ao núcleo associada à inundação na respectiva zona foi igual a  $1,26E-07$  / ano.

A frequência de dano ao equipamento foi considerada como a frequência do evento iniciador Inundação Interna, e corresponde à perda das três bombas do sistema de resfriamento de componentes em virtude da inundação provocada pela ruptura da tubulação do sistema de água de serviço.

### **4.2 SISTEMA DE ÁGUA DE SERVIÇO**

A seguir, são apresentados para o SAS, de acordo com [20] a função, as bases de projeto, a descrição operacional, a descrição dos equipamentos e as especificações técnicas.

#### **4.2.1 FUNÇÃO**

O SAS possui como funções principais, fornecer água de resfriamento para:

- Trocadores de calor do sistema de refrigeração dos componentes;

- Trocadores de calor de água das camisas dos geradores diesel 3 e 4; e
- Trocadores de calor dos geradores diesel 1A e 1B (Ar da Combustão, Óleo Lubrificante e Água das Camisas).

Como função secundária o sistema pode alimentar, em caso de emergência, a sucção das bombas auxiliares de água de alimentação dos geradores de vapor.

#### **4.2.2 BASES DE PROJETO**

O Sistema de Água de Serviço é projetado para remover calor do trocador de calor do SRC durante todas as fases de operação da unidade, inclusive durante condições de acidente, para possibilitar o desligamento controlado da unidade.

#### **4.2.3 DESCRIÇÃO OPERACIONAL**

O SAS é constituído de dois trens, cada um com uma bomba do tipo centrífuga vertical acionadas eletricamente que succionam de uma tomada d'água do mar, comum ao sistema de água de circulação, sendo que a estrutura onde estão localizadas as bombas e telas rotativas do SAS é independente fisicamente do sistema de água de circulação. Existe ainda uma bomba *swing* que pode ser alinhada a qualquer um dos trens.

#### **4.2.4 DESCRIÇÃO DOS EQUIPAMENTOS**

A Tabela 6 apresenta a descrição dos equipamentos do SAS.

Tabela 6 – Descrição dos Equipamentos do SAS

<b>Bombas de Água de Serviço  SW - 1A / 1B / 1C</b>	Tipo	Centrífuga vertical de um estágio
	Vazão	10.800 gpm
	Pressão de Projeto	3,8 kg / cm <sup>2</sup>

#### 4.2.5 ESPECIFICAÇÕES TÉCNICAS

Para o reator atingir a criticalidade, as seguintes condições de água de serviço, devem ser atendidas:

- Duas das três bombas de água de serviço têm que estar operáveis, recebendo alimentação elétrica de barramentos separados, bem como as válvulas e tubulações associadas;
- Dois trocadores de calor de resfriamento dos componentes com suas válvulas e tubulações associadas devem estar operáveis;

Durante operações em potência, uma bomba de água de serviço ou um trocador de calor pode estar inoperante durante 48 horas. Se decorridas 48 horas não for possível restaurar o componente afetado, o reator terá que ser levado à condição de desligado frio dentro das próximas 36 horas.

### **4.3 SISTEMA DE RESFRIAMENTO DE COMPONENTES**

A seguir são apresentados para o SRC, de acordo com [21], a função, as bases de projeto, a descrição operacional, a descrição dos equipamentos e as especificações técnicas.

#### **4.3.1 FUNÇÃO**

O Sistema de Resfriamento de Componentes possui as seguintes funções:

- Remover o calor sensível e residual do Sistema de Resfriamento do Reator através dos trocadores de calor do Sistema de Remoção de Calor Residual, durante o desligamento da Usina;
- Resfriar o fluxo de saída para o Sistema de Controle Químico e Volumétrico durante operações em potência;
- Remover o calor residual dos equipamentos de sistemas de segurança após um acidente; e
- Transferir o calor removido para o Sistema de Água de Serviço, servindo como um meio intermediário entre o Sistema de Refrigeração do Reator e o Sistema de Água de Serviço.

A Figura 2 apresenta um diagrama simplificado do SRC.

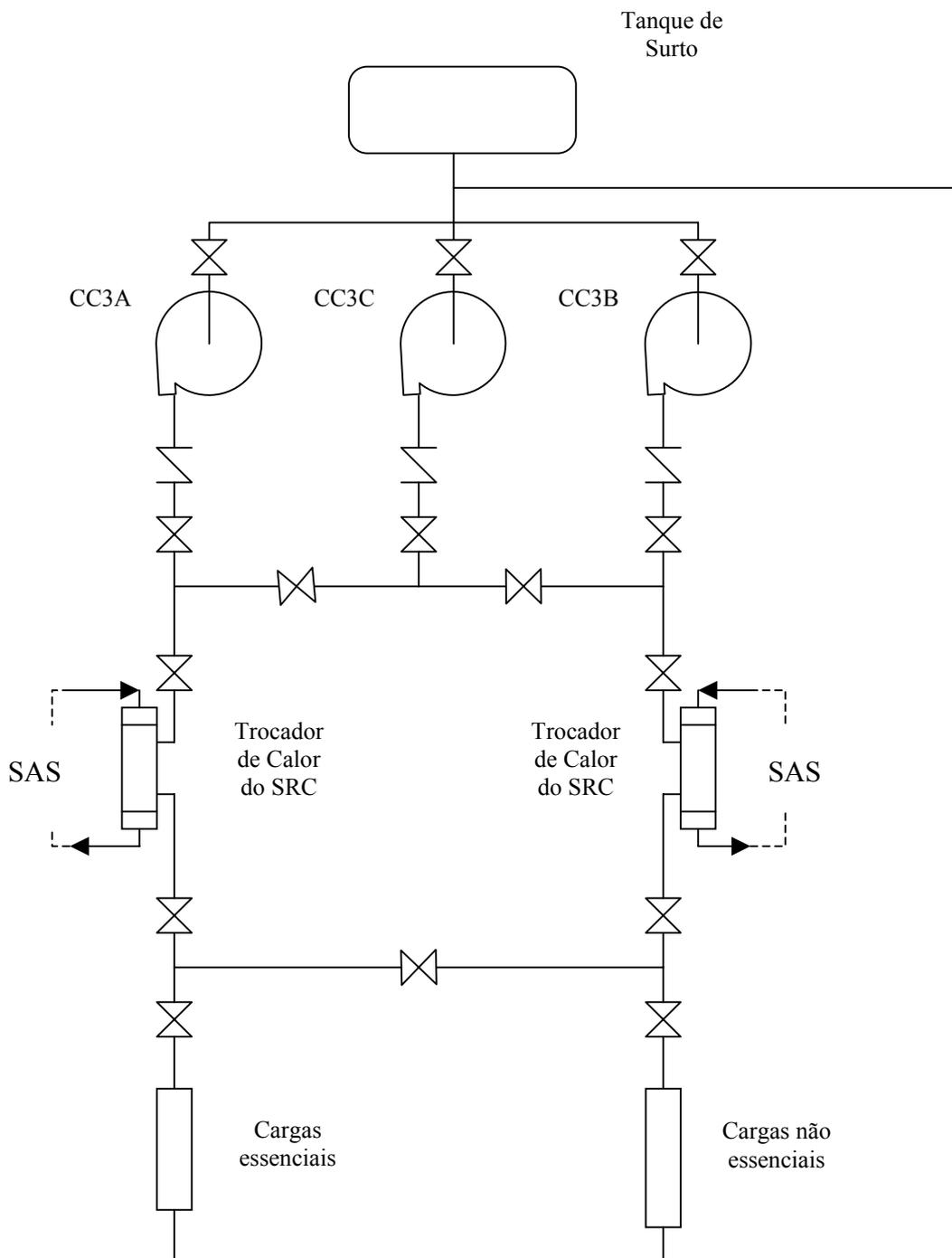


Figura 2 - Diagrama Simplificado do SRC.

#### **4.3.2 BASES DE PROJETO**

Os trocadores de calor e as bombas do SRC são projetados para as seguintes funções:

- Fornecer, durante operação normal, água de resfriamento para os equipamentos pertencentes aos circuitos de cargas essenciais e não-essenciais. Durante operação normal, apenas uma bomba e um trocador de calor são suficientes. Um circuito de reserva de 100% de capacidade é instalado para prevenir uma falha eventual do circuito que estiver em serviço. Por procedimento de operação, para maior confiabilidade do sistema, duas bombas podem estar em funcionamento durante a operação normal da unidade;
- Fornecer, durante o resfriamento da unidade, água de resfriamento para os trocadores de calor do SRCR para reduzir a temperatura do SRR. Para tal redução, são necessários ambos os circuitos do SRC em operação. Se um trocador de calor do sistema estiver fora de serviço, a taxa de resfriamento será reduzida para limitar a temperatura de suprimento de água de resfriamento de componentes; e
- Durante a injeção de segurança e fase de recirculação, decorrentes de um LOCA, o sistema é arranjado de tal modo que qualquer um dos circuitos de resfriamento de componentes supra água para todos os equipamentos necessários.

As variações de volume devido à expansão ou contração, resultantes das variações da temperatura da água, são acomodadas no tanque de surto do sistema.

Uma das três bombas e um dos dois trocadores de calor fornecidos são normalmente operados para resfriar os vários equipamentos localizados no prédio auxiliar e no prédio do vaso de contenção. Água de compensação é proveniente do

tratamento de água da usina e do tanque de água de reposição do reator. Essas duas alimentações unem-se a um coletor comum no topo do tanque de surto.

As bases de projeto do SRC estabelecem que um trem do SRC em conjunto com um trem do SAS mais um sistema de resfriamento da contenção de 100% de capacidade, devem ser suficientes para remover o calor de decaimento do núcleo do reator após um acidente da base de projeto.

O SRC deve atender aos seguintes critérios de projeto, para funcionar sob condições de acidente, e garantir o desligamento seguro do reator:

- Atender ao critério de falha única;
- Ser operável durante perda de potência externa; e
- Não perder nenhuma função durante condições ambientais adversas.

#### **4.3.3 DESCRIÇÃO OPERACIONAL**

O sistema é fechado, com três bombas, dois trocadores de calor e um tanque de surto. Possui dois circuitos independentes e redundantes usados no resfriamento de cargas relacionadas com a segurança, cargas essenciais, e um terceiro circuito, denominado circuito de serviço usado para resfriamento de cargas não-essenciais.

Cada um dos circuitos está dimensionado para satisfazer em 100 % os requisitos de resfriamento da unidade.

Somente uma bomba ligada, CC3A ou CC3B, é capaz de suprir ambos os circuitos de cargas essenciais e o circuito de cargas não-essenciais.

Os fluxos das cargas não-essenciais e dos circuitos de cargas essenciais retornam às sucções das bombas do sistema através das válvulas de interligação existentes na sucção.

Com a unidade em operação, a bomba que estiver desligada ficará em prontidão com o alinhamento mecânico pronto para suprir o trocador de calor correspondente e alimentar todas as cargas essenciais, caso seja ligada automaticamente.

Durante a partida, o resfriamento da unidade e o recarregamento, duas bombas e dois trocadores de calor são requeridos para funcionamento do sistema, uma vez que o SRCR está em operação necessitando de sua fonte fria.

Os trocadores de calor do SRC são resfriados pela água proveniente do SAS que circula através dos tubos, enquanto que a água de resfriamento dos componentes percorre pelo lado interno da carcaça.

O tanque de surto é normalmente suspirado para a atmosfera e serve para acomodar as expansões e contrações do sistema, resultantes das variações da temperatura da água, assegurar o NPSH [22] para as bombas de refrigeração dos componentes e também como um reservatório para coletar toda água proveniente de vazamentos de qualquer um dos componentes do sistema.

A bomba reserva fica alinhada mecânica e eletricamente para o trem correspondente à bomba que estiver em serviço e partirá automaticamente se ocorrer fluxo muito baixo neste trem.

São as seguintes as cargas resfriadas pelos circuitos de cargas essenciais:

- Trocadores de calor do sistema de remoção de calor residual;
- Bombas de remoção de calor residual;

- Unidades de resfriamento do compartimento das bombas de remoção de calor residual;
- Bombas de injeção de segurança (caixa de gaxetas e trocador de calor da água de resfriamento dos selos);
- Resfriadores de óleo lubrificante dos mancais das bombas de injeção de segurança; e
- Resfriadores do sistema de ventilação do envoltório de contenção.

São as seguintes as cargas resfriadas pelo circuito de cargas não-essenciais:

- Conjunto do evaporador de reciclagem;
- Conjunto do evaporador de rejeitos;
- Compressores de rejeitos gasosos;
- Conjunto dos recombinadores catalíticos 1 e 2;
- Trocador de calor de retorno de água de selagem das bombas do SRR;
- Unidade resfriadora do sistema de regeneração térmica de boro;
- Trocador de calor da piscina de combustível usado;
- Resfriadores de amostras do sistema primário;
- Detetor de falha grosseira de combustível;
- Resfriador de óleo das BRR;
- Barreira térmica das bombas de refrigeração do reator;
- Unidades de resfriamento dos poços dos detetores de nêutrons;
- Trocador de calor do tanque de drenos do refrigerante do reator.
- Resfriadores de óleo das bombas de carregamento centrífugas;

- Resfriadores do compartimento das bombas de carregamento centrífugas;
- Resfriador dos compartimentos dos painéis de parada quente; e
- Resfriador do compartimento de penetrações de tubulações.

#### **4.3.4 DESCRIÇÃO DOS EQUIPAMENTOS**

A Tabela 7 apresenta a descrição dos equipamentos do SRC.

Tabela 7 – Descrição dos Equipamentos do SRC

<b>Tanque de Surto</b>	Capacidade	7575 litros
<b>Bomba de Refrigeração dos Componentes (CC 3A, 3B, 3C)</b>	Quantidade	3
	Tipo	Centrífuga horizontal
	Capacidade	32438 lpm
<b>Trocadores de Calor (CC1A/1B)</b>	Tipo	Horizontal - passo simples
	Água de componentes	Circula pela carcaça
	Água de serviço	Circula pelos tubos
	Fluxo de projeto	Carcaça - 33386 lpm Tubos - 37853 lpm

#### **4.3.5 ESPECIFICAÇÕES TÉCNICAS**

O reator não pode ser levado à criticalidade e nem o SRR pode ser aquecido acima da temperatura ambiente se as seguintes condições não forem satisfeitas:

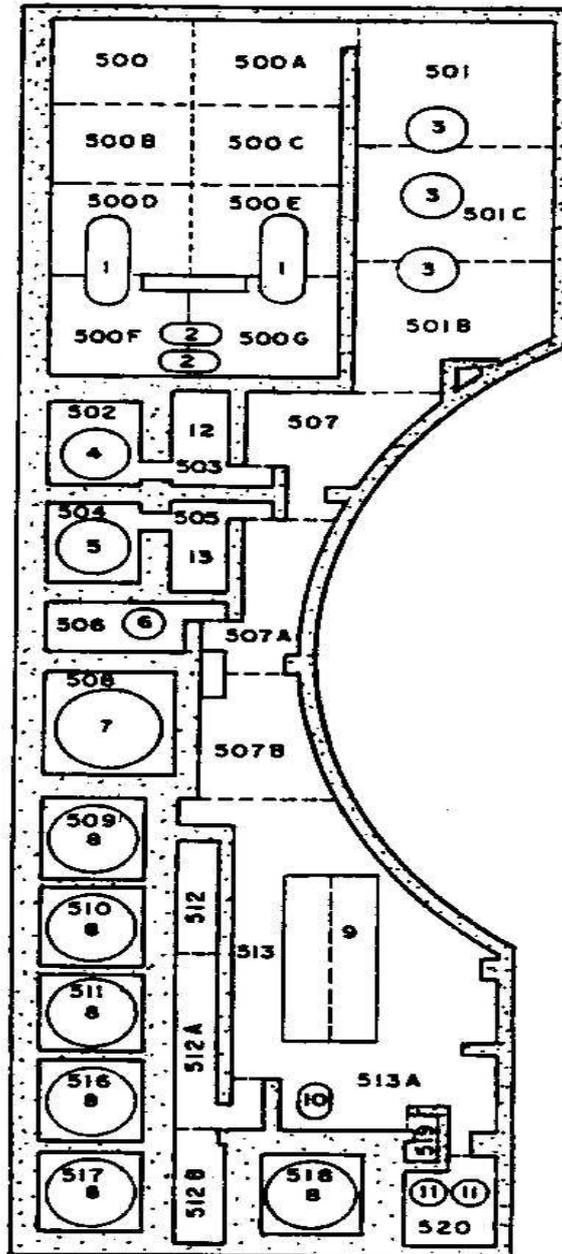
- Duas das três bombas do SRC e suas tubulações e válvulas associadas estão operáveis (as duas bombas têm que estar alimentadas por barramentos distintos); e
- Dois trocadores de calor do SRC e tubulações e válvulas associadas têm que estar operáveis.

Durante a operação em potência, os requisitos do parágrafo anterior podem ser modificados para permitir que um ou mais componentes estejam inoperáveis para manutenção ou testes, desde que um trem permaneça operável. Se o sistema não for recuperado dentro de 48 horas, o reator terá que ser levado para a condição desligado frio dentro das próximas 36 horas.

#### **4.4 LOCALIZAÇÃO DAS BOMBAS DO SRC E CENÁRIO**

O SRC foi selecionado por ser um dos sistemas necessários para o desligamento seguro do reator.

O cenário refere-se à ruptura da tubulação do SAS que passa através das salas 500 A/G da elevação -1,40m do EAN, onde estão localizados os trocadores de calor do SRC, conforme a Figura 3. A inundação irá se propagar para as salas 501 A/B e provocar a perda das bombas do SRC localizadas nas respectivas salas.



- 1 - TROCADORES DE CALOR DO SRC
- 2 - TANQUES DE DRENOS DO SRC
- 3 - BOMBAS DO SRC
- 4 - TANQUE DE RESINA USADA NO PRIMÁRIO
- 5 - TANQUE DE RESINA USADA DA PURGA DO GERADOR DE VAPOR
- 6 - BOMBA DE ALIMENTAÇÃO DO EVAPORADOR DE REJEITOS
- 7 - TANQUES DE ESPERA DE REJEITOS
- 8 - TANQUES DE DECAIMENTO DE GASES
- 9 - TROCADOR DE CALOR DA PURGA DO GERADOR DE VAPOR
- 10 - TANQUE DE CONDENSADO DO EVAPORADOR DE REJEITOS
- 11 - BOMBAS DE ÁGUA DE REPOSIÇÃO DO REATOR
- 12 - BOMBA DE RESINA USADA NO PRIMÁRIO
- 13 - BOMBA DE RESINA USADA DA PURGA DO GERADOR DE VAPOR
- 500 a 520 - NÚMERO DE IDENTIFICAÇÃO DAS SALAS

Figura 3 - Planta dos Compartimentos da Elevação -1,40 do EAN

As tubulações de entrada e saída do SAS na sala dos trocadores de calor do SRC, elevação – 1,40m do EAN são mostradas na Figura 4. As Figuras 5 e 6 mostram, respectivamente, o trocador de calor e o motor da bomba CC-3B do SRC, localizados na mesma elevação.



Figura 4 – Tubulações de Entrada e Saída do SAS na Sala dos Trocadores de Calor do SRC, elevação – 1,40 do EAN



Figura 5 –Trocador de Calor do SRC, Elevação – 1,40 do EAN



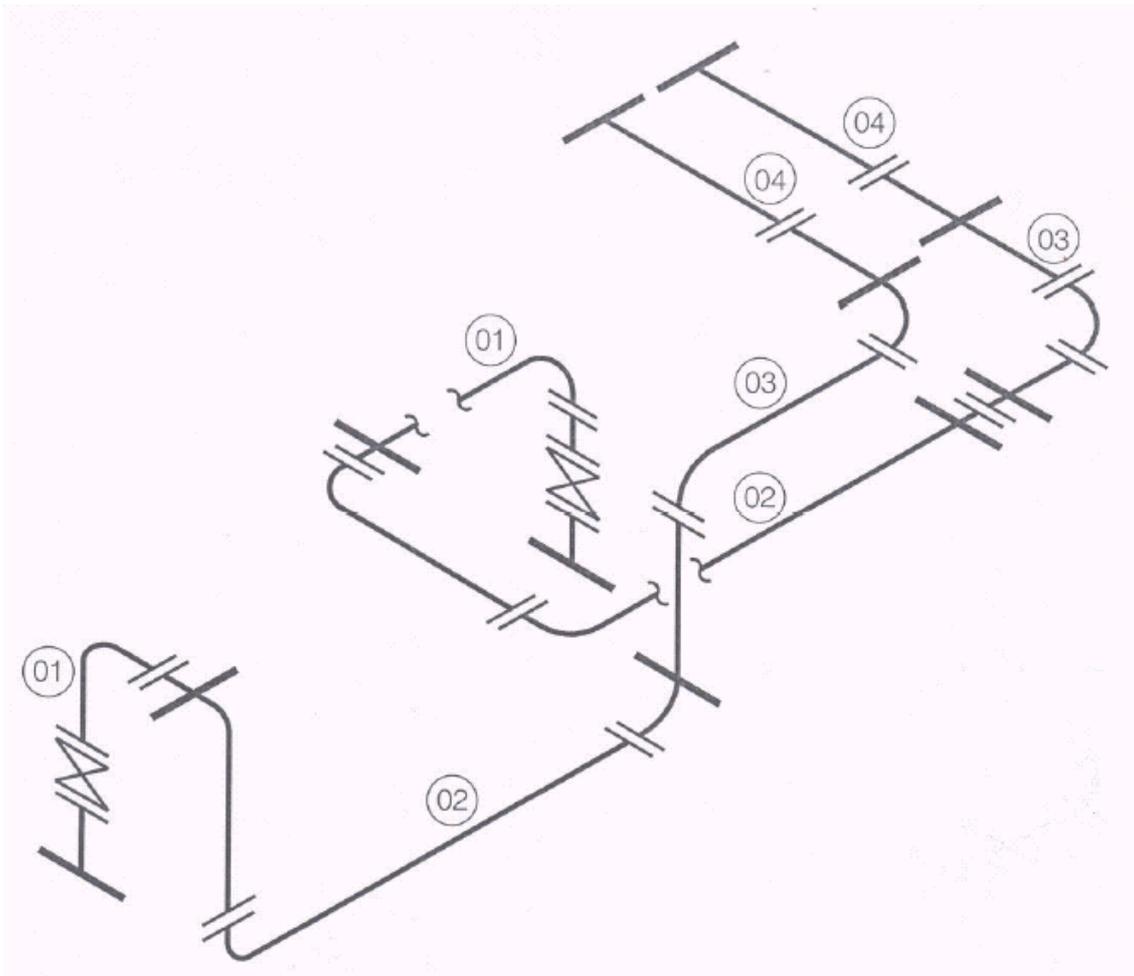
Figura 6 – Motor da Bomba CC-3B do SRC, Elevação – 1,40 do EAN

#### **4.5 DETERMINAÇÃO DA FREQUÊNCIA DE RUPTURA DO SAS**

Para a determinação da frequência de ruptura do SAS, realizou-se primeiramente uma avaliação da tubulação do sistema, representada no desenho isométrico da Figura 7, a fim de se determinar o número de seções existentes no trecho selecionado.



Com base na definição de seção de tubo apresentada no item 3.2.2, considerou-se o número de seções da tubulação do SAS igual a 8, conforme mostrado no desenho isométrico simplificado da Figura 8.



01 a 04 – Seções da Tubulação

Figura 8 - Desenho Isométrico Simplificado do SAS, com as Seções da Tubulação

Para a obtenção do fator de correção correspondente aos mecanismos de falha relativos a E/C, utilizou-se os valores apresentados na Tabela 5. De acordo com [5] a contribuição de E/C para taxa de falha deverá ser menor que 80% em cada categoria de medida de tubo. Desta forma, os fatores de correção denotados por  $C_{ci}$  [ $i = 1,2,3$ ] para cada grupo de medidas, são obtidos da seguinte maneira:

$$C_{c1} = 1 - 0,15 \times 80\% = 0,88$$

$$C_{c2} = 1 - 0,32 \times 80\% = 0,74$$

$$C_{c3} = 1 - 0,53 \times 80\% = 0,58$$

Substituindo-se os valores nas equações (3-13), (3-14) e (3-15) e multiplicando-se por 8760 horas/ano para se obter a frequência anual de ruptura, teremos:

$$Z_s = [(7,09E-10 /hr) + (7,03E-11 /hr) (1/2) + (1,39E-10 /hr) (1/4) ] \times 8 \times 8760 \text{ hr/ano} \times C_{c1}$$

$$Z_s = 1,40E-10 /hr \times 8 \times 8760 \text{ hr/ano} \times 0,88$$

$$Z_s = 8,63E-06 /ano$$

$$Z_m = [ (7,03E-11 /hr) (1/2) + (1,39E-10 /hr) (1/4) ] \times 8 \times 8760 \text{ hr/ano} \times C_{c2}$$

$$Z_m = 6,99E-11 /hr \times 8 \times 8760 \text{ hr/ano} \times 0,74$$

$$Z_m = 3,62E-06 /ano$$

$$ZI = [ (1,39E-10/\text{hr}) (1/2) ] \times 8 \times 8760 \text{ hr/ano} \times C_{c3}$$

$$ZI = 6,95E-11 /\text{hr} \times 8 \times 8760 \text{ hr/ano} \times 0,58$$

$$ZI = 2,82E-06 /\text{ano}$$

#### 4.6 DETERMINAÇÃO DO TEMPO DE INUNDAÇÃO

Para se calcular o tempo de inundação, são necessários os seguintes dados:

- Vazão da bomba do SAS ( $Q_{SAS}$ ) = 10.800 gpm;
- Vazão da bomba de dreno ( $Q_D$ ) = 50 gpm;
- Vazão de inundação ( $Q_I$ ) =  $Q_{SAS} - Q_D = 10750$  gpm;
- Área da sala dos trocadores de calor do SRC ( $A_1$ ) = 2.162,30 ft<sup>2</sup> ;
- Área da sala das bombas do SRC ( $A_2$ ) = 1.312,23 ft<sup>2</sup> ;
- Área das salas adjacentes ( $A_3$ ) = 2.532,00 ft<sup>2</sup> ;
- Área Total ( $A_T$ ) =  $A_1 + A_2 + A_3 = 6.006,53$  ft<sup>2</sup>;
- Altura Crítica ( $H_c$ ) = 3,3 ft;
- Fração de Vazio ( $X$ ) = 0,80; e
- Volume Crítico ( $V_c$ ) =  $A_T \cdot H_c \cdot X \cdot C$  (constante de conversão de unidades)  $\therefore$   
 $V_c = 6.006,53 \times 3,3 \times 0,80 \times 7,48 = 118.612,15$  gal.

O tempo de inundação será igual a:

$$T_{\text{Inund}} = \frac{V_c}{Q_I} = \frac{118.612,15}{10750} \cong 11 \text{ minutos}$$

#### **4.7 DETERMINAÇÃO DA FREQUÊNCIA DE DANOS AO EQUIPAMENTO**

A frequência de danos ao equipamento foi obtida pelo somatório dos produtos das frequências de ruptura pequena, média e grande, pelas probabilidades de erro humano (HEP) para as mesmas categorias.

Para as HEP foram utilizados os valores estimados no item 2.2.3.6, com base nos tempos de isolamento adotados na APS [6] relativos à zona 1A, que foram de:

- rupturas pequenas = 86,7 minutos;
- rupturas médias = 9,2 minutos; e
- rupturas grandes = 5,2 minutos.

O resultado da frequência de danos ao equipamento foi igual a  $1.07E-05$  /ano, conforme mostrado na Tabela 8.

Tabela 8- Quantificação da Frequência de Dano ao Equipamento ,  
Devido à Inundação da Zona 1 A.

<b>Zona de Inundação</b>		<b>1 A (edifício auxiliar norte, elevação - 1,40 m)</b>
Fontes Primárias / Sistemas		SW
Frequência de Ruptura	Pequena	8.63E-06 /ano
	Média	3,62E-06 /ano
	Grande	2.82E-06 /ano
Probabilidade de Erro Humano (HEP)	Pequena	0,5
	Média	1,0
	Grande	1,0
Equipamentos Danificados		CC-3A/3B/3C, CC-1A/1B, CCM-4B4
<b>Frequência de Dano ao Equipamento</b>		<b>1,07E-05 / ano</b>

#### 4.8 QUANTIFICAÇÃO DA FREQUÊNCIA DE DANOS AO NÚCLEO

Para a quantificação das frequências de danos ao núcleo associadas à inundação, utilizou-se a árvore de eventos representada na Figura 9, onde o evento iniciador TCC - Perda do SRC, requer o desarme do reator e a remoção do calor de decaimento pelo lado secundário da planta, através dos sistemas de Água de Alimentação Auxiliar ou de Água de Alimentação Principal.

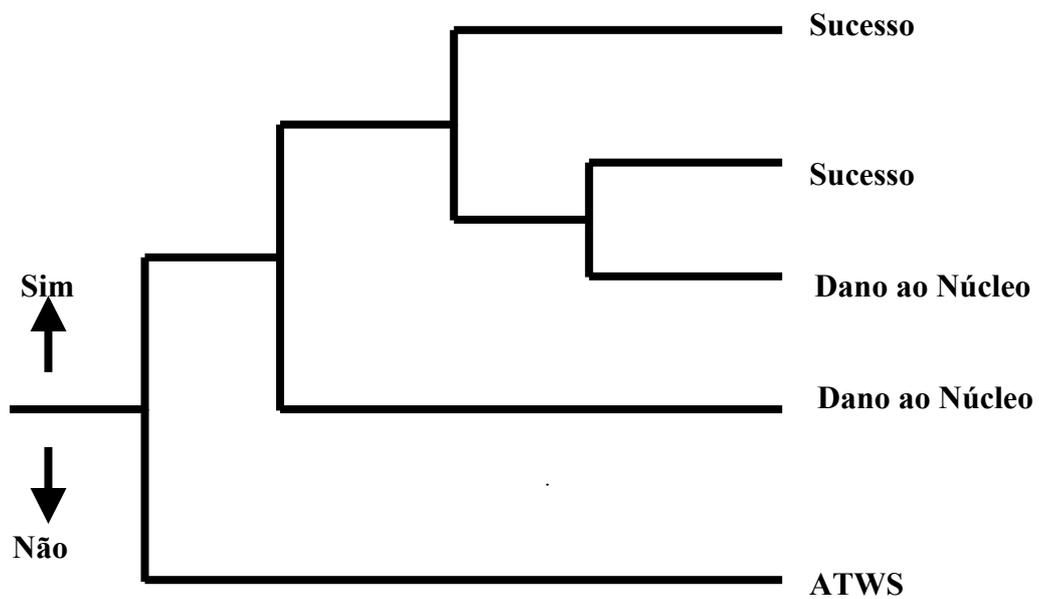
Sem o suprimento de água de alimentação auxiliar e principal para os geradores de vapor, será possível mitigar o transiente por um curto período, através da função *Bleed and Feed* no sistema primário. Isto significa a abertura de duas válvulas de alívio do pressurizador para a função de *Bleed* e a atuação do Sistema de Injeção de Segurança de Alta Pressão para a função de *Feed*.

Para um longo período a indisponibilidade do SRC não garante o sucesso da remoção de calor de decaimento. Assim, a perda total da remoção de calor pelo lado secundário é categorizada como uma seqüência de dano ao núcleo. A descrição detalhada da evolução do evento é descrita em [23].

Após a definição da árvore de eventos específica para este estudo, utilizou-se o programa SAPHIRE [24] como ferramenta de quantificação das árvores de eventos e árvores de falhas.

Adotando-se a frequência do evento iniciador, igual a  $1,07E-05$  / ano, como sendo a frequência de falhas do SRC e utilizando-se os dados considerados na modelagem da APS da referência [6], obteve-se o valor da frequência de danos ao núcleo, quantificada na ordem de  $1,47E-07$  / ano.

<b>TCC</b>	<b>RT</b>	<b>CH</b>	<b>AF</b>	<b>MF</b>
------------	-----------	-----------	-----------	-----------



### Seqüência

TCC - Evento Iniciador Perda do SRC

RT - Desligamento do Reator

CH - Injeção de Selagem pela PDP

AF - Água de Alimentação Auxiliar

MF - Água de Alimentação Principal

Figura 9 – Árvore de Eventos – TCC

## 5 CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

O estudo buscou prover um entendimento da metodologia utilizada para realizar as estimativas da taxa de falhas em sistemas relacionados à segurança, baseado na experiência operacional de usinas nucleares, e fornecer uma visão abrangente sobre o tema do trabalho.

Este trabalho além de apresentar o procedimento adotado para determinar a frequência de falhas em tubulações, evidenciou a importância de considerar os parâmetros e medidas preventivas que poderão ser usadas para evitá-las.

O aumento do valor da frequência de ruptura do trecho da tubulação do sistema analisado ocorreu, basicamente, em função do acréscimo do número de seções consideradas na APS de Angra 1 [6].

Para a implementação de uma análise probabilística do perigo de inundação em uma usina nucleoeletrica, é necessário que se disponha de uma APS completa, a fim de que os eventos iniciadores e os dispositivos de segurança lógicos da usina sejam representados, assim como o impacto de medidas mitigadoras.

Considerando-se que muitas usinas nos EUA e Europa estão tomando medidas necessárias para que a sua renovação de licença seja estendida, em média por mais 30 anos, e que deverão continuar atingindo metas aceitáveis quanto à produção e principalmente quanto à segurança, torna-se evidente que a implementação de uma Análise Probabilística de Segurança, se faz cada vez mais necessária.

Entre os fatores apontados para uma possível ruptura de tubulação, está a degradação relacionada ao envelhecimento que causa problemas de confiabilidade nos equipamentos e materiais de usinas nucleares.

Os dois maiores obstáculos a uma estratégia eficiente no gerenciamento do envelhecimento dos equipamentos são a compreensão dos principais indicadores de degradação por envelhecimento e a implementação de uma metodologia simples e padronizada para que se possa utilizar estes dados.

Recomenda-se a continuidade da implementação de medidas para identificação de agravantes associados aos mecanismos de degradação tais como erosão, corrosão e fadiga para as peças metálicas e envelhecimento de gaxetas, selos e juntas, para peças não-metálicas.

Recomenda-se a adoção de estratégias eficientes e medidas corretivas para conter os mecanismos de degradação, bem como as ramificações potenciais destas degradações que possam comprometer a integridade dos componentes, tais como, bombas, válvulas, tanques, tubulações, componentes de tubulação, estruturas e sistemas da usina.

Recomenda-se que a aplicação da metodologia utilizada para a análise da frequência da ruptura de tubulações seja realizada em cada compartimento onde haja tubulação de sistemas que, numa eventual ruptura, possam causar danos a equipamentos relacionados à segurança. Que sejam reavaliados o número de seções existentes, incluídos os fatores de correção necessários, e a aplicação da abordagem seja realizada prioritariamente nos compartimentos onde os critérios de separação física entre trens redundantes não sejam atendidos.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] VERNA, B.J, 1981, “Nuclear Power Experience”, Vol. BWR-2, Event No. VI. F.2, XV.13 Vol. PWR-2, Event No. VI. F.32, July.
- [2] NRC, 1988, “Integration Plan for Closure of Severe Accident Issues”- SECY-88-147, USA, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- [3] NRC, 1988, “Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities – 10 CFR 50.54, Generic Letter 88-20, USA, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- [4] CNEN, 1992, Diretrizes Reguladoras para um Estudo de Análise Probabilística de Segurança – Nota Técnica GEDRE-01/92, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro.
- [5] EPRI, 1993, Pipe Failure Study Update, TR-102266, Research Project 3200-06, Electric Power Research Institute, Palo Alto, Califórnia.
- [6] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S. A., 2001, “Análise Probabilística de Segurança”, Seção 6, Inundação Interna.
- [7] IAEA, 1992, “Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (level 1)”, *Safety Series n° 50-P-4*, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [8] FULLWOOD, R.R., 2000, *Probabilistic Safety Assessment in the Chemical and Nuclear Industries*, USA: Butterworth-Heinemann, 2000.
- [9] CRANE, 1980, “Flow of Fluids Through Valves, Fittings, and Pipe”, *Technical Paper n° 10*, CRANE Co., New York.

- [10] LEES, F. P., 1996, Loss Prevention in the Process Industries, 2<sup>a</sup> Edição, Butterworth, London.
- [11] JAMALI, K. M. “A Study of Pipe Failures in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, EPRI TR-100380. 1992
- [12] SWAIN A. D. & GUTTMAN H. E, THERP - “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”, NUREG/CR-1278, August 1983.
- [13] IAEA, 1995, “Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, *Safety Series n<sup>o</sup> 50 P-10*, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [14] NRC, 1975, “ Reactor Safety Study - An Assessment of Accidents Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, Appendices III and IV, USA, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- [15] WRIGHT R. E, STEVERSON J. A & ZUROFF W. F., 1987, “Pipe Break Frequency Estimation for Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-4407, National Engineering Lab., Idaho, USA.
- [16] THOMAS H. M., 1981, "Pipe and Vessel Failure Probability". Reliability Engineering 2, p.83
- [17] MONTGOMERY, D.C. & RUNGER, G.C., 2003, “Applied Statistics and Probability for Engineers”, 3<sup>a</sup> Edição, USA.
- [18] SHOOMAN M. L.,1968, “Probabilistic Reliability: An Engineering Approach”, McGraw-Hill.
- [19] NRC, 1989, “Individual Plant Examination – Submittal Guidance” NUREG 1335, USA, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.

- [20] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A., 2000, “Sistemas Básicos de Usinas Nucleares “, Angra 1, Sistema de Água de Serviço.
- [21] NRC, 1989, “Pressurized Water Reactor Advanced Technology Manual - Westinghouse Design and Systems Manual”, *NRC Training Course*, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- [22] MACINTYRE, A. J., 1987, *Bombas e Instalações de Bombeamento*, 2ª Edição, Editora Guanabara
- [23] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S. A., 2001, “Sumário Executivo do Relatório de Análise Probabilística de Segurança de Angra 1”, Rev.1.
- [24] NRC, 1988, “System Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations”, SAPHIRE for Windows, version 6.67, NUREG/CR-6166, Vols.1 to 10 , USA, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.

## APÊNDICE 1

### PERCENTUAIS DE FALHAS EM PONTOS ESPECÍFICOS DA TUBULAÇÃO

A Tabela 9 mostra os pontos específicos das tubulações que apresentaram o maior número de falhas. Pode-se observar que as falhas em joelhos de 90<sup>o</sup>, corresponderam a 51%, e as que ocorreram nas soldas a 17%.

Tabela 9 - Localização das Falhas na Seção do Tubo

<b>Localização</b>	<b>% do Total de Falhas</b>
Cotovelo	11
Flange	5
Bocal	5
Redução / Orifício	3
Joelho Reto (90 <sup>o</sup> )	51
Tê	3
Conexão p/ Termômetro	3
Solda	17

A Figura 10 apresenta a erosão provocada pela água em uma curva de tubo de aço carbono.

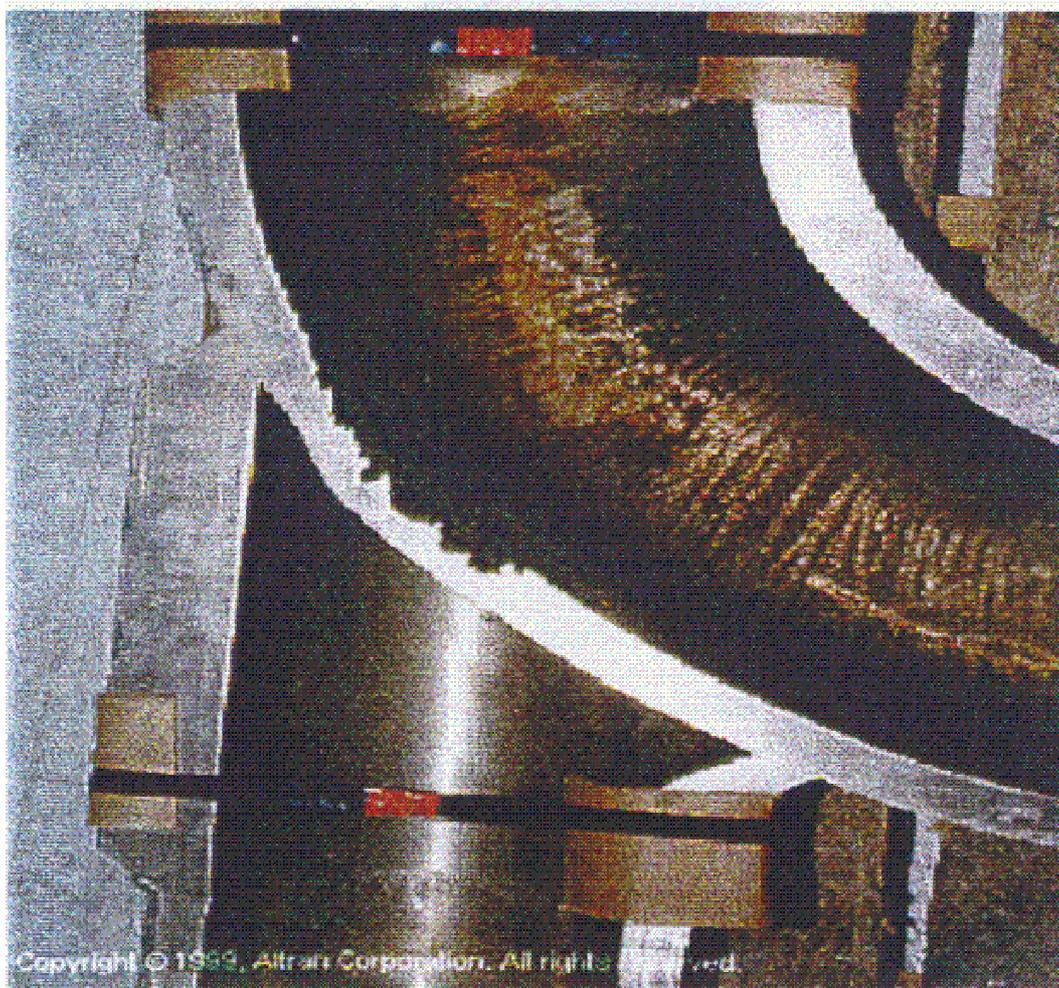


Figura 10– Erosão em Curva de Tubo de Aço Carbono

## APÊNDICE 2

### PERCENTUAIS DE FALHAS EM TIPOS DE MATERIAIS

A Tabela 10 mostra a tendência das falhas em tubulação, considerando-se o material do tubo. Os tubos de aço carbono seguidos pelos tubos SS - 304 e SS - 316, apresentaram os maiores percentuais de falha, para todas as falhas e para as somente relativas a L/R.

Tabela 10 - Percentual de Falhas em Tipos de Materiais

<b>Material do Tubo</b>	<b>% de Todas as Falhas</b>	<b>% de Falhas L/R</b>
SS-304	35	27
SS-316	23	15
Outros SS	8	12
Aço Carbono/ Clad Inox.	1	2
Aço Carbono	29	39
Cobre-Níquel	0.4	1
Cromo-Níquel	1	2
Outros	3	5

### APÊNDICE 3

#### MÉTODOS DE DETECÇÃO DE FALHAS EM TUBULAÇÕES

A Tabela 11 apresenta os métodos pelos quais foram detectadas falhas em tubulações. Verifica-se que somente 2% das falhas referentes a L/R foram detectadas através de alarmes audiovisuais e 46% através de inspeções de rotina realizadas pelas equipes de operação.

As inspeções em serviço, realizadas através de ensaios não destrutivos, corresponderam a 57% da descoberta dos defeitos relativos a trincas e contribuíram com um pequeno percentual, 3%, para a descoberta das falhas referentes a L/R.

Tabela 11 - Métodos de Detecção de Falhas em Tubulação

Métodos de Verificação	% de Todas as Falhas	% de Trincas	% de L/R
Alarme Audiovisual	1	0	2
Inspeção em Serviço	25	57	3
Observação Casual	13	2	20
Funcionamento Anormal	5	3	6
Manutenção Preventiva	1	0	1
Inspeção de Rotina	31	10	46
Inspeção Especial	18	18	18
Testes Periódicos	6	9	3