

ESTUDO DA CONFIABILIDADE DO REATOR AP1000 PARA O CENÁRIO DE UM
GRANDE LOCA NO CONTEXTO DE UMA APS NÍVEL 1

Jeferson Gonçalves da Silva

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 F. Frutuose e Melo, D.Sc.

Prof. Antônio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

Dr. Marco Antônio Bayout Alvarenga, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

ABRIL DE 2005

JEFERSON GONÇALVES DA SILVA

Estudo da Confiabilidade do Reator
AP1000 para o Cenário de um Grande
LOCA no Contexto de uma APS Nível 1
[Rio de Janeiro] 2005

VIII, 98 p. 29,7 cm (COPPE/UFRJ),
M.Sc., Engenharia Nuclear, 2005)

Tese - Universidade Federal do Rio de
Janeiro, COPPE

1. Análise de Segurança

I. COPPE/UFRJ II. Título (série)

**Aos meus pais,
José Aureliano da Silva
Cremilda Gonçalves da Silva**

AGRADECIMENTOS

A Elen Cachuba da Silva, companheira incansável de todos os momentos de elaboração deste trabalho.

Ao corpo docente do Programa de Engenharia Nuclear, principalmente ao meu orientador Paulo Fernando F. Frutuoso e Melo.

À Celso Marcelo Franklin Lapa e Nelbia da Silva Lapa, pelo apoio dado desde o início desta jornada.

Aos amigos Francisco André Gavino Cruz e Fabrício Biazoto Vieira, pelo incentivo profissional e apoio nos momentos difíceis.

Aos companheiros de turma.

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

ESTUDO DE CONFIABILIDADE DO REATOR AP1000 NO CENÁRIO DE UM
GRANDE LOCA NO CONTEXTO DE UMA APS NÍVEL 1

Jeferson Gonçalves da Silva

Abril/2005

Orientador: Paulo Fernando F. Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Esta dissertação desenvolve uma análise de confiabilidade do reator AP1000 durante o cenário de um grande LOCA na perna fria. O AP1000 é um reator PWR com dois loops, projetado para produzir 1000MWe e está classificado como um reator avançado a água leve, utilizando redundâncias de segurança passiva, que são sistemas baseados em forças naturais como gravidade, convecção, condensação, circulação natural, etc. O principal objetivo deste trabalho é avaliar a evolução do grande LOCA e desenvolver as árvores de falha e árvores de eventos para tal cenário, assim como avaliar quantitativamente a frequência de degradação do núcleo devido a falhas dos sistemas passivos de segurança. Os resultados obtidos mostram que o reator AP1000 possui uma frequência de degradação do núcleo decorrente deste evento iniciador muito abaixo das usinas PWR convencionais.

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

A RELIABILITY STUDY OF THE AP1000 PWR UNDER A GREAT LOCA
INITIATING EVENT FOR A LEVEL 1 PSA

Jeferson Gonçalves da Silva

April/2005

Advisors: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

This dissertation presents a reliability analysis of an AP1000 PWR under a large break LOCA initiating event in the cold leg. The AP1000 is a 1000MWe two-loop PWR and is classified as an advanced light water reactor that uses passive safety redundancies based on natural forces, like gravity, convection, condensation, and natural circulation. The main purpose of this dissertation is to evaluate the large break LOCA evolution and develop the fault trees and event trees for the mentioned scenario for evaluating core-degradation frequency. The results show that the AP1000 reactor has a large break LOCA induced core-degradation frequency much lower than that of conventional PWRs.

ÍNDICE

Capítulo 1 – Considerações Iniciais.....	1
1.1 – Introdução	1
1.2 – Objetivo	7
1.3 – Revisão Bibliográfica	7
1.4 – Organização da Tese.....	8
Capítulo 2 – Visão Geral da Usina AP1000.....	9
2.1 – Características da Usina AP1000.....	9
Capítulo 3 – Sistema de Refrigeração do Reator.....	16
3.1 – Descrição do Sistema de Resfriamento do Reator.....	17
3.1.2 – Componentes do Sistema de Refrigeração do Reator	19
3.1.2.1 – Vaso do Reator.....	19
3.1.2.2 – Gerador de vapor.....	21
3.1.2.3 – Bomba de Refrigeração do Reator.....	24
3.1.2.4 – Tubulação do Circuito Primário.....	27
3.1.2.5 – Pressurizador.....	27
3.1.2.6 –Válvulas de Alívio do Pressurizador	30
3.1.2.7 – Válvulas de Despressurização Automática	30
3.1.2.8 – Sistema Normal de Remoção de Calor Residual	30
Capítulo 4 – Sistemas Passivos de Injeção de Segurança.....	34
4.1 – Introdução.....	34

4.2 – Sistemas de Segurança Passiva.....	35
4.2.1 – Sistema Passivo de Resfriamento do Reator	35
4.2.1.1 - Remoção de Emergência de Calor Residual	37
4.2.1.2 - Compensação e boração de emergência do Sistema de Refrigeração do Reator .	38
4.2.1.3 - Injeção de Segurança.....	39
4.2.1.4 - Parada segura do reator.....	39
4.2.1.5 - Controle do pH do poço da contenção.....	39
4.3. - Sistema de Injeção de Alta Pressão.....	40
4.4 - Sistema de injeção com Acumuladores.....	41
4.5 - Sistema e injeção de baixa pressão.....	42
4.6 - Sistema de Despressurização Automática (SDA).....	44
4.7 - Sistema Passivo de Remoção de Calor Residual.....	46
4.8 - Sistema Passivo de Resfriamento da Contenção.....	48
4.9 - Sistemas de Injeção de Segurança do Reator AP1000.....	53
Capítulo 5 – Grande LOCA.....	54
5.1 – Introdução.....	54
5.2 – Cenário do grande LOCA na perna fria.....	56
5.3 – Resfriamento a longo prazo da contenção após um grande LOCA.....	59
Capítulo 6 – Confiabilidade de Sistemas Passivos de Segurança.....	62
6.1 – Introdução.....	62
6.2 – Métodos de Confiabilidade para Sistemas Passivos.....	65
6.2.1 - Árvore de falha.....	67

6.2.2 - Árvore de Eventos.....	74
Capítulo 7 – Árvores de Eventos para o Grande LOCA.....	78
7.1 – Introdução.....	78
7.2 - Árvore de Falhas para o Sistema de Injeção com Acumuladores.....	82
7.3 - Árvore de Falha do Sistema de Injeção de Baixa Pressão.....	83
7.4 - Árvore de Falhas do Sistema de Resfriamento a Longo Prazo.....	87
Capítulo 8 – Cálculo de Frequência de Danos ao Núcleo do Reator.....	92
Capítulo 9 - Conclusões e Recomendações.....	94
Referências Bibliográficas.....	97

LISTA DE SIGLAS

ADS – Sistema de Refrigeração Automática

ALWR – Reator Avançado a Água Leve

BWR – Reator a Água Fervente

LOCA – Acidente com Perda de Líquido Refrigerante

NRC – Nuclear Regulatory Commission - USA

PWR – Reator a Água Pressurizada

SRR – Sistema de Resfriamento do Reator

SRCR – Sistema de Remoção de Calor Residual

Capítulo 1

Considerações Iniciais

1.1 - Introdução

Atualmente o mundo conta com 438 usinas nucleares sendo 103 operando nos Estados Unidos, correspondendo a 20% da energia elétrica consumida no país e 17% em todo mundo.

A produção de energia nuclear envolve os seguintes problemas: econômico, segurança durante a operação e disposição de rejeitos. Das usinas em operação, ao final de 1995, 396 eram do tipo refrigerado a água, gerando 330,1GWe de um total de 344,4GWe da produção mundial, ou seja, os reatores refrigerados a água representam 90% do total de usinas nucleares e 96% da produção de energia elétrica mundial de origem nuclear. Há dois tipos de reatores refrigerados a água: os HWR, que são refrigerados a água pesada e os LWR, refrigerados a água leve, em que 343 unidades deste último modelo produzindo 297,1 GWe. Em outras palavras os LWRs representam 78% dos reatores nucleares existentes produzindo 86% da energia elétrica de origem nuclear no mundo [1].

No que se refere à questão de segurança, os acidentes de TMI e Chernobyl proporcionaram o desenvolvimento de novas filosofias de segurança, tornando as usinas nucleares mais seguras. Isto está de acordo com as necessidades mundiais, visto que a utilização de combustíveis fósseis degrada o meio ambiente. Estudos recentes sobre emissão de gases nas diferentes cadeias de produção de energia elétrica mostraram que a cadeia de produção nuclear emite de 2 a 5 vezes menos gases que as fontes renováveis e de 40 a 100 vezes menos gases do que a cadeia de produção energética via combustível fóssil, como mostra a figura 1 [1].

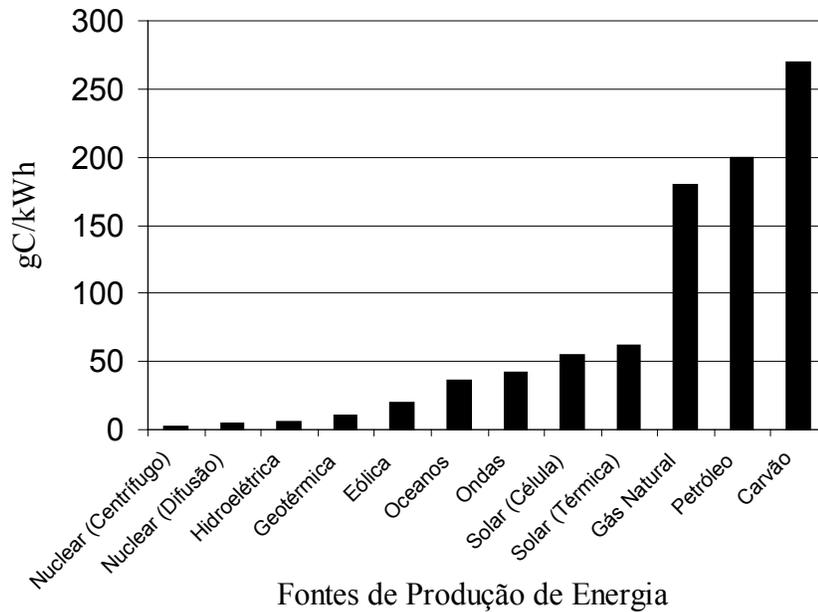


Figura 1 : Emissão de CO₂ das cadeias de produção de energia de diferentes fontes [1]

Vale ressaltar que a energia nuclear não pode sustentar toda a demanda mundial nem será a única maneira de reduzir a emissão de gases na atmosfera, porém é um importante instrumento para este fim. Sendo assim, para que as usinas nucleares continuem como uma opção viável para a produção elétrica mundial é necessário que haja um melhoramento da viabilidade econômica e tecnológica das usinas nucleares, desenvolvimento de sistemas com maior confiabilidade, operacionalidade e menos dependente da ação humana. Estes fatores fazem com que o desenvolvimento de um ciclo nuclear com mais segurança e vantagens econômicas possa dar maior suporte ao desenvolvimento de indústrias e da economia em geral, visto que países como Bélgica, Bulgária, Finlândia, França, Alemanha, Hungria, Japão, Lituânia, Coreia, Eslovênia, Espanha, Suécia, Suíça e Ucrânia são países cuja matriz energética depende em 30% ou

mais das usinas nucleares [1]. A figura 2 mostra a participação da geração de energia termonuclear nos países que dependem em mais de 10% dessa fonte.

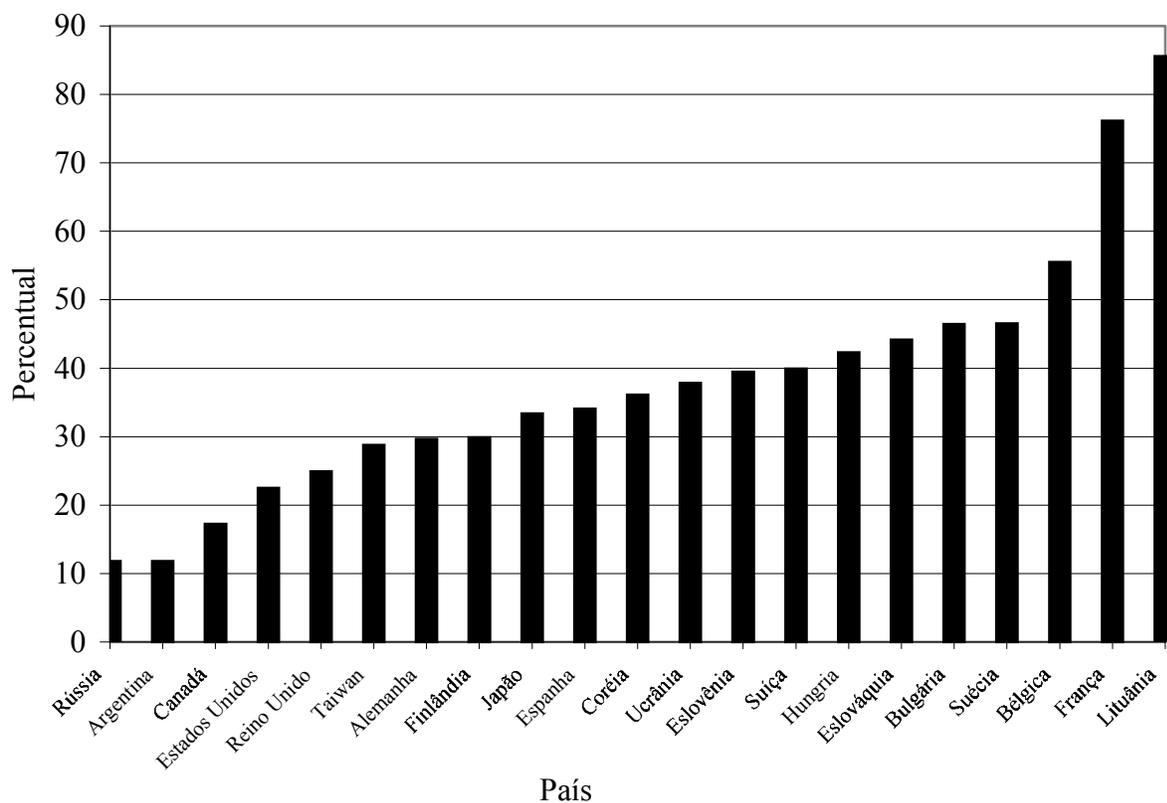


Figura 2: Participação da geração de energia elétrica de fonte nuclear em 1995 nos países com mais de 10% de participação nuclear

Como se pode perceber, a participação da energia nuclear no mercado mundial é de grande importância mas, por outro lado, além das questões de ordem econômica, e da baixa agressão ambiental de uma usina nuclear em operação, há a necessidade de constante desenvolvimento de tecnologias e sistemas para se evitar acidentes severos com essas usinas, pois acidentes com liberação de radiação podem ter consequências drásticas como o ocorrido em Chernobyl.

De um modo geral, há um consenso mundial no tocante à segurança do projeto e da operação de uma usina nuclear, o que leva à implementação e pesquisa de elementos de segurança com o objetivo de atingir um alto nível de segurança que se traduza em uma baixa probabilidade de acidente capaz de causar morte ou dano às populações fora da usina, devido à liberação de radioatividade. Além disso, este conceito implica que o risco para os trabalhadores dentro da usina e o risco de danos a própria usina sejam muito baixos.

Sendo assim, um dos mais importantes elementos para a segurança da usina é assegurar que, sob qualquer condição, a reação em cadeia possa ser interrompida e mantida sob controle (controle de reatividade) e que o calor produzido pelo decaimento dos produtos de fissão possa ser removido de maneira segura.

Desta maneira, novas filosofias de segurança fizeram surgir novas concepções de reatores que buscam atingir estes objetivos, submetendo as funções de segurança mais a princípios físicos ou passivos do que a dispositivos ativos ou intervenção humana. Assim, as usinas nucleares tornam-se mais seguras, o que não significa que os dispositivos ativos e a intervenção humana não possam ser seguros, mas sim que a incorporação dos princípios passivos faz a usina ser mais segura.

Para se determinar se uma usina nuclear possui altos níveis de segurança é necessário que se faça uma Análise Probabilística de Segurança (APS), que é uma metodologia que descreve cada seqüência de acidente através de árvores de eventos que combinam sucessos e falhas referente à atuação ou não de determinados dispositivos de segurança durante a seqüência de um acidente ou transiente. Estas seqüências partem de um evento iniciador e vão até as possíveis conseqüências desencadeadas por este evento iniciador, avaliando os sistemas que devem atuar para mitigar o problema. Para isso, é

necessário que se tenha dados de confiabilidade dos equipamentos, dados de confiabilidade humana, o entendimento do fenômeno físico de cada cenário e informações operacionais.

Inicialmente, a APS era utilizada para analisar fenômenos iniciados por falhas de equipamentos internos ou erros humanos, todavia, hoje, é utilizada também para acidentes provocados por causas internas, externas e por condições que ocorram durante a parada do reator.

Buscando o desenvolvimento de tecnologias com maior segurança, surgiram novos projetos de reatores. Diversos ALWRs (Advanced Light Water Reactors) foram desenvolvidos na última década com os objetivos traçados acima. Estes projetos são baseados nos 252 PWRs e 92 BWRs em operação no mundo hoje, representando 80% de toda a capacidade de produção de energia nuclear do mundo [1].

Os ALWRs incorporaram muitos desenvolvimentos aos LWRs em operação, proporcionando maior simplicidade, segurança, confiabilidade e operacionalidade.

Desta forma, as seguintes inovações foram feitas: projetos envolvendo sistemas passivos de segurança que utilizam fenômenos naturais como gravidade, circulação natural, condensação, evaporação e outros. foram utilizados para proporcionar resfriamento do reator e da contenção, independente de bombas, válvulas, máquinas rotativas, controles, intervenção humana, etc.

Tal filosofia acaba por gerar simplificações da usina, pois com o uso de sistemas passivos de segurança, reduz-se a quantidade de materiais e equipamentos necessários para manter a confiabilidade da usina, tornando-a menor e mais fácil de operar.

Com isso, três projetos avançados surgiram e foram certificados pela NRC: General Electric's Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) que foi construído e opera no Japão, Combustion Engineering's System 80+PWR, utilizado com base das usinas em construção

na Coréia do Sul e Westinghouse AP-600 que deu origem ao projeto do Westinghouse AP-1000 que é uma usina nuclear projetada para produzir 1000Mwe e que será objeto de estudo deste trabalho.

A concepção da usina AP-1000 é similar à dos atuais PWR em operação, porém, devido à implementação de sistemas de segurança passiva, esta usina sofreu importantes simplificações que levaram à criação de sistemas redundantes de resfriamento do reator que não necessitam de potência elétrica, além da utilização de 60% menos válvulas, 75% menos conexões, 80% menos cabos de controle, 35% menos bombas e 50% e volume construído 50% menor do que os atuais PWR [2].

Apesar de todas as inovações utilizadas nestas novas concepções de reatores, há sempre a possibilidade de acidentes e falha dos sistemas de segurança o que torna necessária a realização de estudos para analisar a confiabilidade destas usinas, principalmente no tocante aos acidentes de base de projeto, que levam em conta as possibilidades de ocorrer danos ao núcleo do reator nos mais diferentes cenários de acidentes. Sendo assim, neste estudo são analisadas as árvores de eventos e calculadas as frequências de ocorrência de danos ao núcleo do reator da usina AP1000, que é um reator avançado de água leve projetado pela White Westinghouse, tendo como evento iniciador um grande LOCA na perna fria, o que caracteriza um acidente de base de projeto e, portanto, um estudo válido para compor uma possível APS nível 1 para a referida usina nuclear.

1.2 – Objetivo

Este trabalho apresenta o desenvolvimento de um estudo de confiabilidade do reator AP1000 para o cenário de um grande LOCA da perna fria, sendo importante ressaltar que este reator é um reator PWR avançado, visto que utiliza sistemas passivos de segurança para mitigar acidentes e transientes que possam ocorrer na usina durante sua operação.

Durante o desenvolvimento deste trabalho fazemos uma descrição da usina AP1000 levando em conta os seguintes sistemas passivos de segurança: sistema de injeção de alta pressão, sistema de injeção por acumuladores, sistema de despressurização automática, sistema de injeção de baixa pressão, sistema de remoção de calor residual, sistema de recirculação e sistema de resfriamento da contenção.

Além de descrever os sistemas citados acima, este trabalho visa desenvolver as árvores de falha, dentre os sistemas citados acima, necessárias para determinar a frequência de falhas e sucessos da árvore de eventos tendo como evento iniciador o grande LOCA da perna fria.

1.3 – Revisão bibliográfica

É de grande interesse o desenvolvimento de plantas nucleares mais seguras, fáceis de construir, operar e manter, com a finalidade de tornar a geração de energia elétrica de origem nuclear uma opção viável para compor o balanço energético mundial e dar suporte ao desenvolvimento econômico e industrial. A usina AP1000 é uma concepção de reator nuclear projetado para produzir 1000MWe com maior segurança e custo de produção competitivo no mercado. Esta revisão baseada em [3] apresenta uma breve descrição das

características de segurança passiva deste reator e os sistemas que são considerados de maior importância para o aumento da confiabilidade da usina e que são projetados para atuar durante o cenário do grande LOCA a que se propõe este trabalho.

Além desta descrição, de acordo com [4] fica determinada a descrição da seqüência de eventos para o referido evento iniciador e tomando como base [5] pode-se desenvolver uma metodologia para determinar a confiabilidade desses sistemas passivos e quantificar a frequência de degradação do núcleo de um reator cuja configuração de segurança é baseada em sistemas passivos.

1.4 – Organização da tese

Este trabalho está organizado de forma que no capítulo 2 temos uma visão geral da usina AP1000. No capítulo 3 é feita uma descrição do sistema de resfriamento do reator AP1000 além de compará-lo ao sistema de uma usina PWR convencional. No capítulo 4 é feita uma descrição dos sistemas passivos de segurança, seus componentes e princípios físicos de funcionamento. No capítulo 6 faz-se uma abordagem a respeito da confiabilidade dos sistemas passivos. No capítulo 7 são descritos os sistemas passivos de segurança envolvidos no grande LOCA, assim como são elaboradas as suas respectivas árvores de falha e árvore de evento. Com base nas árvores de falha e evento elaboradas no capítulo 7, o capítulo 8 se dedica ao cálculo da frequência de degradação do núcleo do reator e, no capítulo 9, faz-se as conclusões e recomendações ao trabalho apresentado.

Capítulo 2

Visão Geral da Usina AP1000

2.1 – Características do reator AP1000

O Reator AP1000 é um reator avançado de água leve que, devido à implementação de sistemas passivos de segurança torna-se uma usina mais fácil de operar, manter e construir, concorrendo para a produção de energia elétrica com confiabilidade, reduzido impacto ambiental (estando abaixo do impacto ambiental de diversas fontes alternativas de energia), cujo custo de produção oferece grande viabilidade econômica. Além de ser uma usina segura e simples, a sua construção é modular. Vejamos cada uma dessas características separadamente.

2.1.1 - Segurança

O projeto do Reator AP1000 é baseado em sistemas avançados de segurança passiva, o que significa que as funções de segurança são baseadas em forças naturais, minimizando a necessidade de ação do operador, equipamentos elétricos, máquinas rotativas, etc. Sendo assim, os sistemas passivos de segurança, que são baseados em forças naturais como circulação natural de água, vapor ou ar, gravidade, condução, convecção e outros, como mostra a figura 3, tornam a usina mais segura [6].

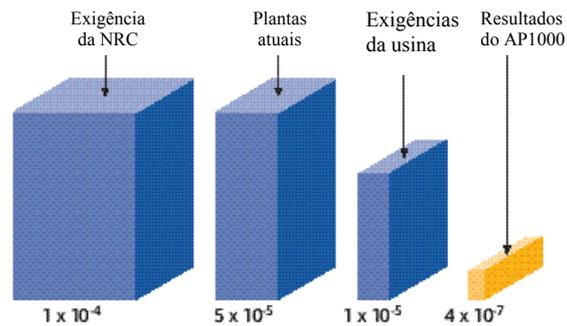


Figura 3 – Comparação entre as freqüências de danos ao reator por ano [3]

2.1.2 – Simplicidade

O projeto de reatores avançados como o AP1000 busca, através da utilização dos sistemas passivos de segurança, tornar uma usina mais simples e com o menor número possível de componentes, como mostra a figura 4. Em consequência disto, aumenta-se a confiabilidade dos sistemas, reduzindo os custos de construção, operação e manutenção, além de reduzir consideravelmente o tempo de construção da usina [3].

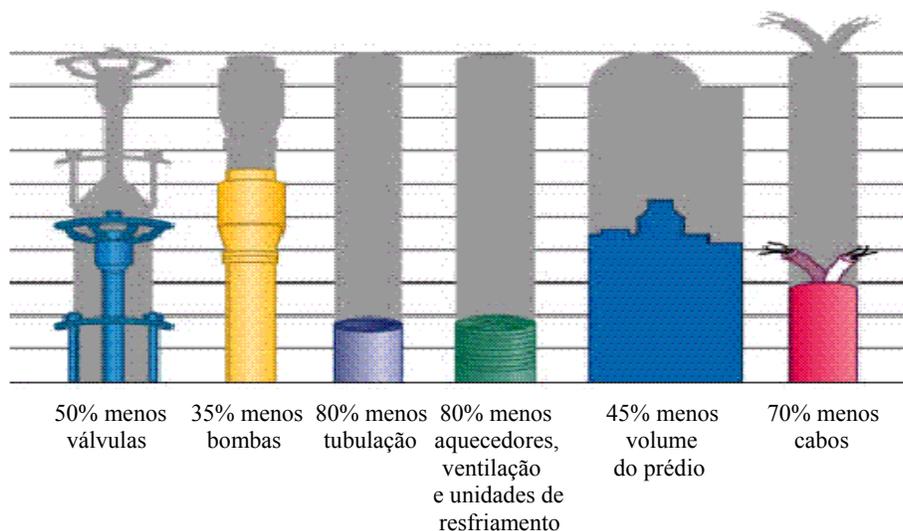


Figura 4 – Quadro comparativo da simplificação dos sistemas [2]

2.1.3 – Domínio da tecnologia empregada

Aproximadamente 50% dos reatores nucleares em operação no mundo são reatores de água leve pressurizada que utilizam os projetos desenvolvidos pela Westinghouse, o que significa que há um total de, aproximadamente, 2.250 reatores. anos de experiência operacional. Além disso, os muitos componentes utilizados na tecnologia do AP1000 são utilizados em usinas convencionais em operação no mundo [2].

2.1.4 - Construção Modular

O reator AP1000 tem como vantagem o fato de boa parte da usina poder ser construída de maneira modular. No total são 50 módulos grandes e 250 módulos pequenos que, como mostram as figura 5, 6, 7 e 8, podem ser transportados por trem, caminhão ou navio. Com este processo de construção torna-se possível que cada módulo possa ser testado no local em que está sendo construído e pode ter sua operacionalidade constatada antes do módulo ir para o canteiro de obra. Como consequência disso, o tempo de construção cai para 36 meses desde a colocação das primeiras fundações até o início da operação da usina [2].

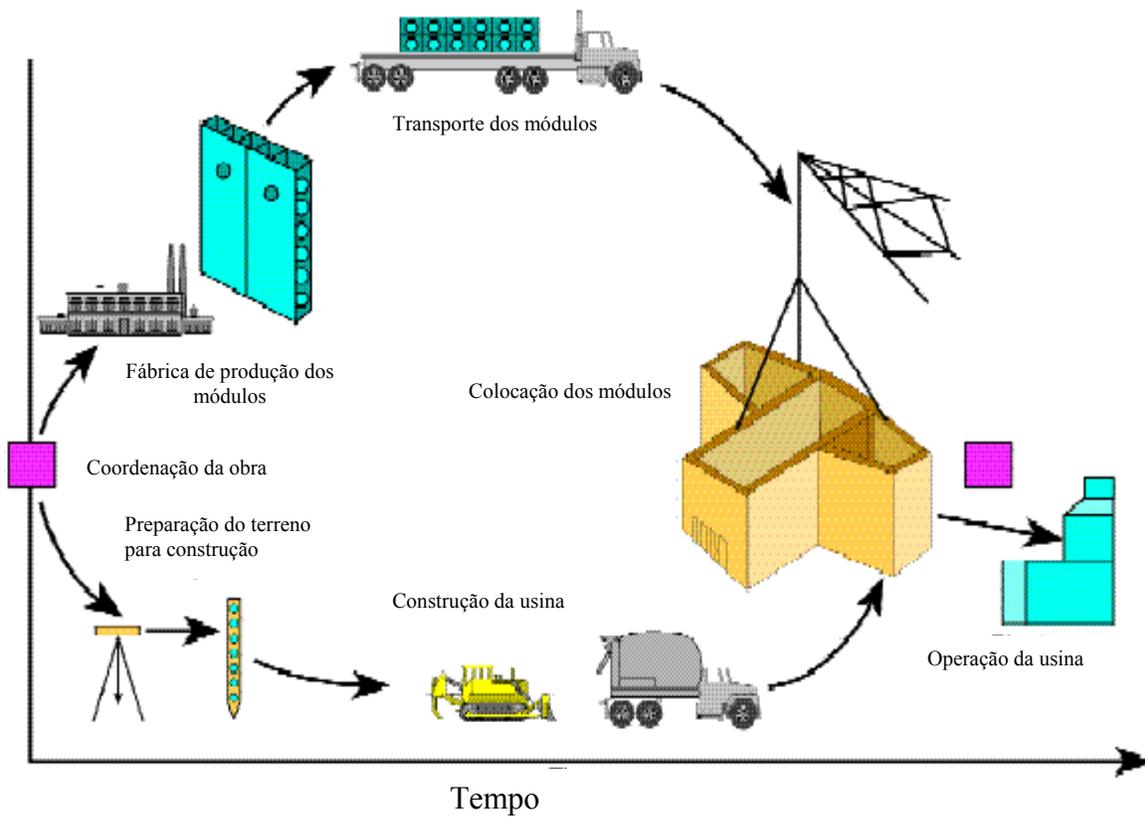


Figura 5 – Construção e transporte dos módulos para o canteiro de obras [2]

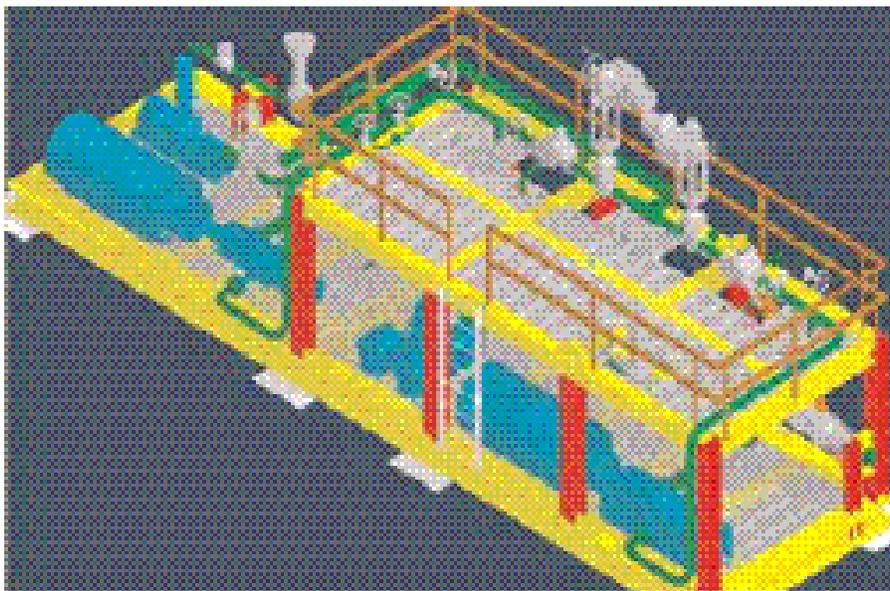


Figura 6 -Módulo do sistema de água de alimentação[3]

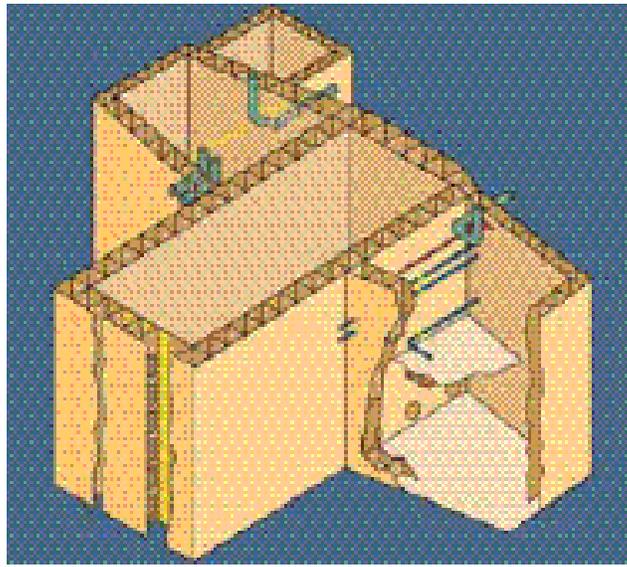


Figura 7 -Módulo estrutural do Sistema de Refrigeração do Reator [3]

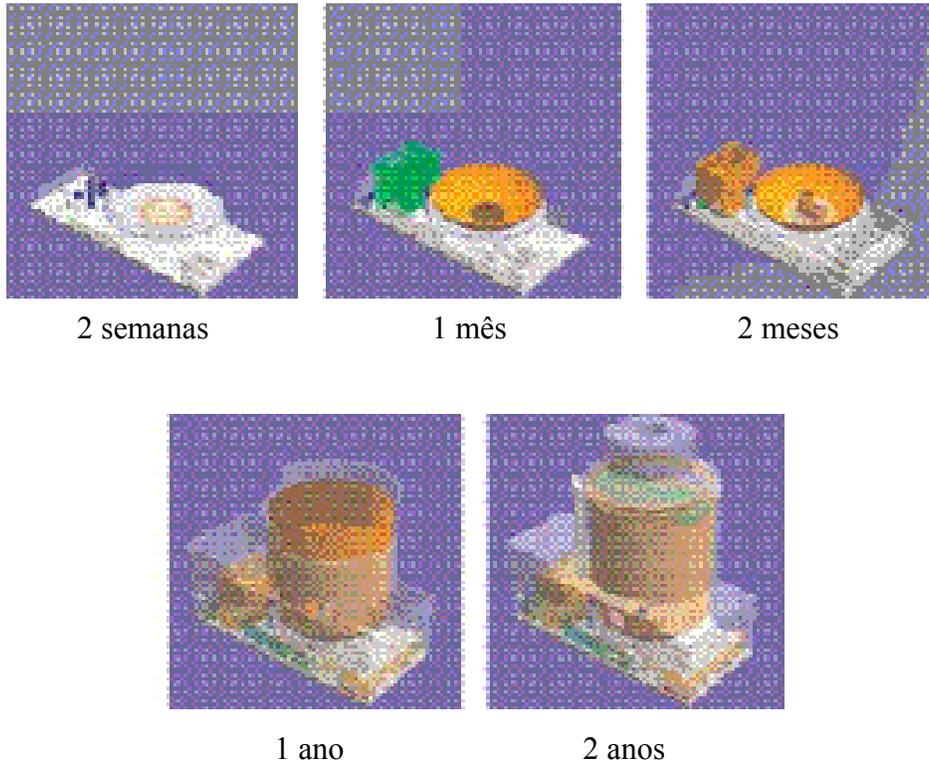


Figura 8 – Planejamento de construção da usina AP1000 [3]

2.1.5 - Usina de alta performance

O reator AP1000 possui um ciclo de combustível de 18 meses com tempo estimado de vida útil da usina de 60 anos, significativa redução de custo de produção energética, tornando-a competitiva com diversas fontes de produção de energia.

Podemos então, concluir que o AP1000 é uma usina nuclear de projeto comprovadamente eficaz cuja tecnologia básica está presente na maioria dos reatores em operação hoje. A usina AP1000, além das características apresentadas faz com que o custo do kWh seja competitivo com o preço de produção atual de diversas fontes, com seu custo estimado entre 3,0 e 3,5c/kWh [2].

Vejamos agora uma descrição geral da usina AP1000 e da disposição do reator nuclear e componentes do prédio da contenção.

As figuras 9 e 10 fazem uma comparação entre a usina AP1000 e sua precursora AP600 e a figura 11, mostra como estão dispostos o prédio auxiliar, o prédio da contenção, e os principais componentes de operação da usina.

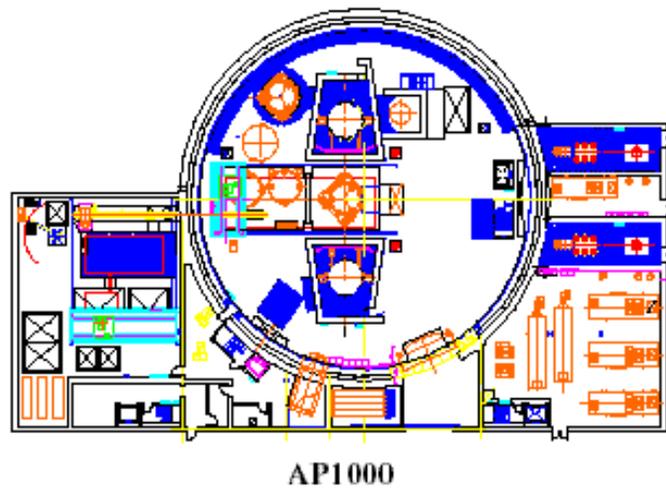


Figura 9 – Visão superior das usina nuclear AP1000 [6]

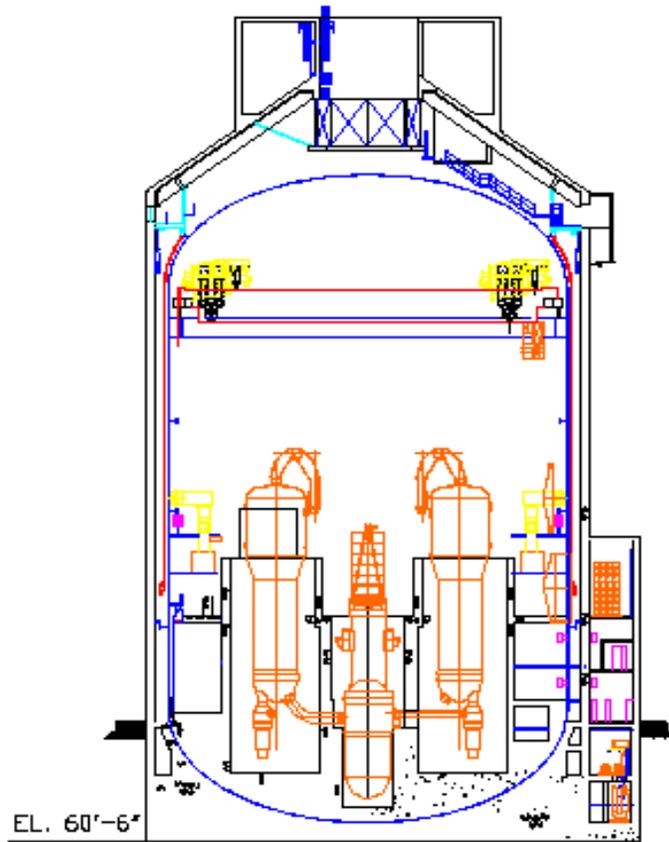
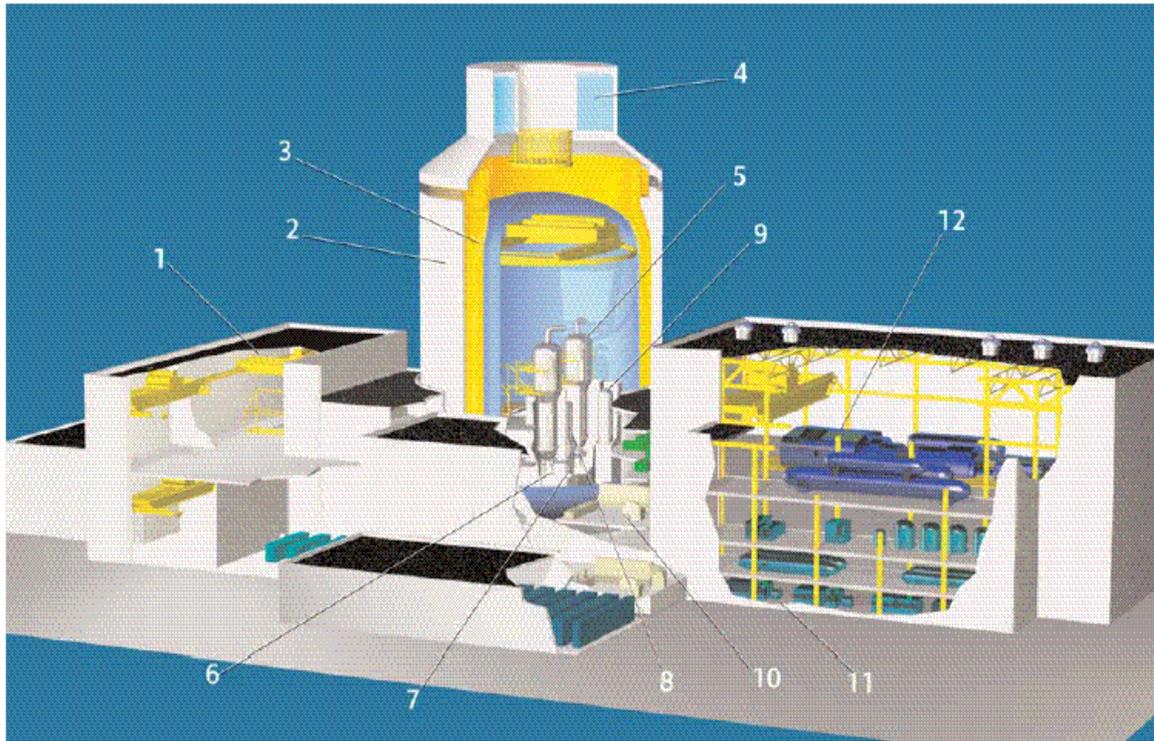


Figura 10 – Seção vertical do prédio da contenção para o reator AP1000 [6]



- | | |
|---|------------------------------------|
| 1 – Área de manipulação do combustível | 7 – Vaso do reator |
| 2 – Vaso de concreto da contenção | 8 – Instrumentação do reator |
| 3 – Vaso de aço da contenção | 9 – Pressurizador |
| 4 – Tanque de reserva do sistema passivo de resfriamento da contenção | 10 – Sala de controle |
| 5 – Geradores de vapor (2) | 11 – Bombas de água de alimentação |
| 6 – Bombas de refrigeração do reator (4) | 12 – Gerador |

Figura 11 – Visão geral da área de operação da usina AP1000 [6]

Capítulo 3

Sistema de Resfriamento do Reator

3.1 – Descrição do Sistema de Resfriamento do Reator

O Sistema de Resfriamento do Reator (SRR) do AP1000 consiste de dois circuitos de transferência de calor contendo cada um deles: um gerador de vapor, duas bombas de remoção de calor, uma perna quente e duas pernas frias para circulação de líquido refrigerante, um pressurizador, tubulações, válvulas e instrumentação para controle operacional e monitoramento da segurança da usina nuclear.

O SRR possui as seguintes bases de projeto:

- Transferir o calor produzido durante a operação do reator para o sistema de vapor e de conversão de potência durante a operação da usina nuclear;
- Transferir para o sistema de remoção de calor residual (SRCR) o calor produzido pelos produtos de fissão durante as paradas da usina;
- Manter a integridade do combustível nuclear durante a operação normal ou durante a ocorrência de transientes, incluindo a transição entre a atuação do SRCR e o sistema passivo de remoção de calor residual (SPRCR);
- Fornecer água do inventário utilizada como moderador e refletor de nêutrons, conservando os nêutrons térmicos;
- Manter a homogeneidade de absorvedores de nêutrons para o controle da reatividade;
- Acomodar a pressão e a temperatura do reator durante a operação e ocorrência de transientes;

De acordo com [7], os seguintes componentes fazem parte do SRR do AP1000:

- Vaso do reator, incluindo as barras de controle e seus mecanismos;
- As bombas de refrigeração - quatro bombas encamisadas que transferem fluido entre o reator e os componentes de refrigeração;
- Dois geradores de vapor;
- O pressurizador;
- Tubulação de interconexão dos sistemas;
- Válvulas.

Durante a operação, as bombas de refrigeração circulam água pressurizada através do vaso de pressão e dos geradores de vapor. A água, que serve como refrigerante, moderador e solvente para o ácido bórico, aquece ao passar pelo núcleo do reator, removendo o calor produzido por este. Ao passar pelo gerador de vapor, essa água transfere o calor para as linhas de vapor principal, sendo, então, bombeada de volta para o vaso de pressão para repetir o ciclo de remoção de calor.

A pressão do SRR é controlada pelo pressurizador, que mantém água e vapor de água em equilíbrio pela ação de aquecedores elétricos ou sprays ou ambos. No pressurizador, o vapor é gerado pelos aquecedores ou condensados pelos sprays para controlar as variações de pressão que resultam das expansões ou contrações do refrigerante do reator. Há também, conectadas ao pressurizador, válvulas de alívio de pressão para o caso da ação do pressurizador não ser suficiente para controlar o excesso de pressão do reator. Neste caso, as válvulas abrem e proporcionam uma descarga de inventário no prédio da contenção. Além disso, há também dois grupos de válvulas redundantes que compõem os três primeiros estágios do Sistema de Despressurização Automática, que

descarregam vapor e água em três estágios de despressurização através de difusores localizados no Tanque de Reserva de Água da Contenção, que faz parte do Sistema Passivo de Resfriamento do Reator .

O quarto estágio do sistema de despressurização automática é composto por duas redundâncias de válvulas ligadas à perna quente do SRR, e quando acionadas, descarregam diretamente na atmosfera da contenção.

3.1.2 - Componentes do SRR

3.1.2.1 - Vaso do Reator

O vaso do reator é cilíndrico com base semi-esférica e parte superior também semi-esférica removível. O vaso contém o núcleo, as estruturas de suporte do núcleo, barras de controle e outras partes associadas ao núcleo e está localizado no prédio da contenção.

O vaso do reator do AP1000 é basicamente o mesmo vaso utilizado pelos reatores PWR de segunda geração com 3 circuitos adaptados para 2 circuitos, sendo que não há penetrações no vaso abaixo do topo do combustível. Desta forma, no caso de um LOCA por ruptura do vaso de pressão, garante-se que o combustível não fique descoberto após a reinundação do mesmo. Além disso, o combustível é posicionado na parte mais inferior possível para que se minimize o tempo de reinundação do combustível em acidentes com grande perda de líquido refrigerante [1].

O projeto do sistema de combustível busca garantir que as seguintes condições sejam satisfeitas:

- Não haja danos ao combustível em nenhuma condição normal de operação;

- Os danos, caso ocorram, nunca sejam tão severos que não permitam a inserção das barras de controle;
- O número de falhas das varetas de combustível não é subestimado para os acidentes postulados;
- A refrigeração sempre será mantida.
- As falhas das varetas de combustível são aquelas que possam levar a vazamento da vareta e danos à primeira barreira dos produtos de fissão.

Cada elemento combustível do AP1000 é composto por 264 varetas de combustível dispostas em grades espaçadoras quadradas de 17x17 com uma altura útil de combustível de 3,7m (12 ft) [6]. Além das varetas de combustível, os elementos combustível possuem tubos guias utilizados para inserção das barras de controle ou varetas de veneno queimável para proporcionar controle de reatividade. As pastilhas de combustível são cilíndricas e compostas de UO_2 enriquecido colocados em varetas cilíndricas de ZIRLO [7](liga avançada a base de zircônio) soldadas nas extremidades para encapsular o combustível. A figura 12 mostra um corte longitudinal do vaso de pressão do reator AP1000.

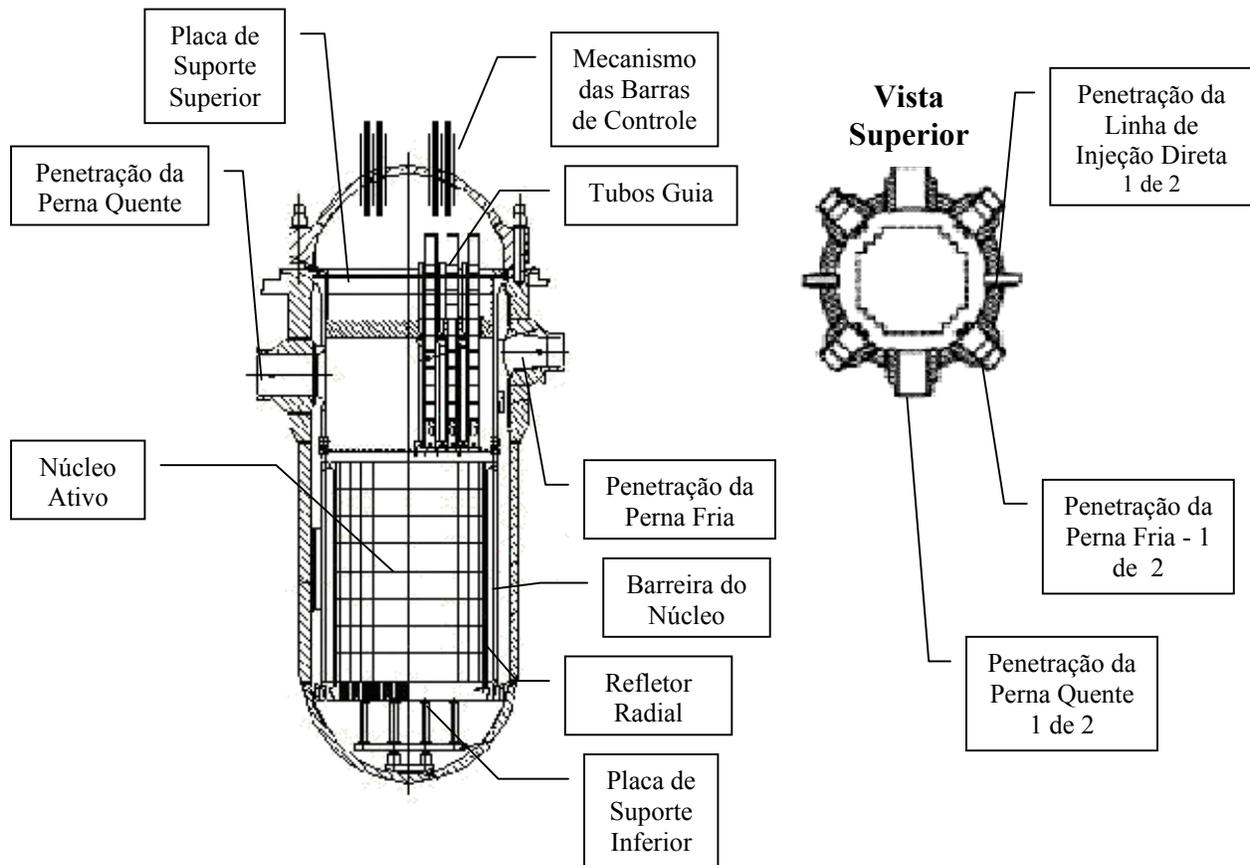


Figura 12 – Corte longitudinal do vaso de pressão do reator AP1000 [8]

3.1.2.2 - Gerador de Vapor

O Gerador de Vapor é basicamente o mesmo utilizado pelas usinas PWRs anteriores (de 2ª geração). Sua função básica é transferir calor do refrigerante do reator através de tubos em U para o lado secundário para produzir vapor. Desta forma, o inventário do secundário pode ser considerado como um poço de calor que absorve calor do circuito

primário durante a operação normal e transientes com elevação da temperatura do inventário do primário.

O modelo de gerador de vapor utilizado nesta usina é o Delta-125, que é baseado na tecnologia do Modelo F da Westinghouse, que possui atualmente 84 unidades em operação em 25 usinas nucleares, acumulando mais de 450 anos de operação de gerador de vapor com menos de um tubo tamponado por gerador de vapor por ano, o que de acordo com [1] é considerado um elevado nível de confiabilidade.

A base do gerador de vapor é dividida por uma chapa para separar as câmaras de entrada e de saída de água do gerador de vapor. No bocal de cada perna fria há uma bomba de refrigeração do reator diretamente ligada ao gerador de vapor, eliminando a necessidade de selos de bombas, cuja falha é um dos principais motivos de ocorrência de um pequeno LOCA. Ainda na base do gerador de vapor 1, podemos encontrar um bocal localizado na área de sucção das bombas de refrigeração do reator, que permite a injeção do Sistema Passivo de Remoção de Calor Residual, que remove calor do núcleo do reator sob determinadas condições de acidente, como por exemplo, situações em que seja necessário a parada do reator e o sistema de remoção de calor residual forçado não esteja disponível [7].

O objetivo dos geradores de vapor é transferir para o circuito secundário o calor produzido pelo núcleo do reator durante a operação normal da usina, alguns transientes e durante a remoção passiva de calor residual do núcleo.

No lado secundário, a água de alimentação do gerador de vapor entra em uma elevação entre a parte superior dos tubos em U e o nível normal de água do gerador de vapor através de um bocal de alimentação. A água de alimentação entra por um anel de alimentação através de uma luva térmica soldada e sai através de bocais colocados no topo do anel de alimentação. Esta configuração minimiza o potencial de formação de bolsões de

vapor que podem levar à ocorrência de golpe de aríete na tubulação de alimentação, visto que a alimentação feita acima dos tubos em U e abaixo do nível normal de água do gerador de vapor reduz a formação de vapor na alimentação do lado secundário do gerador de vapor. Ao deixar o bocal de alimentação, a água de alimentação se mistura com a água saturada que está sendo mecanicamente separada a partir do vapor que deixa o gerador de vapor através de separadores centrífugos. A mistura entre a água de alimentação e a recirculação de água saturada penetra na câmara de descida entre a parede externa do gerador de vapor e a capa dos tubos em U. Na parte inferior do gerador de vapor a água vai direto para o centro dos tubos em U, através da placa inferior de suporte. Desta forma, a ocorrência de zonas de baixa velocidade do escoamento de água é minimizada, fazendo com que a probabilidade de ocorrência de depósitos diminua [7].

A água então passa através dos tubos em U e é convertida em uma mistura de vapor-água que será separada por separadores centrífugos. A mistura, com melhor qualidade de vapor continua seu fluxo até os secadores na parte superior do gerador de vapor onde o título do vapor atinge 99,75%. Daí, a água saturada removida pelos separadores de mistura volta para ser misturada com a água de alimentação e continuar o ciclo de operação. A figura 13 descreve o gerador de vapor com suas características principais [7].

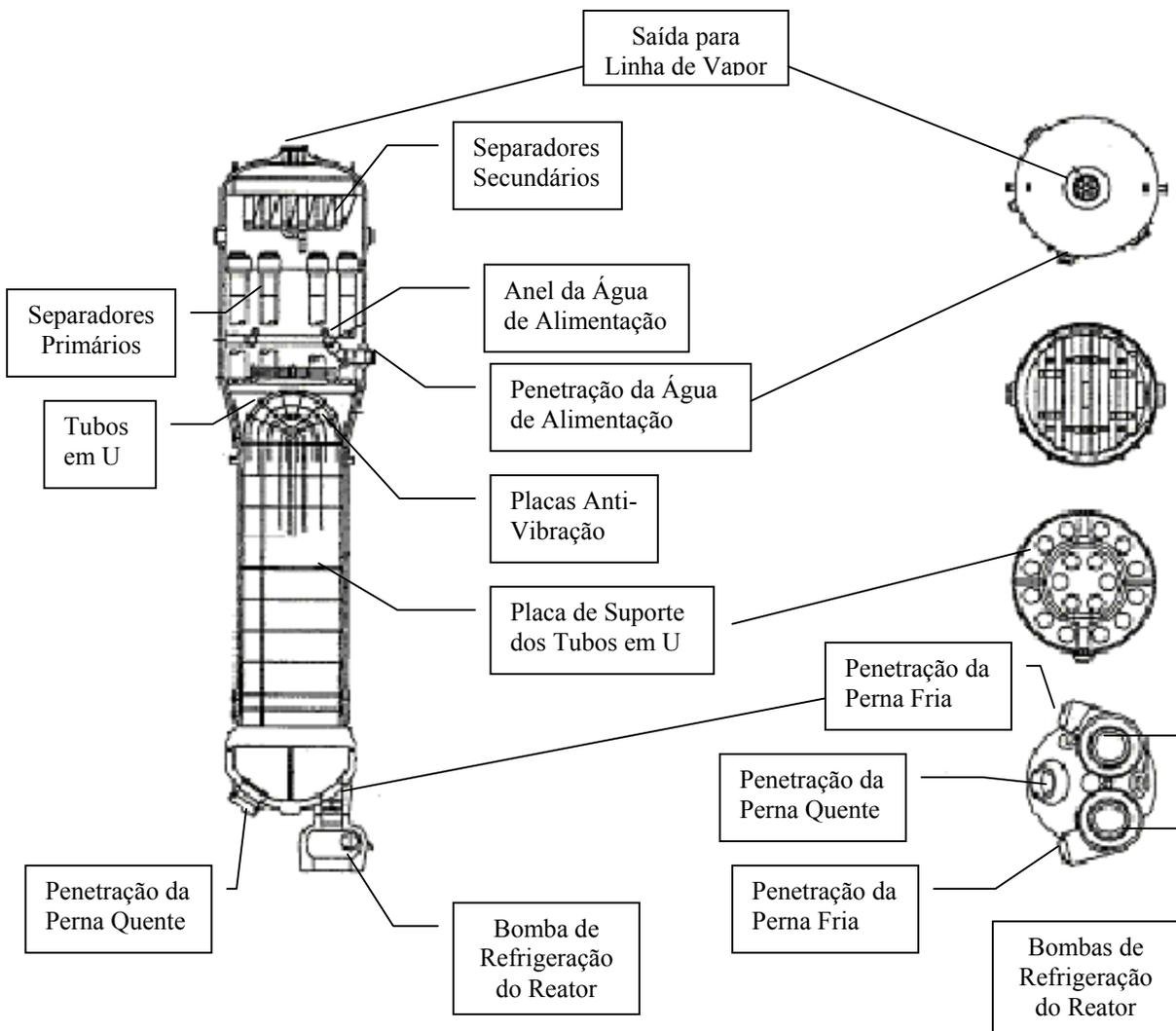


Figura 13 – Gerador de Vapor [1]

3.1.2.3 - Bombas de Refrigeração do Reator

As bombas de refrigeração do reator AP1000 são bombas encamisadas, de alta inércia, alta confiabilidade, baixa manutenção e hermeticamente seladas, cuja função é circular refrigerante do reator através do vaso do reator, tubulações do circuito primário e geradores de vapor [6].

As bombas de Refrigeração do reator têm como objetivo circular líquido refrigerante entre os geradores de vapor e o vaso de pressão do reator e são montadas de maneira integrada à base do gerador de vapor, eliminando a necessidade de selos de bomba, o que reduz a necessidade de manutenção e elimina a possibilidade de acidentes envolvendo falhas nos selos das bombas. Além disso, esta configuração oferece a vantagem de simplificar as fundações e sistemas de suporte do gerador de vapor e das bombas e elimina a possibilidade de descobrimento do núcleo devido à ocorrência de pequeno LOCA por ruptura de selo de bomba [6].

As bombas de refrigeração do reator AP1000 são projetadas para operar em condições de baixa densidade do líquido refrigerante que ocorre com alta temperatura durante a operação da usina, ao invés de ser projetada para operar com o líquido refrigerante com maior densidade como no reator AP600. Isto faz com que, com um pequeno aumento do motor das bombas tenhamos o ganho de fluxo de líquido refrigerante. Caso a bomba tenha que trabalhar com a usina parada, ou seja, com o líquido refrigerante em baixa temperatura e em consequência mais denso, as bombas do AP1000 utilizam um controlador de velocidade que é bloqueado durante a operação normal da usina pois neste regime as bombas funcionam com velocidade constante. Além disso, o uso do controlador de velocidade reduz os esforços sobre os motores das bombas durante a parada do reator.

As bombas de refrigeração do reator são hermeticamente fechadas, de alta inércia e centrífugas. Cada gerador de vapor contém duas bombas de refrigeração, projetadas para bombear grandes quantidades de líquido refrigerante em alta temperatura e sob alta pressão, visto que altas taxas de bombeamento são necessárias para manter um resfriamento adequado do núcleo do reator e mantê-lo longe do limite de ebulição nucleada determinada nas bases do projeto [7].

O motor das bombas de refrigeração do reator é vertical, refrigerado a água e projetado para ser removido do estojo no caso de inspeção, manutenção ou substituição se for necessário. O rotor e o estator são encamisados e o motor é resfriado com a água que circula através da jaqueta de resfriamento na parte de fora do alojamento do motor e através de uma barreira térmica entre o estojo da bomba e o resto dos componentes internos. Dentro das jaquetas de resfriamento ficam as bobinas que são cheias de refrigerantes, que é um volume controlado de refrigerante do reator que circula na cavidade do rotor [7].

As bombas de refrigeração do reator são projetadas de maneira a garantir o fluxo de líquido refrigerante necessário para manter o resfriamento adequado do núcleo do reator durante a operação normal ou durante a ocorrência dos transientes avaliados nas bases de projeto. O menor fluxo de líquido refrigerante através do vaso de pressão do reator é de $68.516\text{m}^3/\text{h}$ e cada bomba é capaz de manter um fluxo de $17.886\text{m}^3/\text{h}$ [7], o que garante a performance térmica das bombas e mantém o núcleo do reator longe dos limites da ebulição nucleada (DNB). A figura 14 mostra a descrição da bomba de refrigeração do reator.

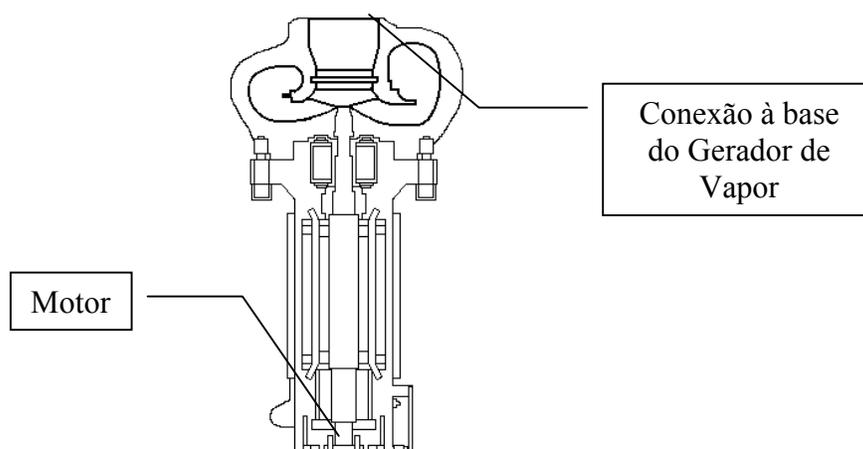


Figura 14 – Bomba de Refrigeração do Reator [1]

3.1.2.4 - Tubulação do Circuito Primário

As tubulações são configuradas da seguinte maneira: uma tubulação simples com 78,74cm de diâmetro interno para a perna quente que transporta o líquido refrigerante para o gerador de vapor e duas tubulações com 55,88cm de diâmetro interno para cada perna fria (uma por bomba) que transportam refrigerante de volta para o vaso do reator para completar o ciclo [1].

3.1.2.5 - Pressurizador

O pressurizador é o principal componente para o controle da pressão do SRR e é composto por um vaso cilíndrico vertical com topo e base semi-esféricas. Para esta usina, o pressurizador é aproximadamente 40% maior do que os das usinas convencionais, o que aumenta as margens de operação durante os transientes, resultando em uma usina mais confiável com menor número de paradas do reator durante transientes. Apesar do volume do reator ser maior, de acordo com a figura 15, esse ganho foi feito apenas aumentando a sua altura, ou seja, o seu diâmetro foi mantido, não havendo necessidade de novos lay-outs relativos a estruturas e tubulações em torno do pressurizador [1].

O pressurizador é conectado em sua parte inferior a uma das pernas quentes do sistema de refrigeração do reator através da linha de compensação, que permite um contínuo fluxo de líquido refrigerante para dentro e para fora do pressurizador, assim como uma acomodação da pressão do Sistema de Refrigeração do Reator. O pressurizador, quando está com as fases líquida e de vapor em equilíbrio controla a pressão do sistema de refrigeração do reator durante a operação normal da usina ou em alguns transientes. Os

principais componentes do pressurizador são: Sistema de Spray, Aquecedores Elétricos, Válvulas de Segurança, Válvulas do Sistema de Despressurização Automática (níveis 1 a 3) e a linha de compensação. Além de acomodar a pressão do Sistema de Refrigeração do Reator, o pressurizador também serve como fonte de água de inventário na ocorrência de pequenos vazamentos ou fonte inicial de água durante a ocorrência de pequenos LOCAs [7].

Durante a ocorrência dos transientes, se houver o aumento de pressão do Sistema de Refrigeração do Reator, ocorre entrada de líquido refrigerante no pressurizador através da linha de compensação, fazendo com que os Sprays atuem para acomodar o transiente antes que a pressão chegue ao limite para o desligamento do reator. Por outro lado, se houver a diminuição de pressão do Sistema de Refrigeração do Reator, os aquecedores atuam, impedindo que a pressão chegue ao limite mínimo e também haja necessidade de parada do reator. Se ocorrer algum transiente, como por exemplo o grande LOCA, em que haja necessidade de injeção dos tanques de água borada, os aquecedores são automaticamente bloqueados para que a injeção passiva de segurança possa ocorrer sem problemas.

O pressurizador possui um volume interno de $59,5\text{m}^3$ [6] e esse aumento de volume proporciona maior flexibilidade de operação da usina, minimiza a necessidade de acionamento das válvulas de alívio e de segurança, além de eliminar a necessidade das PORVs (válvulas de alívio eletricamente operadas). A não necessidade das PORVs [7] ocorre devido ao fato do volume do pressurizador:

- ser capaz de acomodar as mudanças de volume devido à combinação de volume entre a água saturada e vapor;

- o volume de água é suficiente para evitar a parada do reator devido a um aumento de potência de até 110% ou descobrimento dos aquecedores após parada do reator ou da turbina com operação normal dos sistemas de controle e manutenção das linhas de vapor.
- O volume de vapor é grande o suficiente para acomodar uma redução de potência de 100% para condição de operação como ilha, sem parada do reator, assumindo operação normal dos sistemas de controle e prevenir alívio de água através das válvulas de segurança no caso de altos níveis de água iniciando a parada do reator sem descarga de vapor na contenção.

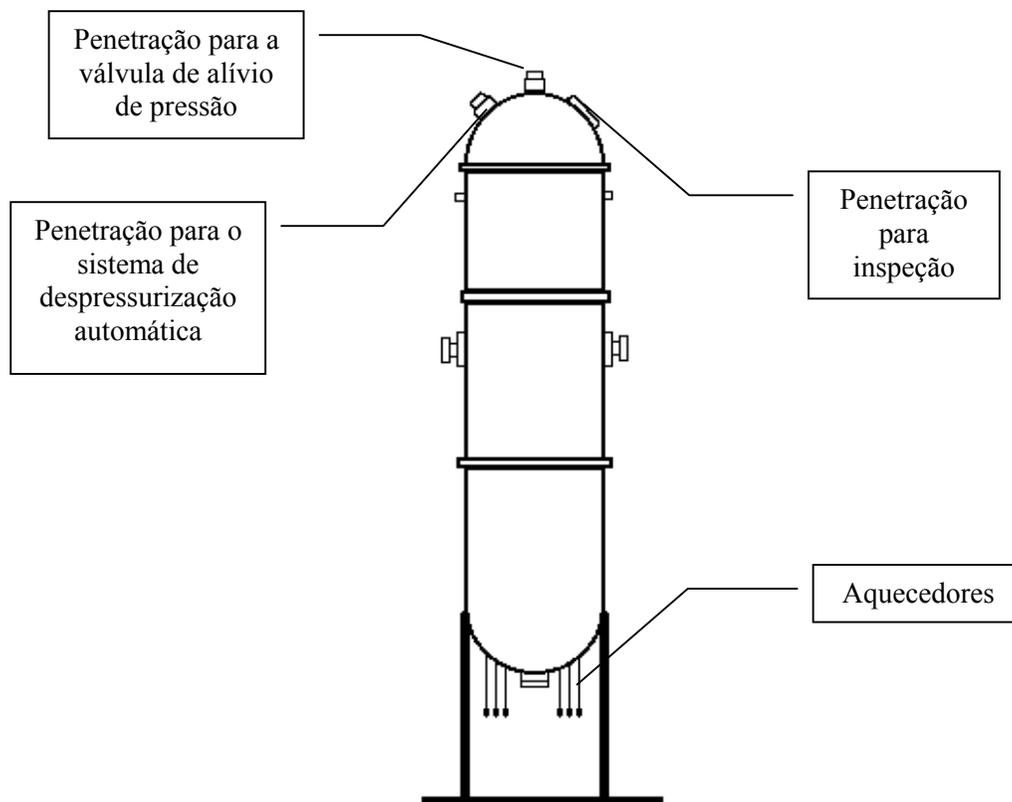


Figura 15 – Pressurizador [1]

3.1.2.6 - Válvulas de Alívio do Pressurizador

Na parte superior do pressurizador há duas válvulas de alívio de pressão cujo objetivo é impedir que a pressão do SRR exceda o seu limite máximo. Neste caso, algum transiente ocorreu, tal que a ação do pressurizador não foi suficiente para evitar o excesso de pressão do SRR.

3.1.2.7 - Válvulas de Despressurização Automática

É um conjunto de válvulas localizadas na parte superior do pressurizador (Estágios 1 a 3) e um quarto estágio conectado a uma perna quente. Esse conjunto de válvulas tem por objetivo reduzir gradativamente a pressão do SRR para alguns cenários. O acionamento desses estágios está ligado diretamente ao nível dos tanques de água borada. Os estágios 1 a 3 aliviam vapor e água do SRR no tanque de armazenamento de água da contenção (IRWST) através de difusores e o 4º estágio alivia vapor e água do SRR no interior do prédio da contenção.

3.1.2.8 - Sistema de Remoção de Calor Residual Normal

O Sistema de Remoção de Calor Residual Normal, como mostra a figura 16, é um sistema forçado composto por dois circuitos redundantes contendo em cada um deles uma

bomba , um trocador de calor, válvulas e tubulações. As principais funções do sistema de remoção de calor residual normal são:

- Remover calor do núcleo e do sistema de refrigeração do reator durante a parada da usina. Este sistema reduz a temperatura do SRR durante a segunda fase do resfriamento do reator durante a parada, visto que a primeira fase de redução da temperatura utiliza os geradores de vapor como fonte fria.
- Redireciona o fluxo do sistema de refrigeração do reator para o sistema de controle químico e volumétrico durante a troca de combustível para que o inventário seja purificado
- Proporciona resfriamento da água do tanque de reserva de água da contenção durante a operação do sistema de remoção de calor residual passivo ou durante operação normal da usina quando for necessário.
- Resfriar o sistema de refrigeração do reator e o núcleo do reator em baixa pressão utilizando a água do tanque de reserva de água da contenção após despressurização do sistema.
- Proporcionar resfriamento do núcleo do reator durante acidentes do tipo LOCA por um longo período de tempo, evitando assim o descobrimento do núcleo.

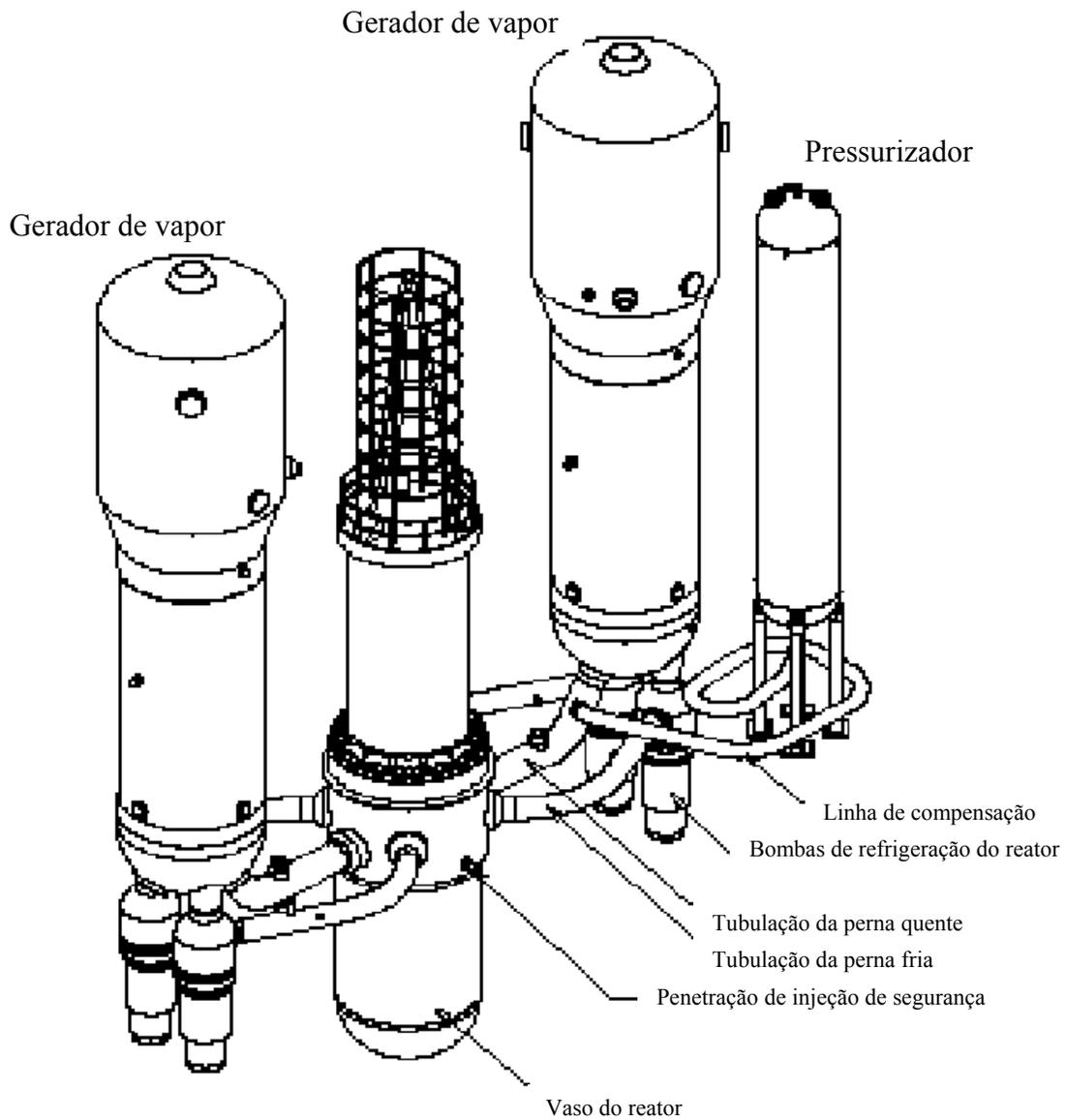


Figura 16 – Sistema de refrigeração do reator [6]

A tabela 1 mostra uma comparação entre as características principais do reator AP1000, seu antecessor AP600 e uma usina PWR convencional em operação

Tabela 1 – Quadro comparativo entre os reatores PWR Doel 4, Tihange 3 com os reatores

AP600 e AP1000 [6]

Parâmetro	Doel 4/Tihange 3	AP600	AP1000
Potência Elétrica, MW	985	610	1117
Potência Térmica, MW	2988	1933	3400
Temp. Perna Quente, °C	330	316	321
Nº de Elementos Combustível	157	145	157
Tipo de Elementos Combustível	17x17	17x17	17x17
Altura Útil do Combustível, m	4,3	3,7	4,3
Potência Linear, kW/m	16,5	13,5	18,8
Barras de Controle/Barras “Cinzas”	52/0	45/16	53/16
Diâmetro Interno do V.P., m	3,99	3,99	3,99
Fluxo do Vaso de Pressão, 10 ³ m ³ /h	67,1	44,1	68,1
Área do Gerador de Vapor, m ²	6.320	6.970	11.600
Volume do Pressurizador, m ³	39,6	45,3	59,5

Capítulo 4

Sistemas Passivos de Injeção de Segurança

4.1 – Introdução

O principal objetivo do reator nuclear AP1000 é proporcionar uma usina com projeto simplificado que possa atender às exigências da NRC no tocante à segurança, além de demonstrar competitividade econômica com outras usinas nucleares durante o ciclo de operação.

Além desses fatores, devido a sua concepção, onde os sistemas de segurança do reator são baseados em forças naturais, não se faz necessária a montagem de uma usina protótipo nem a criação de modelos para a sua regulamentação.

Devido à simplificação dos sistemas da usina combinado ao aumento das margens de operação da mesma, a ação dos operadores durante um evento de acidente é reduzida, cabendo ao operador ações para manter as configurações de segurança da usina seguindo os acidentes de base de projeto.

Os sistemas de segurança do AP1000 são baseados na segurança passiva, que reduz consideravelmente as ações de operação, teste e manutenção. Além disso, esta usina é projetada para ter um cronograma de construção reduzido, devido às técnicas de construção modular que, além de proporcionar uma estimativa de 36 meses de construção entre o início das fundações e a criticalidade do reator, permite que os módulos sejam inspecionados na fábrica antes de serem levados para o canteiro de obras, o que aumenta consideravelmente as condições de segurança da usina.

4.2. – Sistemas de Segurança Passiva

O reator AP1000 utiliza sistemas de segurança passiva para proporcionar a segurança da usina e atender aos critérios de segurança da NRC.

Nos sistemas de segurança passiva não são utilizadas bombas, ventiladores, geradores diesel ou qualquer outra máquina rotativa, necessitando apenas de válvulas para alinhá-los, quando necessário. Os sistemas de segurança passiva são, significativamente, mais simples do que os sistemas ativos pois, além de mais simples, esses sistemas não necessitam de uma grande rede de outros sistemas de suporte de segurança utilizado em uma típica usina PWR, tal como fornecimento de energia elétrica, HVAC (heating, ventilating, ar conditioning) e prédios para abrigar sistemas de água de resfriamento. Essas simplificações incluem a eliminação dos geradores diesel de emergência e sua rede de sistemas de suporte como tanques de armazenamento de combustível, bombas de transferência de combustível, sistemas de exaustão, etc. [9]

Os dispositivos de segurança passiva do AP1000 incluem a injeção de segurança passiva, o sistema de remoção de calor residual passivo e o resfriamento da contenção, projetados para atender às normas de segurança da NRC. Vejamos agora uma descrição do Sistema Passivo de Resfriamento do Reator e seus subsistemas:

4.2.1 - Sistema Passivo de Resfriamento do Reator

O Sistema Passivo de Resfriamento do Reator é projetado para exercer as seguintes funções de segurança do reator:

- Remoção de Emergência do Calor de Decaimento dos Produtos de Fissão;
- Compensação e boração de emergência do Sistema de Refrigeração do Reator;
- Injeção de Segurança;
- Controle do pH do poço da contenção.

O Sistema Passivo de Resfriamento do Reator está localizado dentro do prédio da contenção e seus principais componentes são:

- Tanque de Reserva de Água da Contenção(IRWST);
- Sistema Passivo de Remoção de Calor Residual;
- Acumuladores;
- Sistema de Despressurização Automática;
- Tanques de Água Borada;
- Sistema de Ajuste de pH do poço da contenção;
- Válvulas, tubulações, e outros componentes associados.

O tanque de reserva de água da contenção é um grande tanque de água borada localizado acima dos circuitos do sistema de refrigeração do reator, que contém água para injeção de segurança em baixa pressão e para trocar calor do sistema passivo de remoção de calor residual, pois o trocador de calor desse sistema está imerso nessa água. O trocador de calor do sistema passivo de remoção de calor residual está ligado ao sistema de resfriamento do reator através da perna quente e da câmara da perna fria do gerador de vapor (sucção da bomba de refrigeração do reator) e seu funcionamento é garantido usando apenas circulação natural. Os tanques de água borada estão localizados acima dos

circuitos do sistema de refrigeração do reator e possuem uma linha de balanço que liga o topo dos tanques de água borada à perna fria do sistema de refrigeração do reator. Isto mantém os tanques pressurizados na pressão do sistema de refrigeração do reator. [7]

A injeção pelos tanques de água borada ocorre em alta pressão e o fluxo sai da base dos tanques e injeta nas Linhas de Injeção Direta do Vaso de Pressão do Reator por ação gravitacional. O Sistema de Despressurização Automática é formado por quatro estágios de válvulas de despressurização. Os três primeiros estágios estão ligados ao topo do pressurizador e descarregam por difusores dentro do Tanque de Reserva de Água da Contenção e o quarto estágio, que está ligado à perna quente do Sistema de Resfriamento do Reator descarrega dentro do prédio da contenção. O Sistema de Despressurização Automática é projetado para despressurizar gradativamente o Sistema de Refrigeração do Reator para que a água do Tanque de Reserva de Água da Contenção possa injetar água em baixa pressão, por ação gravitacional, no Sistema de Refrigeração do Reator. O acionamento desses estágios de despressurização é feito através do nível dos Tanque de Água Borada. Os Acumuladores são tanques de água borada pressurizada por nitrogênio cuja função é repor rapidamente água do inventário para acidentes com perda de líquido refrigerante. O acionamento dos acumuladores ocorre passivamente quando a pressão do Sistema de Refrigeração do Reator se torna menor do que a pressão dos acumuladores. Assim, as válvulas de descarga se abrem e ocorre a injeção passiva (por ação gravitacional) de água borada através das Linhas de Injeção Direta do Vaso de Pressão do Reator. O Sistema de Ajuste do pH do poço da contenção é composto por reservatórios de “fosfato trisódio”. Quando o poço da contenção é inundado, a água atinge esses reservatórios diluindo o fosfato trisódio e mantendo o pH da água de recirculação durante as condições

de acidente. A seguir, descrevemos as funções para quais o Sistema Passivo de Resfriamento do Reator foi projetado [7].

4.2.1.1 - Remoção de Emergência do Calor Residual

Esta função ocorre em eventos em que não ocorra perda de inventário, onde a capacidade de remoção de calor residual através dos geradores de vapor esteja comprometida. O trocador de calor do Sistema Passivo de Remoção de Calor Residual atua no sentido de evitar que ocorra alívio de água através das válvulas do pressurizador, resfriar o Sistema de Refrigeração do Reator até 215,6°C em 36 horas [7] com ou sem operação das bombas de refrigeração do reator, manter a remoção de calor residual por um tempo indefinido em conjunto com o Sistema de Resfriamento Passivo da Contenção e reduzir a temperatura e a pressão do Sistema de Refrigeração do Reator durante o evento de ruptura de tubo do gerador de vapor para parar a perda de inventário pela ruptura e evitar o enchimento do gerador de vapor [7].

4.2.1.2 - Compensação e boração de emergência do Sistema de Refrigeração do Reator

Esta função ocorre em eventos sem perda de líquido refrigerante em que haja necessidade de injeção de alta pressão. Neste caso, os tanques de água borada injetam água borada no Sistema de Refrigeração do Reator, que irá controlar a reatividade, permitir a remoção do calor residual sem necessidade de atuação do Sistema de Despressurização Automática e, eventualmente, trazer o reator para uma condição subcrítica [7].

4.2.1.3 - Injeção de Segurança

Esta função proporciona injeção de água suficiente durante acidentes com perda de inventário (LOCA), incluindo desde um pequeno LOCA até um grande LOCA, como por exemplo a ruptura do tipo guilhotina na perna fria. Após a injeção de segurança, ocorre a remoção de calor residual mantendo a integridade do núcleo do reator [7].

4.2.1.4 - Parada segura do reator

Quando se faz uma parada, mesmo que segura do reator, há necessidade de manter o reator subcrítico, assim como remover adequadamente o calor residual dos produtos de fissão. Sendo assim, o Sistema Passivo de Resfriamento do Reator também é utilizado para manter o controle da reatividade, assim como para remover calor residual do núcleo. [7]

4.2.1.5 - Controle do pH do poço da contenção

O ajuste de pH busca manter o pH da água de recirculação entre 7,0 e 9,5 com o objetivo de prevenir corrosão dos componentes da contenção durante um período de resfriamento a longo prazo [7].

4.3. - Sistema de Injeção de Alta Pressão

O sistema de injeção de alta pressão é utilizado para acomodar pequenas perdas de inventário seguidas de transientes ou quando o Sistema de Compensação não está disponível. Dois tanques de água borada são utilizados para proporcionar esta função em qualquer pressão de operação do Sistema de Resfriamento do Reator (RCS), utilizando apenas a gravidade como força de funcionamento [7].

Os Tanques de Água Borada são verticais, cilíndricos com partes superior e inferior esféricas, situados na contenção com sua parte inferior a pelo menos 2,3m acima da linha de injeção direta no vaso de pressão do reator. Outra função desses tanques é a injeção de segurança de alta pressão para os casos de LOCA. Cada tanque de água borada possui 70,8m³ e está ligado, através de sua parte superior, à perna fria do Sistema de Refrigeração do Reator por uma linha de balanço que os mantém pressurizados e possui uma válvula moto-operada normalmente aberta e uma válvula de retenção. A descarga do tanque de água borada ocorre através da linha de injeção direta do vaso de pressão do reator e essa linha de injeção possui duas válvulas de controle normalmente fechadas em paralelo e duas válvulas de retenção em série, como mostra a figura 17. Durante a operação normal da usina, esses tanques estão completamente cheios de água a 3400ppm. Esses tanques atuam por abertura das válvulas de isolamento. Essa descarga pode ocorrer através de dois processos. O primeiro deles é a injeção por recirculação de água, onde a água da perna fria entra nos tanques de água borada pela parte superior e a água do tanque descarrega através da linha de injeção direta. O segundo modo é a injeção por compensação de vapor, que ocorre quando o vapor gerado na perna fria entra pela linha de balanço e desloca a água que deve ser injetada para o vaso de pressão do reator [7].

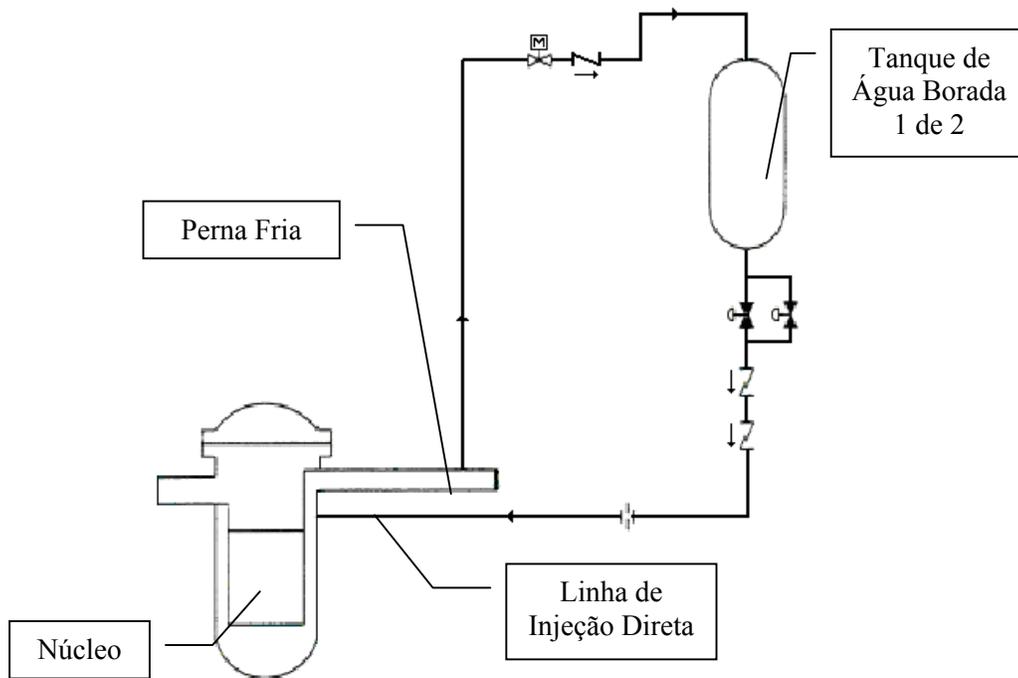


Figura 17 – Sistema Passivo de Injeção de Alta Pressão

4.4 - Sistema de injeção com Acumuladores

Da mesma forma que nos PWRs convencionais, os acumuladores são utilizados nos acidentes com grandes perdas de líquido refrigerantes (LOCAs) para suprir rapidamente a grande necessidade de inventário do reator e são projetados de tal modo a corresponder à total necessidade de se reinundar, rapidamente, o núcleo do reator [7].

Os acumuladores são tanques esféricos situados logo abaixo dos tanques de água borada e cada um deles contém $56,63 \text{ m}^3$ de água a 2600ppm pressurizadas com nitrogênio com pressão entre 4,49 e 5,4 Mpa. Cada acumulador descarrega através da linha de injeção direta no vaso de pressão e cada linha de descarga possui uma válvula moto-operada

normalmente aberta e duas válvulas de retenção em série. A injeção dos acumuladores ocorre quando há uma despressurização do Sistema de Refrigeração do Reator que necessite de rápida reposição do inventário. Quando a pressão cai abaixo da pressão dos acumuladores, ocorre a ruptura dos discos das válvulas de retenção e a injeção ocorre devido à pressão maior do gás dentro dos acumuladores em comparação com o Sistema de Refrigeração do Reator. A figura 18 descreve o sistema de injeção de segurança por acumuladores [7].

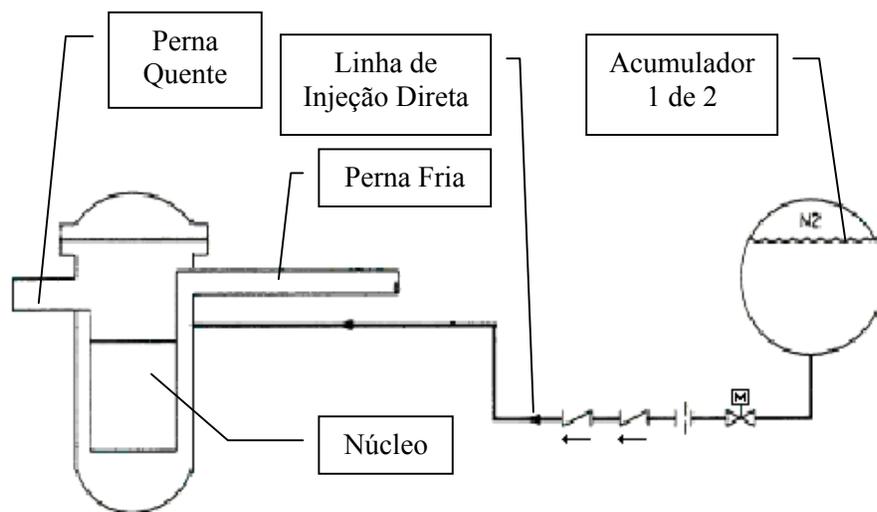


Figura 18 – Sistema de injeção de segurança pelos acumuladores

4.5 - Sistema de injeção de baixa pressão

Uma injeção de água prolongada é proporcionada por ação gravitacional a partir do tanque de reserva de água da contenção, localizado na contenção acima dos circuitos do RCS. Este tanque é projetado para atuar sob pressão atmosférica e por esse motivo o RCS deve ser despressurizado antes da injeção de baixa pressão ocorrer. O AP1000 controla a

despressurização do RCS automaticamente até que a água do IRWST possa ser injetada no RCS devido a sua baixa pressão que fica em torno de 10psi. Na verdade, o Sistema de Injeção de Baixa Pressão é constituído por dois sistemas redundantes, sendo um deles ativo, pois utiliza as bombas do Sistema de Remoção de Calor Residual Forçado e o outro o Sistema Passivo de Injeção de Baixa Pressão que, na falta das bombas do SRCR forçado atuam por ação gravitacional. [7]

O Tanque de Água de Reserva da Contenção é feito de aço e contém 2.234m³ de água borada a 2600ppm. Esse tanque possui duas funções: a primeira delas é servir de trocador de calor para o trocador de calor do Sistema Passivo de Remoção de Calor Residual e a segunda é fornecer água para injeção de baixa pressão e resfriamento a longo prazo. O Tanque está 1,04m acima das linhas de injeção direta e é através delas que ele injeta água borada no Sistema de Refrigeração do Reator. A injeção desse tanque ocorre quando o Sistema de Refrigeração do Reator está despressurizado e isto pode ocorrer após a atuação do Sistema de Despressurização Automática ou após um LOCA. Cada linha de injeção possui uma válvula moto-operada normalmente aberta. Cada linha de injeção possui duas linhas em paralelo contendo, cada uma delas, uma válvula de retenção e uma válvula filtro. Essa linha atua quando a pressão do Sistema de Resfriamento do Reator cai a valores atmosféricos. Após a injeção dos acumuladores e do Tanque de Água de Reserva da Contenção, o poço da contenção possui água suficiente para a recirculação. Há duas linhas de recirculação a partir do poço da contenção cada uma delas conectada à linha de injeção do Tanque de Reserva de Água da Contenção. Cada linha de recirculação possui duas linhas em paralelo: uma delas contendo uma válvula de retenção e uma válvula filtro em série e a outra com uma válvula moto-operada e uma válvula filtro também em série. A recirculação é iniciada quando o nível de água do Tanque de Reserva de Água da

Contenção atinge um nível baixo, pois isto garante que há água suficiente no poço da contenção para a recirculação. Além disso, cada poço de recirculação possui uma tela para prevenir que escombros entrem nas linhas de recirculação e prejudiquem o resfriamento do reator a longo prazo [7]. A figura 19 descreve o sistema de injeção de baixa pressão.

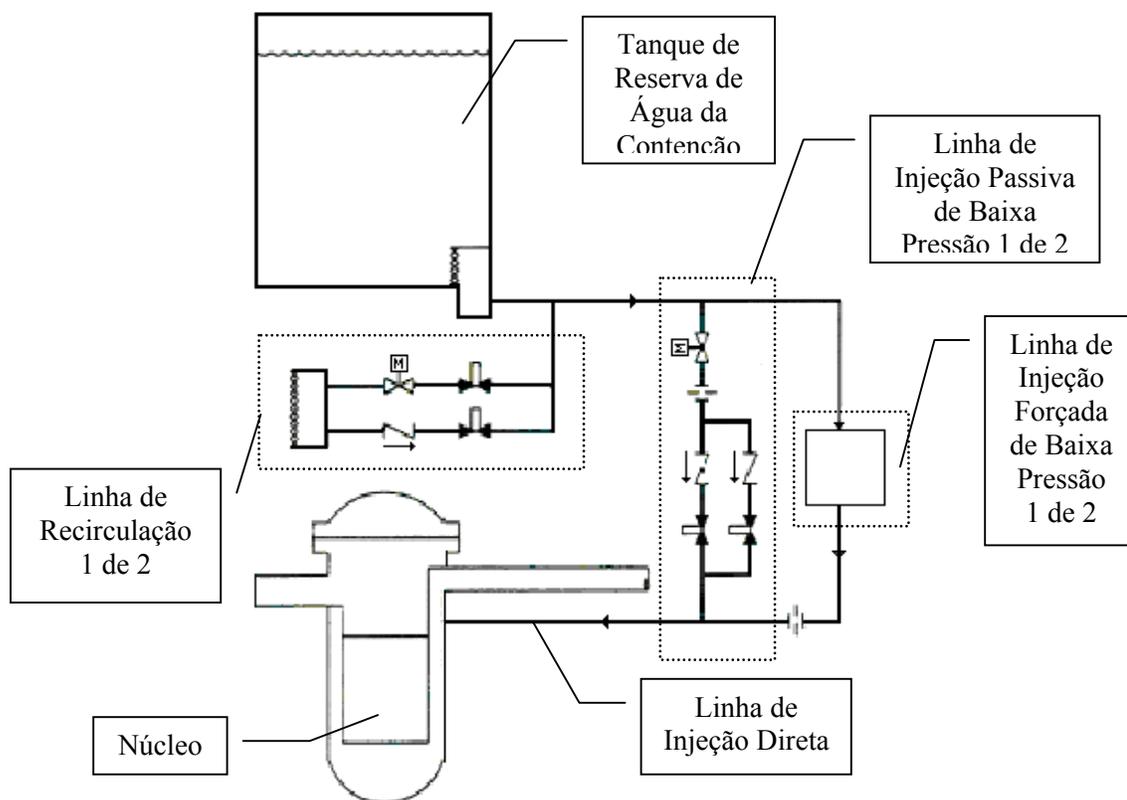


Figura 19 – Sistema de injeção de baixa pressão

4.6 - Sistema de Despressurização Automática (SDA)

A despressurização do sistema de refrigeração do reator é feita de maneira gradativa e controlada pelo sistema de despressurização automática que é formado por quatro estágios de válvulas contendo um total de 20 válvulas em dois sistemas redundantes [7].

Os três primeiros estágios de despressurização estão ligados ao topo do pressurizador e funcionam como módulo de alívio e de segurança. Esses três primeiros estágios são formados por três linhas em paralelo cada uma delas contendo duas válvulas moto-operadas em série e normalmente fechadas e quando acionadas descarregam no tanque de reserva de água da contenção através de difusores imersos na água desse tanque. O quarto estágio é conectado à perna quente e é formado por duas linhas em paralelo contendo cada uma uma válvula filtro normalmente fechada e uma válvula moto-operada normalmente aberta em série que, quando acionadas, descarregam na contenção [7]. A figura 20 descreva o sistema de despressurização automática

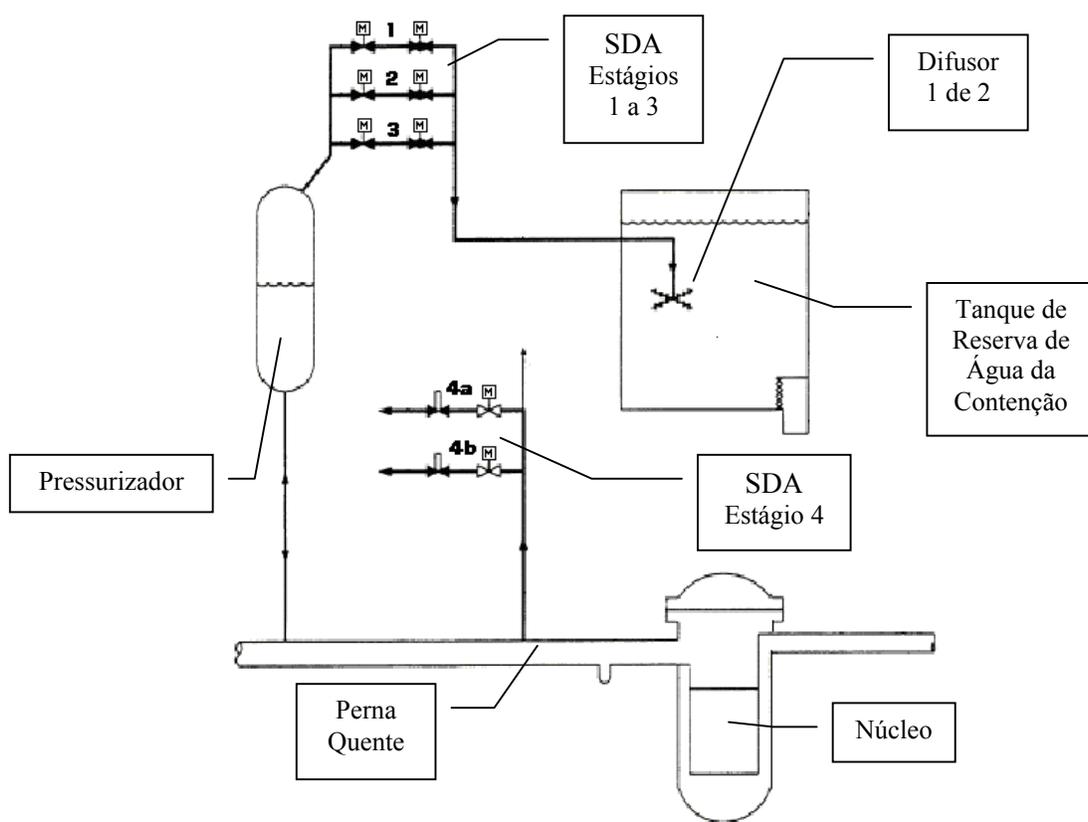


Figura 20 – Sistema de Despressurização Automática

4.7 - Sistema Passivo de Remoção de Calor Residual

O AP1000 possui um sistema de remoção de calor residual passivo que protege a usina contra transientes que perturbam o fornecimento de água para o gerador de vapor e sistemas de vapor, assim como a perda do sistema de remoção de calor residual forçado [7].

O sistema passivo de remoção de calor residual consiste de um trocador de calor composto de um banco de tubos conectados ao sistema de refrigeração do reator em um circuito de circulação natural. Este circuito é normalmente isolado do sistema de refrigeração do reator por válvulas que estão normalmente fechadas. Este trocador de calor é formado por 689 tubos em C na vertical inseridos na água do Tanque de Reserva de Água da Contenção com capacidade para transportar $2,28 \times 10^5$ kg/h e transferir $2,11 \times 10^{11}$ J/h. O trocador de calor recebe água da perna quente do Sistema de Refrigeração do Reator pela parte superior dos tubos em C cuja saída está ligada à câmara da perna fria do Gerador de Vapor. Esse trocador de calor é projetado para remover calor residual dos produtos de fissão para eventos em que não haja perda de líquido refrigerante e seu funcionamento se dá por circulação natural. A linha de entrada do trocador de calor possui uma válvula moto-operada que fica normalmente aberta para manter o Sistema Passivo de Remoção de Calor Residual na pressão do Sistema de Refrigeração do Reator. Já a linha de saída do trocador de calor possui duas válvula operadas a ar comprimido em paralelo e normalmente fechada que abrem com perda de pressão do ar ou por ação de um sinal de controle. A água do trocador de calor fica aproximadamente na temperatura da água do Tanque de Reserva de Água da Contenção e como a linha de saída está ligada à sucção das bombas de refrigeração do reator pode ocorrer um fluxo forçado no mesmo sentido do fluxo natural e caso haja uma parada das bombas a circulação é mantida através da mesma tubulação.

Com a troca de calor na água do Tanque de Reserva de Água da Contenção, esta água entra em ebulição e o contato do vapor gerado com o sistema passivo de resfriamento da contenção sofre condensação e através de calhas retorna para o Tanque de Reserva de Água da Contenção, permitindo que a remoção passiva de calor residual possa perdurar por um tempo indeterminado [7].

Vale ressaltar que este sistema passivo de remoção de calor do núcleo somente é alinhado quando há comprometimento, por algum motivo, do sistema de remoção de calor residual forçado, e em alguns transientes, como por exemplo, a perda de potência externa, pois como a usina AP1000 não possui geradores diesel de emergência, esta perda provoca o blackout da usina, ou seja, as bombas do sistema de refrigeração do reator não atuam neste cenário [7].

Por outro lado, o sistema passivo de remoção de calor residual é inoperante em outros transientes como o grande LOCA, visto que a água do Tanque de Reserva de Água da Contenção é utilizada para injeção de segurança de baixa pressão fazendo com que o Sistema Passivo de Remoção de Calor Residual perca sua capacidade de trocar calor, e então realizar sua função. A figura 21 descreve o sistema passivo de remoção de calor residual [7].

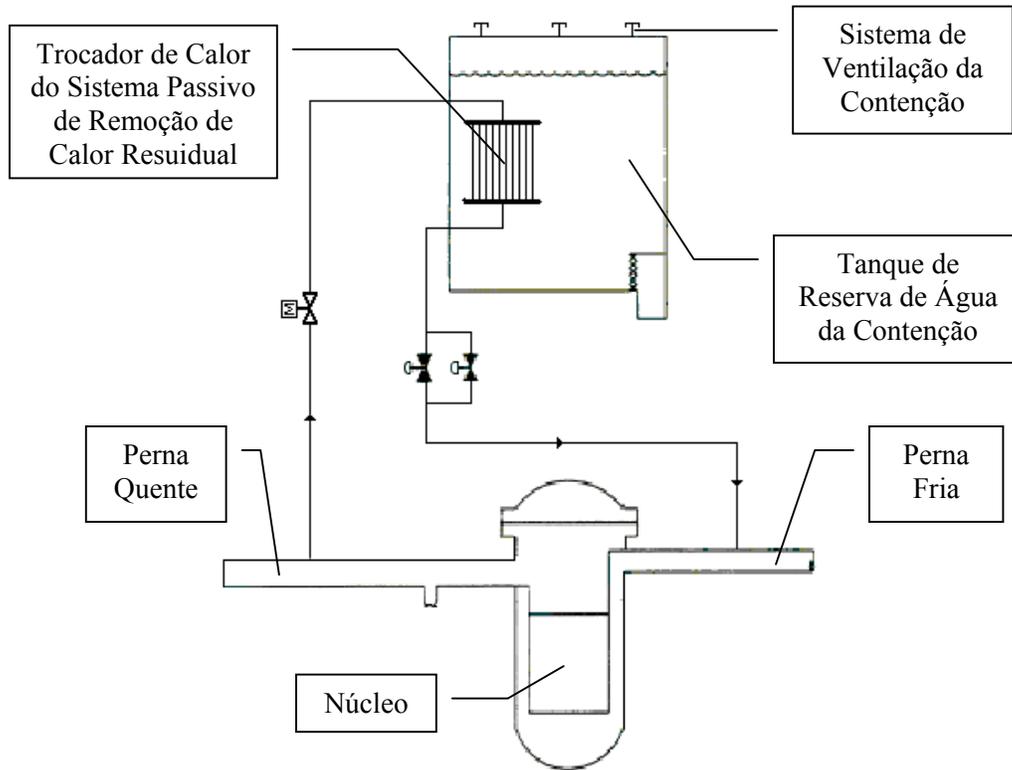


Figura 21 – Sistema Passivo de Remoção de Calor Residual

4.8 - Sistema Passivo de Resfriamento da Contenção

O sistema de resfriamento passivo da contenção é utilizado no caso de ocorrência de um acidente de base de projeto onde é necessária a remoção de calor da contenção. Sendo assim, o sistema passivo de resfriamento da contenção visa controlar a pressão e a temperatura do interior da contenção para evitar danos físicos a esta e ao núcleo do reator [7].

Este sistema é utilizado para remover calor da contenção e transferi-lo diretamente para o meio ambiente, utilizando o vaso de aço da contenção como superfície de

transferência de calor e é acionado por indicações de alta temperatura ou pressão no interior da contenção. O prédio de concreto em torno do vaso de aço da contenção direciona o ar desde as entradas de ar da contenção até a saída para o meio ambiente [7].

Para que tais funções sejam executadas, é necessária a atuação do sistema passivo de refrigeração da contenção, cuja proposta é prevenir que a contenção exceda os limites de pressão e temperatura, mantendo a integridade da mesma, evitando a liberação de radioatividade para o meio ambiente. Esta função é realizada por evaporação natural, resfriamento por convecção natural e irradiação de calor. Sendo assim, as bases de projeto do sistema passivo de resfriamento da contenção incluem [7]:

- manter a pressão interna da contenção abaixo do valor nominal das bases do projeto por três dias, sem necessidade de ação do operador;
- suportar a perda de componentes ativos, assumindo perda total de potência interna e externa, sem comprometimento de sua capacidade de realizar suas funções de segurança;
- resistir aos efeitos de um acidente de base de projeto e impedir que este evolua para um estado em que se perca o controle da usina.

A principal característica do sistema passivo de resfriamento da contenção é que este sistema depende de fenômenos físicos para realizar sua função. Após um alinhamento inicial, o sistema não depende de nenhum componente ativo para que suas funções sejam executadas, o que contrasta com as usinas PWR convencionais que dependem de sprays, bombas e ventiladores para resfriar a contenção, que necessitam de potência elétrica para funcionarem [9].

Os principais componentes do sistema passivo de resfriamento da contenção são: prédio da contenção, vaso de aço da contenção, tanque de reserva de água do sistema passivo de resfriamento da contenção, parede intermediária entre o prédio de concreto e o vaso de aço da contenção, entradas de ar, difusores de ar, *spray* e sistema de distribuição de água [7].

A atuação do sistema passivo de resfriamento da contenção inicia sua atuação quando ocorre a abertura das válvulas de isolamento que permite que a água do tanque de reserva de água flua *spray*, matendo a injeção de água no vaso de aço da contenção por ação gravitacional. Essas válvulas são redundantes e estão distribuídas em três linhas em paralelo a partir do tanque de reserva de água e são os únicos componentes ativos do sistema. Cada linha contém uma válvula operada a ar comprimido, normalmente fechada, que falha aberta e uma válvula moto-operada, normalmente aberta. Isto garante que se uma linha de injeção não funcionar há duas redundâncias que proporcionam maior confiabilidade do sistema [7].

O tanque de reserva de água do sistema passivo de resfriamento da contenção possui capacidade para 2.857.990 litros de água desmineralizada, e o *spray* serve para distribuir, uniformemente a água do tanque de reserva na superfície do vaso de aço da contenção durante a atuação do sistema. Isto faz com que se forme um filme de água sobre o vaso de aço que flui sobre este por ação gravitacional. Este filme é evaporado removendo o calor conduzido através da parede do vaso de aço para o meio externo [7].

A água não evaporada é coletada na base inferior do espaçamento entre o prédio de concreto e o vaso de aço de onde é drenado.

A parede intermediária entre o prédio de concreto e o vaso de aço é suportada pelo prédio de concreto e define um caminho para ocorrência de fluxo de ar. Durante o acidente

de base de projeto, o calor removido do interior da contenção aquece o ar do canal externo adjacente ao vaso de aço, reduzindo a densidade do ar ali presente. Isto faz com que este ar suba e vá para o meio ambiente através do difusor de ar na parte superior do prédio de concreto. Este processo faz com que o ar existente entre a parede intermediária e o prédio de concreto e o vaso de aço da contenção ocupe o lugar deste ar que foi liberado para o meio ambiente e, em consequência disto, ar frio do meio ambiente penetre no prédio de concreto através das entradas de ar. Este processo gera um fluxo de ar contínuo que garante a remoção de calor de dentro da contenção para o meio ambiente [7].

Na parte interior da contenção, a remoção de calor condensa o vapor de água na parede interna do vaso de aço que é drenado de volta para o poço da contenção ou para o tanque de reserva de água da contenção. Caso se percam as bombas do sistema normal de remoção de calor residual, que é responsável pela recirculação através do poço da contenção, válvulas podem redirecionar a água condensada na parede interna do vaso de aço para o tanque de reserva de água da contenção para que possa ser novamente injetada por ação gravitacional [7].

A injeção do tanque de reserva de água do sistema passivo de resfriamento da contenção é projetada para atuar por 72 horas e, a partir deste instante, apenas o fluxo contínuo de ar é capaz de remover o calor do interior da contenção. A figura 22 descreve o sistema passivo de resfriamento da contenção

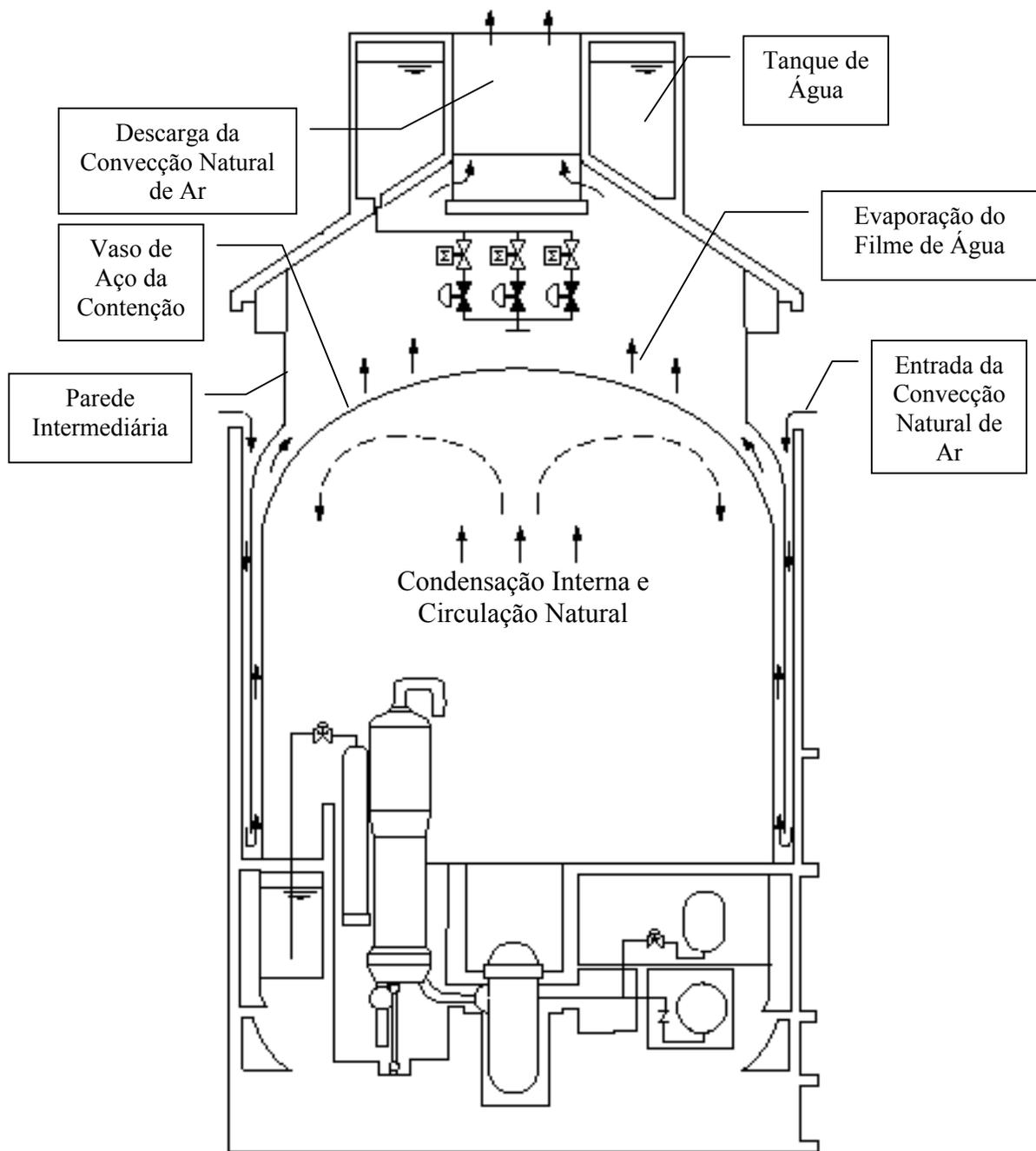


Figura 22 – Sistema passivo de resfriamento da contenção [9]

4.9 - Sistemas de Injeção de Segurança do Reator AP1000

A figura 23 nos fornecem uma ampla visão de como os sistemas descritos anteriormente estão interligados

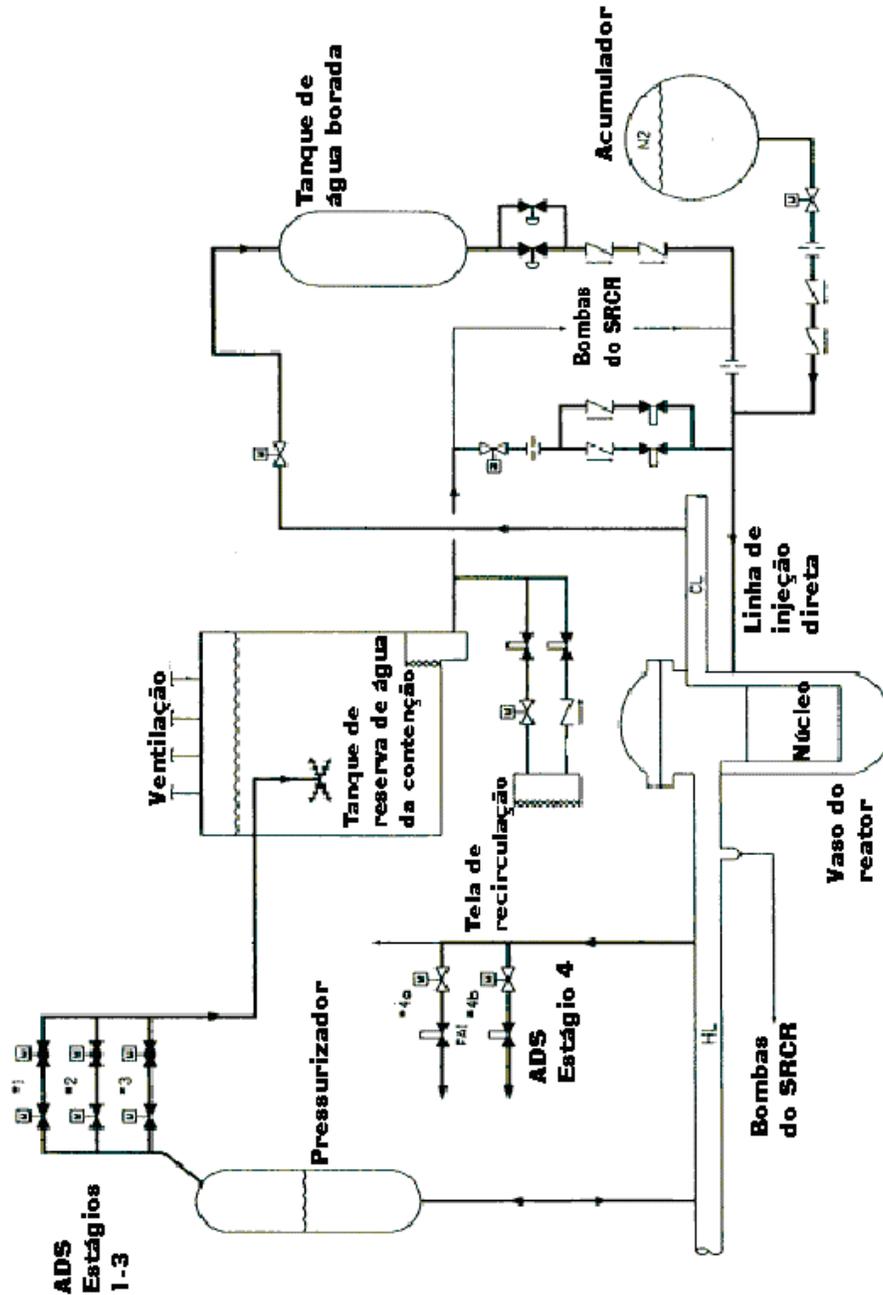


Figura 23 - Sistemas de injeção de segurança [7]

Capítulo 5

Grande LOCA

5.1 – Introdução

O Reator AP1000 é uma ALWR que deriva do AP600, cujas características básicas dos reatores são as mesmas de um PWR comum. O AP1000 é projetado para uma potência térmica de aproximadamente 3400MWt. A novidade dessa usina é que o Sistema de Resfriamento de Emergência do Reator é projetado para operar passivamente, de tal forma que bombas e geradores diesel de emergência são substituídos por circulação natural e tanques de drenagem por ação gravitacional [4].

O Sistema de Resfriamento Passivo do Reator usa quatro fontes de injeção passiva durante os acidentes de perda de líquido refrigerante (LOCA):

- Dois acumuladores que permitem um grande fluxo de água para o núcleo do reator por um período limitado de alguns minutos;
- Dois Tanques de Água Borada cujo fluxo é relativamente alto e de longa duração;
- Um Tanque de Reserva de Água da Contenção (IRWST) que proporciona um fluxo de água reduzido, porém por um longo período de tempo;
- A Contenção, que através do poço fornece água para recirculação a longo prazo.

Como já foi dito, o AP1000 é uma usina PWR avançada cujo Sistema de Resfriamento do Reator é composto por dois circuitos com uma perna quente e duas pernas frias cada.

A Figura 24 mostra o esquema do Sistema de Injeção de Segurança Passivo do AP1000. Neste sistema, os dois acumuladores e os dois tanques de água borada são conectados ao vaso de pressão pelas Linhas de Injeção Direta no Vaso. Os topos dos tanques de água borada são conectados à perna fria, chamados de linhas de balanço, que estabelecem uma circulação natural entre a perna quente e o vaso. O Sistema de Despressurização Automática é composto por quatro estágios, sendo que os três primeiros estão conectados ao pressurizador e o quarto às pernas quentes. Este sistema atua de acordo com o nível dos tanques de água borada e é necessário durante um pequeno LOCA para reduzir a pressão do Sistema de Resfriamento do Reator para níveis atmosféricos que permitam que a água do tanque de reserva de água da contenção possa ser drenada por ação gravitacional e por um longo período de tempo. Durante um grande LOCA os tanques de água borada operam na sua vazão máxima, descarregando nas linhas de injeção direta no vaso. Porém, os acumuladores também descarregam na mesma linha de injeção, sendo assim, a descarga dos tanques de água borada possui uma válvula de retenção de tal forma que na fase inicial de um grande LOCA a injeção dos acumuladores predomina e os tanques de água borada passam a injetar, significativamente, após a injeção dos acumuladores.

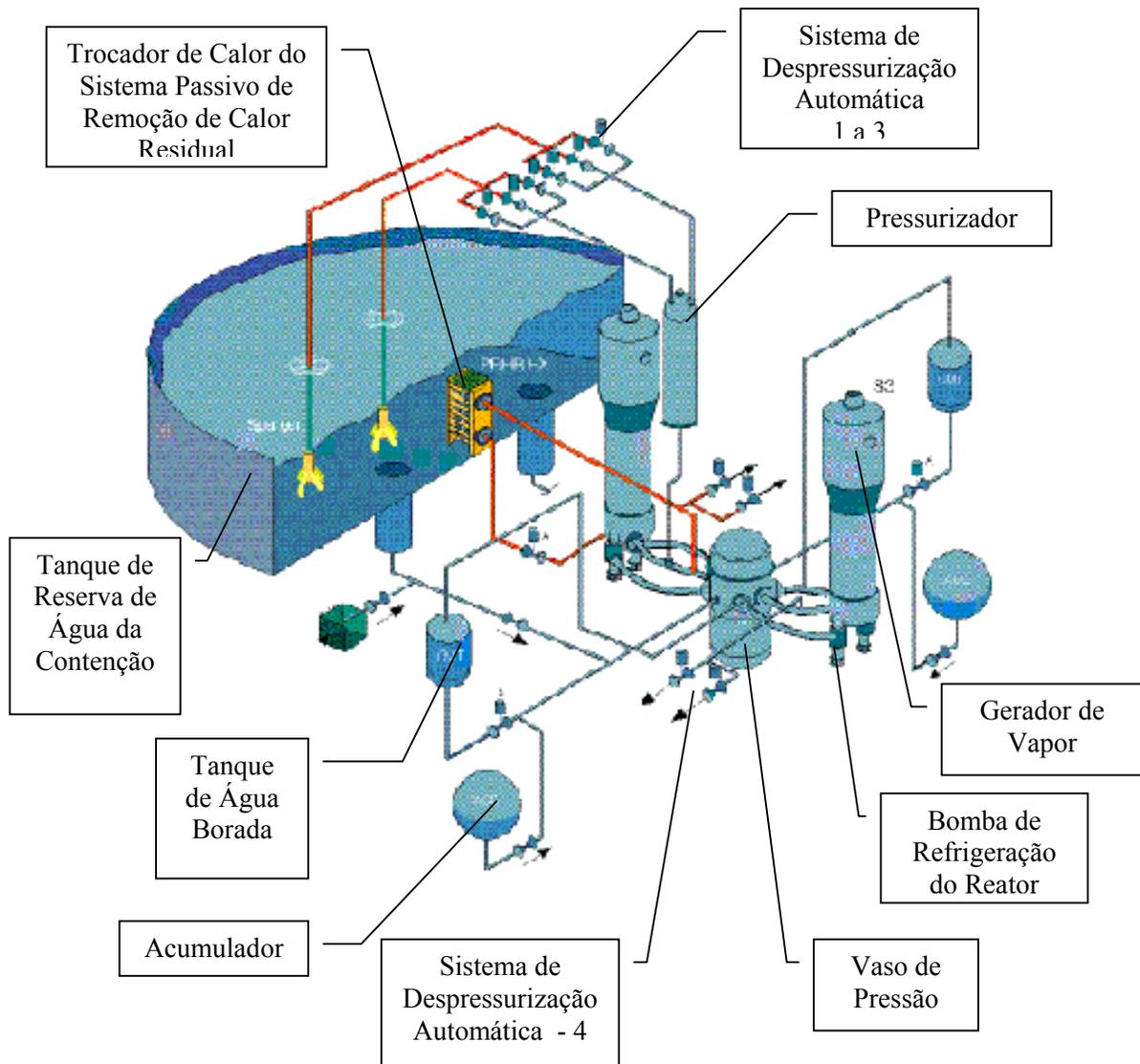


Figura 24 – Sistemas passivos de injeção de segurança e sistema de refrigeração do reator [6]

5.2 – Cenário do grande LOCA na perna fria

O cenário que iremos avaliar é um grande LOCA em uma das pernas frias no circuito que contém as linhas de balanço do tanque de água borada. Os geradores de vapor

são isolados imediatamente após a ocorrência do LOCA para maximizar sua energia armazenada. As bombas de refrigeração param no instante do LOCA [4].

Uma rápida depressurização segue à ocorrência da ruptura como mostra a Figura 25. Com a queda da pressão, a água na parte superior no núcleo do reator começa a entrar na fase vapor. Então, a água começa a descer diretamente pelos tubos guia dentro do núcleo do reator. Durante o período de depressurização, o reator sofre um aumento de temperatura inicial seguido por uma diminuição da mesma, devido à ocorrência do fluxo negativo de água do SRR que proporciona uma boa refrigeração. Após 30s, o fluxo negativo acaba e o núcleo fica sujeito a um aquecimento adiabático. Aos 13s, a pressão do SRR cai abaixo da pressão dos acumuladores que passam a atuar no transiente. Inicialmente a maior parte da descarga dos acumuladores contorna a ruptura e em aproximadamente 25s a água dos acumuladores começará a fluir na câmara inferior. Em aproximadamente 70s a câmara inferior atinge o nível de reinundação do núcleo. A massa do inventário atinge o mínimo valor em aproximadamente 20-25s sendo ilustrado pela figura 26 onde a linha sólida indica o nível do núcleo e a linha pontilhada o nível de água drenada [4].

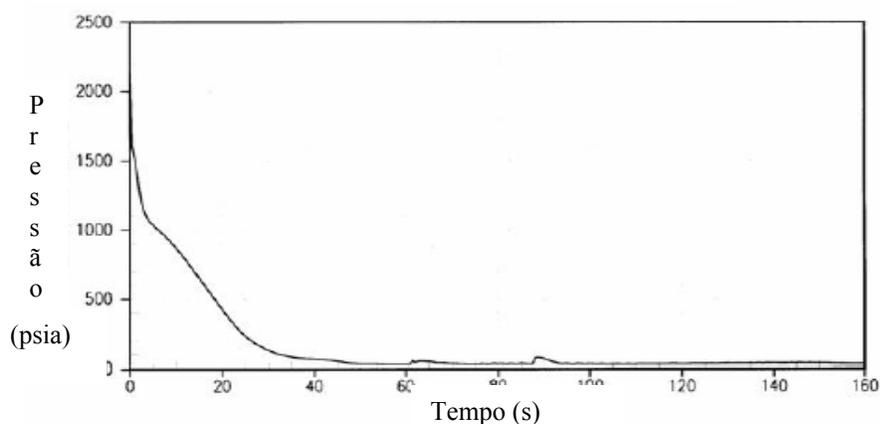


Figura 25 - Pressão do Sistema de Restrição do Reator [4]

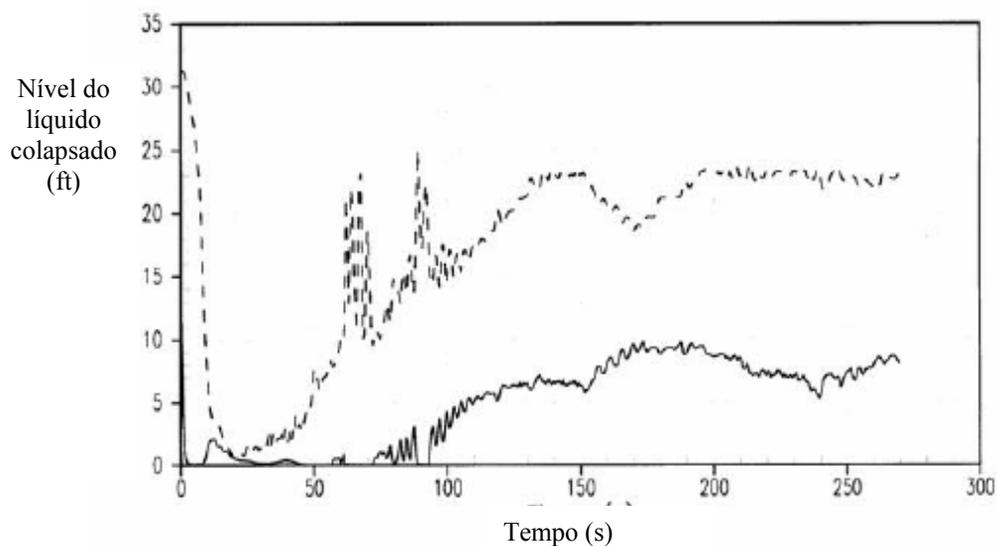


Figura 26 – Nível de líquido colapsado [4]

O transiente que segue à ruptura é similar ao AP600, porém, devido ao aumento da densidade de potência, a temperatura das varetas de combustível é maior para o AP1000. Durante o período de despressurização, a temperatura atinge 935°C (1715°F). A reinundação do núcleo começa em, aproximadamente, 70s e o pico de temperatura atinge 1036°C (1896°F). Em seguida, o núcleo resfria e as varetas e combustível têm sua integridade mantida. As figuras 27 e 28 mostram, respectivamente, o comportamento da temperatura das varetas de combustível e o total de massa injetada pelos acumuladores [4].

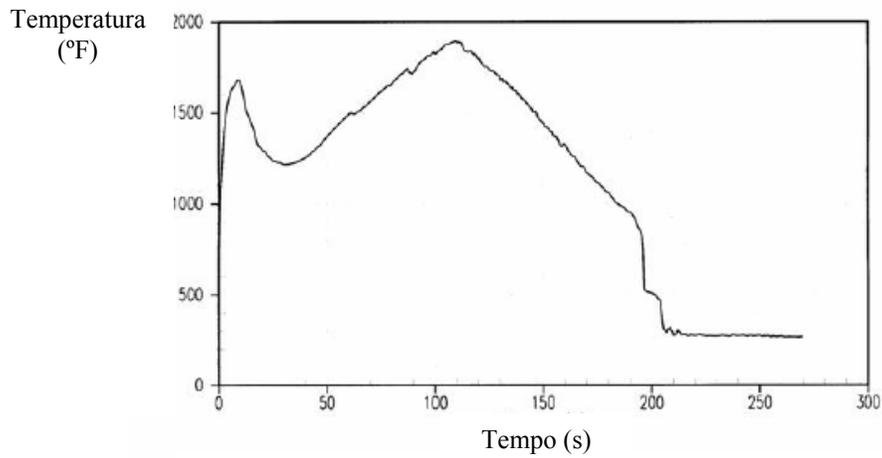


Figura 27 – Temperatura das varetas de combustível [4]

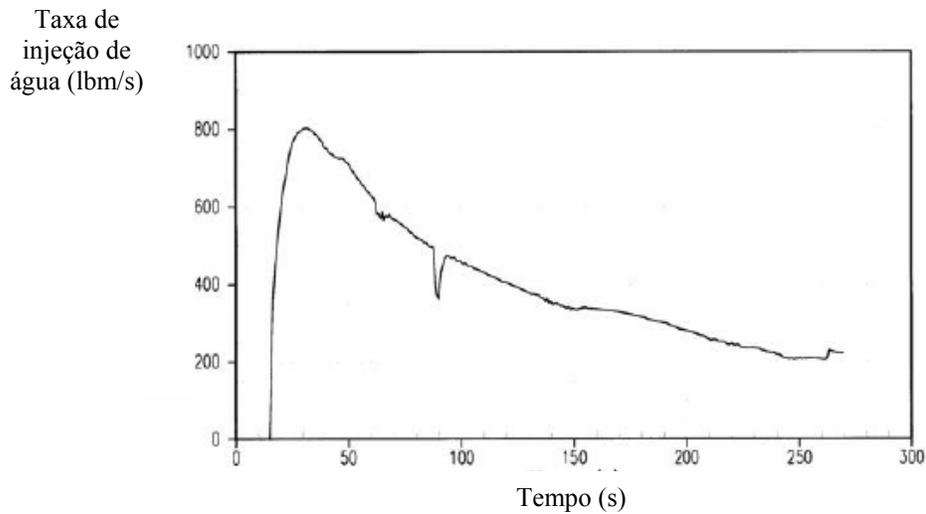


Figura 28 – Total de massa injetada pelos acumuladores [4]

5.3 – Resfriamento a longo prazo da contenção após um grande LOCA

O objetivo do resfriamento a longo prazo é garantir que o sistema passivo de resfriamento da contenção, que é isento de componentes ativos ou da atuação do operador,

proporcione adequado resfriamento até que o reator esteja seguro, estável e sob controle do operador. Isto significa que deve haver quantidade de água insuficiente circulando no vaso do reator para garantir refrigeração do núcleo e evitar a precipitação de boro.

O resfriamento a longo prazo começa com a estabilização da injeção pelo tanque de reserva de água da contenção, que deve ocorrer entre 1700 e 1800s, diferentemente de uma usina convencional onde a reinundação termina por volta de 230s [7].

A injeção do tanque de reserva de água da contenção ocorre quando o sistema está despressurizado, o que, no caso que está sendo estudado, ocorre sem a necessidade de atuação do sistema de despressurização automática. Essa injeção ocorre através das linhas de injeção direta do vaso do reator e sai através da ruptura. Quando o nível do tanque de reserva de água da contenção está baixo, ou seja, atinge o nível 3, as válvulas de isolamento do poço da contenção abrem e a recirculação se inicia. Neste instante, como o sistema está totalmente despressurizado, a água no vaso de pressão do reator estará fervendo e parte da água injetada no núcleo se transforma em vapor que fica na contenção. A geração de vapor remove calor do núcleo do reator e o transporta para a contenção, onde o vaso da contenção, trocando calor com o meio ambiente e condensando o vapor gerado pelo núcleo do reator, será o último poço de calor para a remoção de calor residual do núcleo. Esta função é executada pelo sistema passivo de resfriamento da contenção e devido a atuação deste sistema, a água condensada nas paredes do vaso de aço da contenção é drenada de volta para o poço da contenção ou para o tanque de reserva de água da contenção através de calhas no vaso de aço. Esta água condensada será, então, reinjetada no vaso do reator, evitando que a concentração de boro pare de aumentar continuamente, o que levaria à precipitação de boro e conseqüente prejuízo ao processo de refrigeração do núcleo do reator, mantendo um equilíbrio de tal forma que a concentração de boro esteja acima da

concentração original mas abaixo do limite máximo para que ocorra precipitação do mesmo [7].

O ciclo contínuo de evaporação de água no vaso de pressão do reator, condensação deste vapor na parede interna do vaso de aço da contenção devido à liberação deste calor para o meio externo pela atuação do sistema passivo de resfriamento da contenção, drenagem do vapor condensado para o tanque de água de reserva da contenção e/ou poço da contenção e injeção de água no vaso de pressão garante o resfriamento a longo prazo por tempo indeterminado [7].

Capítulo 6

Confiabilidade dos Sistemas Passivos de Segurança

6.1 – Introdução

Um sistema passivo deve ser, teoricamente, mais confiável do que um ativo, devido ao fato de não depender de sinal ou potência externa e estar baseado em fenômenos físicos como convecção natural, gravidade, etc. Porém, como qualquer outro sistema, o sistema passivo pode falhar em executar suas funções, seja devido a falha de algum componente ativo ou até mesmo devido a falha associada ao fenômeno físico no qual está baseado. [1]

Os sistemas passivos de segurança aplicados à tecnologia nuclear têm por objetivo reduzir os custos de implementação e operação da usina para a produção de energia elétrica, assim como elevar a confiabilidade da mesma [1].

A análise probabilística de segurança, assim como os estudos de confiabilidade dos sistemas ativos de segurança são feitos levando-se em consideração as probabilidades de falha dos componentes do sistema que estão sendo analisados. Porém, vale ressaltar que, em se tratando de sistemas de segurança passiva, não há dependência de componentes ativos como máquinas giratórias ou qualquer outro mecanismo acionado por forças externas. Eles dependem, basicamente, de princípios termo-hidráulicos, fazendo com que, dependendo dos desvios dos fenômenos físicos, os sistemas passivos falhem ou não. Estes fatores fazem com que os estudos de confiabilidade de sistemas passivos tornem-se difíceis de se quantificar devido ao grande número de incertezas e fatores que podem desviar um sistema passivo de seu funcionamento adequado [1].

Segundo a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) um sistema passivo é aquele composto por componentes e estruturas passivas ou que utilizam componentes ativos em escala muito limitada apenas para acionar os componentes passivos subsequentes. Esses sistemas são classificados qualitativamente nas seguintes categorias:

6.1.1 - Categoria A

Neste grupo de sistemas passivos encontramos aqueles que não utilizam potência ou forças externas, partes mecânicas móveis ou fluido de trabalho móvel. Como exemplo de sistemas passivos desta categoria temos os componentes estáticos de segurança (tubos, acumuladores, pressurizadores, etc), estrutura sísmica da usina, etc. [10]

6.1.2 - Categoria B

Esta categoria difere da anterior apenas por utilizar fluido de trabalho móvel, sendo que o movimento deste fluido ocorre apenas em condições termo-hidráulicas para exercer suas funções de segurança. Como exemplo de componentes passivos desta categoria temos os sistemas de refrigeração de emergência do reator em condição de parada de emergência baseado na injeção de água borada do tanque de reserva, sistemas de refrigeração reator baseado na circulação natural de água com trocadores de calor imersos em reservatórios de água, etc.[10].

6.1.3 - Categoria C

Esta categoria é caracterizada por não utilizar forças externas, mas partes mecânicas com ou sem utilização de fluido de trabalho móvel. Podemos tomar como exemplo de sistemas desta categoria os sistemas de injeção de segurança que consistem de acumuladores ou tanques de armazenamento com linhas de descarga equipadas com válvulas [10].

6.1.4 - Categoria D

Esta categoria é caracterizada por se encontrar, de acordo com suas funções de segurança, entre um sistema ativo e passivo, pois permite que sinais externos sejam utilizados para iniciar os processos de segurança passiva. Como exemplo, podemos mencionar os sistemas de refrigeração de segurança onde o fluido de refrigeração age sob ação gravitacional e seu movimento é ativado por válvulas que falham abertas (falha segura) [10].

Os sistemas categorizados acima são de suma importância para o desenvolvimento de novas tecnologias da indústria nuclear, visto que os novos reatores incluem o amplo uso da circulação natural em seus sistemas de segurança. Como vantagem disto, temos sistemas mais simplificados, com menor número de componentes favorecendo o aumento dos níveis de segurança, além de reduzir o tempo de construção, custo de produção e manutenção da usina nuclear.

6.2 – Métodos de Confiabilidade para Sistemas Passivos

As funções dos sistemas passivos do tipo B são baseados em princípios termo-hidráulicos, cujo funcionamento é considerado de alta confiabilidade. Porém, devido a influências do meio e fenômenos físicos, tais funcionamentos podem se desviar do esperado e o sistema passivo falha ao exercer suas funções.

Para avaliar a probabilidade de falha dos sistemas passivos de segurança utilizam-se métodos clássicos de análise de segurança aplicados aos componentes ativos (bombas, válvulas, instrumentação, etc.) e passivos (circulação natural, gravidade, etc.) do sistema em questão. Porém, para determinar a probabilidade de falha de um componente passivo no ambiente de uma usina nuclear, deve-se definir uma metodologia para incluir o comportamento desses sistemas em uma análise de segurança, visto que há poucos dados operacionais relativos a esses sistemas.

Como a quantificação da confiabilidade desses sistemas é muito difícil, o objetivo dos métodos de confiabilidade para sistemas passivos é propor uma metodologia específica para determinar a confiabilidade de sistemas termo-hidráulicos passivos. Desta forma, um ponto importante da metodologia é determinar como unir, na seqüência de um acidente, as falhas de um sistema termo-hidráulico passivo com as falhas de sistemas ativos, erros humanos, etc; assim como avaliar a influência do sistema passivo na seqüência do acidente em estudo. Sendo assim, neste trabalho, iremos incorporar as incertezas dos sistemas passivos na seqüência do acidente [5].

Como este estudo pretende avaliar a confiabilidade dos sistemas passivos de injeção de segurança durante um grande LOCA, este estudo faz parte de uma APS nível 1 que trata dos acidentes que possam ter como conseqüências, danos ao núcleo do reator. Sendo

assim, para estruturarmos o presente estudo serão avaliados que partes devem ser nele incluídas, os fatores externos, o nível de detalhamento, etc. Desta forma, a estrutura da APS é apresentada na figura 29.

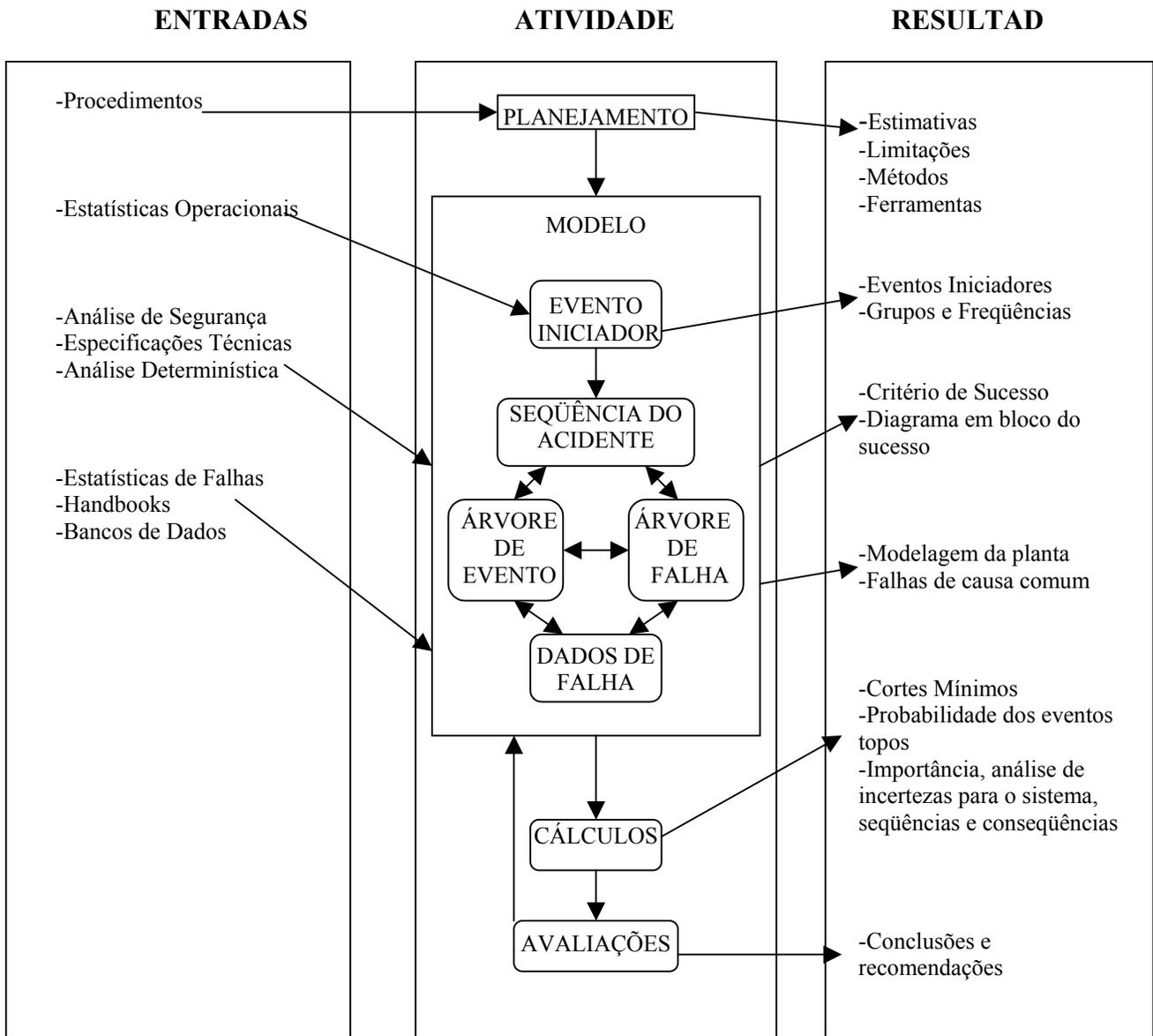


Figura 29 – Estrutura da APS [5]

A construção do modelo consiste em determinar o evento iniciador, modelar o acidente através das árvores de falhas e árvores de eventos e quantificar os eventos iniciadores, eventos básicos e critérios de sucesso.

Os cálculos incluem as probabilidades dos eventos topos, cortes mínimos, importância, análise de incertezas, seqüências e conseqüências.

A última fase do estudo é a conclusão, que proporciona as recomendações e suporte para as decisões que venham a melhorar a confiabilidade do sistema.

Para o evento iniciador escolhido (grande LOCA), será feito um exame da evolução do acidente e uma seqüência lógica de combinações de sucessos/falhas dos sistemas ou funções será identificada, para que cada seqüência termine com uma conseqüência que deva ser identificada e quantificada.

Para tal, utilizaremos árvores de falha e árvores de eventos, cuja descrição veremos a seguir.

6.2.1 - Árvore de falhas

A árvore de falha tem por objetivo combinar um evento topo, como por exemplo a falha de um determinado sistema, com as causas para a ocorrência deste evento topo. A árvore de falha consiste principalmente de eventos básicos, que são as possíveis causas do evento topo, e portões lógicos E, OU, etc. [11].

A árvore de falha pode incluir casos especiais geralmente encontrados em sistemas complexos, além de dependências de sistemas e componentes chamados de falha de modo comum, ou seja, falha simultânea de vários componentes devido a uma mesma causa, como

por exemplo, incêndio, inundação, erro humano, enfim, situações que possam vir a causar danos a grupos de equipamentos [5].

Uma árvore de falhas pode ser descrita como um método analítico onde a falha de um sistema é analisada no contexto operacional com o objetivo de identificar que eventos podem levar à falha do sistema que está sendo analisado. A árvore de falhas é, na prática, um modelo gráfico com combinações em paralelo ou seqüenciais de falhas de componentes, erros humanos ou condições de operação que podem levar à ocorrência, pré-definida da falha do sistema em questão. Sendo assim, uma árvore de falhas é fruto da relação lógica de eventos básicos que podem levar à ocorrência do evento indesejado, que chamaremos de evento topo [11].

Para que seja possível construir uma árvore de falhas, deve-se utilizar uma simbologia própria para determinar como os eventos se relacionam logicamente dentro do cenário em questão e onde se determina a natureza dos eventos que estão envolvidos no desenvolvimento da análise que está sendo feita. Sendo assim, utiliza-se a seguinte simbologia [11]:

6.2.1.1 - Eventos primários

São os eventos que, por alguma razão não foram desenvolvidos e cujas probabilidades de ocorrência deverão ser determinadas para que se possa calcular a probabilidade de ocorrência do evento topo. Os eventos primários são divididos em:

6.2.1.1.1 - Eventos básicos

São eventos que não necessitam de desenvolvimento posterior. Para representarmos um evento básico utilizamos um círculo.



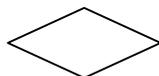
6.2.1.1.2 - Eventos Condicionantes

Representam condições específicas ou restrições que devem ser aplicadas aos portões lógicos. Este tipo de evento será representado por uma elipse.



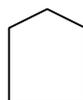
6.2.1.1.3 -Eventos não desenvolvidos

Representam eventos que possuem desenvolvimento, ou seja, possuem uma árvore de falha própria, porém não foi desenvolvida. Esta categoria será representada por um losango.



6.2.1.1.4 - Eventos externos

Representam os eventos que se espera que ocorram. Na verdade esses eventos não precisam ser, necessariamente, falhas e serão representados por uma casa.



6.2.1.2 - Eventos Intermediários

São eventos que ocorrem devido à ocorrência de um ou mais eventos anteriores relacionados pelos conectivos lógicos. Estes eventos serão representados por retângulos.



6.2.1.3 - Portões Lógicos

São os conectivos que relacionam logicamente a cadeia de eventos que podem levar à ocorrência do evento topo em questão. Os conectivos lógicos utilizados são os seguintes [11]:

6.2.1.3.1 – Portão E

O evento de saída somente ocorrerá se todos os eventos anteriores ocorrerem. O símbolo do conectivo E é o seguinte:



6.2.1.3.1 – Portão OU

O evento de saída ocorrerá se pelo menos um dos eventos anteriores relacionados por este conectivo ocorrer. Seu símbolo será:



6.2.1.3.2 - Portão OU EXCLUSIVO

O evento de saída ocorrerá apenas se um dos eventos anteriores ocorrer. Seu símbolo é:



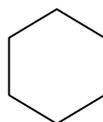
6.2.1.3.3 – Portão E PRIORITÁRIO

O evento de saída ocorre somente se uma determinada seqüência de ocorrência de todos os eventos anteriores ocorrer. Neste caso, a seqüência é representada por um evento condicionante colocado ao lado direito do conectivo.



6.2.1.3.4 - Portão CONDICIONAL

Indica que o evento de saída somente ocorre se um único evento anterior acontecer sob determinada condição que será representada por um evento condicionante colocado ao lado direito do conectivo.



A figura 30 representa como é construída uma árvore de falhas para um determinado evento topo.

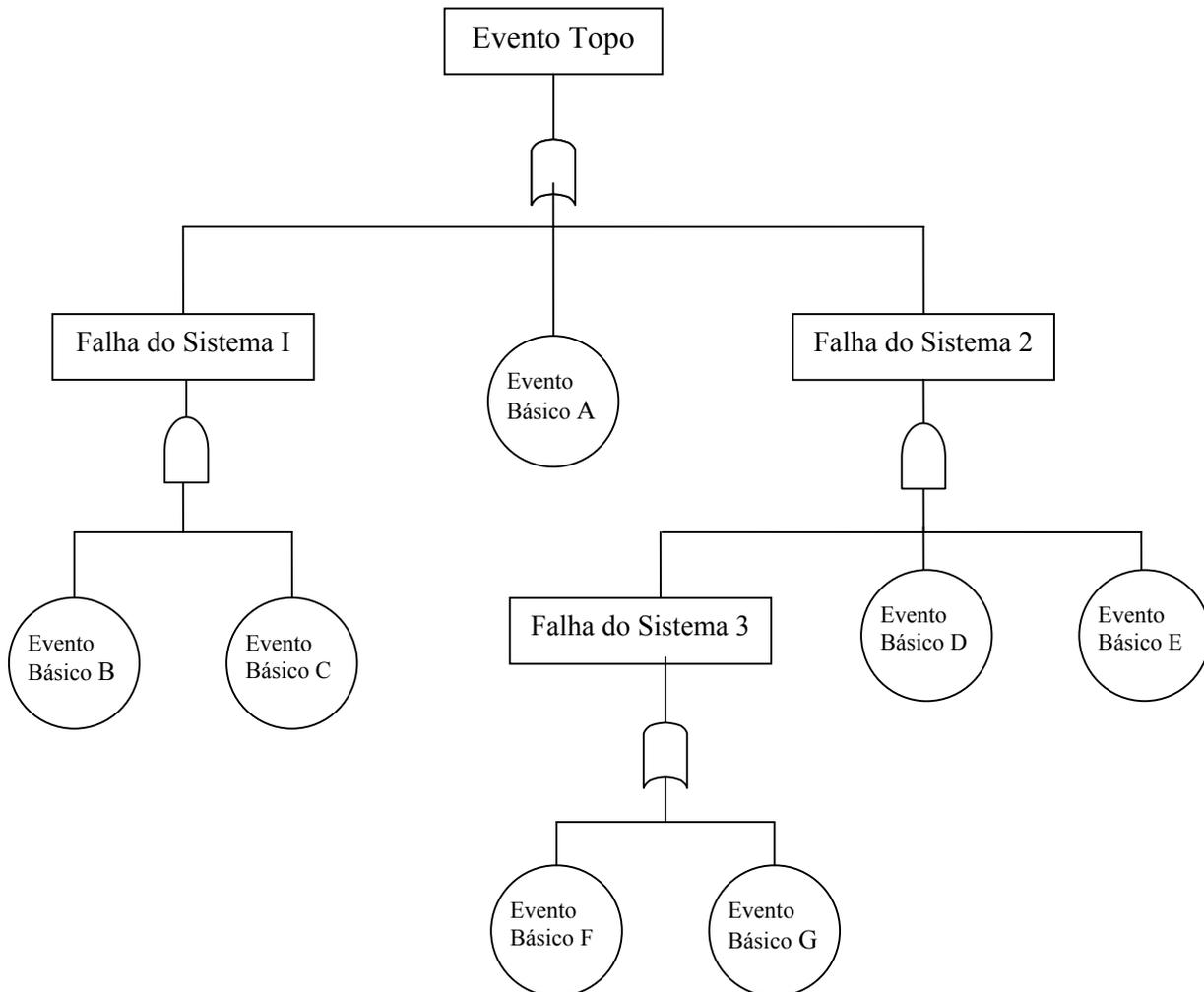


Figura 30 – Modelo de árvore de falhas [5]

Como se pode perceber, esta é a representação gráfica que demonstra de maneira qualitativa o que leva à ocorrência de um determinado evento topo, que pode estar atrelado à ocorrência de eventos básicos isolados que não possuem nenhum desenvolvimento, assim como à falha de um determinado sistema que pode levar ao evento topo. Porém, uma árvore de falhas também é uma fonte de dados quantitativos, pois se conhecermos as

probabilidades de ocorrências dos eventos básicos, podemos, através de um estudo probabilístico, determinar a probabilidade de ocorrência do evento topo. Sendo assim, vejamos para o exemplo dado como se calcularia a ocorrência do evento topo, levando em conta a disposição qualitativa da árvore e os tipos de conectivos utilizados para a construção desta. Sendo assim, dependendo do conectivo e das características dos eventos básicos e intermediários, o cálculo das probabilidades será feito da seguinte maneira:

- a) Conectivo OU - Sejam dois eventos básicos A e B. Se esses eventos forem mutuamente excludentes, a probabilidade de ocorrência do evento de saída será dada pela equação $P = P(A) + P(B)$. Por outro lado, se estes eventos forem independentes e não mutuamente excludentes, a probabilidade de ocorrência do evento de saída será dada por $P = P(A) + P(B) - P(A \cap B)$
- b) Conectivo E - Para os eventos básicos colocados no exemplo anterior, a probabilidade de ocorrência do evento A e do evento B, sendo A e B independentes, será dada por $P = P(A).P(B)$

Desta forma, utilizaremos a seguinte nomenclatura para calcular a probabilidade de ocorrência do evento topo descrito na árvore de falhas do exemplo dado:

$P(S_n)$ – probabilidade de ocorrência de falha no sistema n

$P(E_n)$ – probabilidade de ocorrência do evento básico n

$P(ET)$ – probabilidade de ocorrência do evento topo

Para o exemplo dado, a probabilidade de ocorrência do evento topo, considerando eventos mutuamente excludentes, será dada pela equação:

$$P(ET) = P(S1) + P(S2) + P(EA) \quad (1)$$

onde

$$P(S1) = P(EB).P(EC) \quad (2)$$

$$P(S2) = P(S3).P(ED).P(EE) \quad (3)$$

$$P(S3) = P(EF) + P(EG) \quad (4)$$

Substituindo a equação 4 na equação 3, temos

$$P(S2) = [P(EF) + P(EG)]. P(ED).P(EE) \quad (5)$$

Substituindo as equações (2) e (5) na equação (1), temos que a probabilidade de ocorrência do evento topo considerado será dada por

$$P(ET) = P(EB).P(EC) + [P(EF) + P(EG)]. P(ED).P(EE) + P(EA)$$

De posse da probabilidade de ocorrência de um determinado evento topo, ou seja, da falha no funcionamento de um determinado sistema, podemos incluir este dado nas árvores de evento que serão utilizadas para analisar como a falha ou sucesso do sistema em questão pode interferir na integridade de um sistema mais complexo no qual esteja inserido. Isto significa que, utilizando árvores de falhas, podemos calcular as probabilidades de falha de subsistemas que alimentarão as árvores de eventos, que é uma outra ferramenta utilizada para estudar que probabilidades de danos a um determinado sistema está relacionada com a falha dos subsistemas que o compõe tendo como base um evento iniciador.

6.2.2 - Árvore de Eventos

As árvores de eventos nos fornecem uma apresentação lógica e gráfica da seqüência e das conseqüências de um acidente, como mostra a figura 31, sendo que as combinações lógicas das condições de sucessos/falhas de certas funções ou sistemas em uma árvore de eventos são modeladas por árvores de falhas [5].

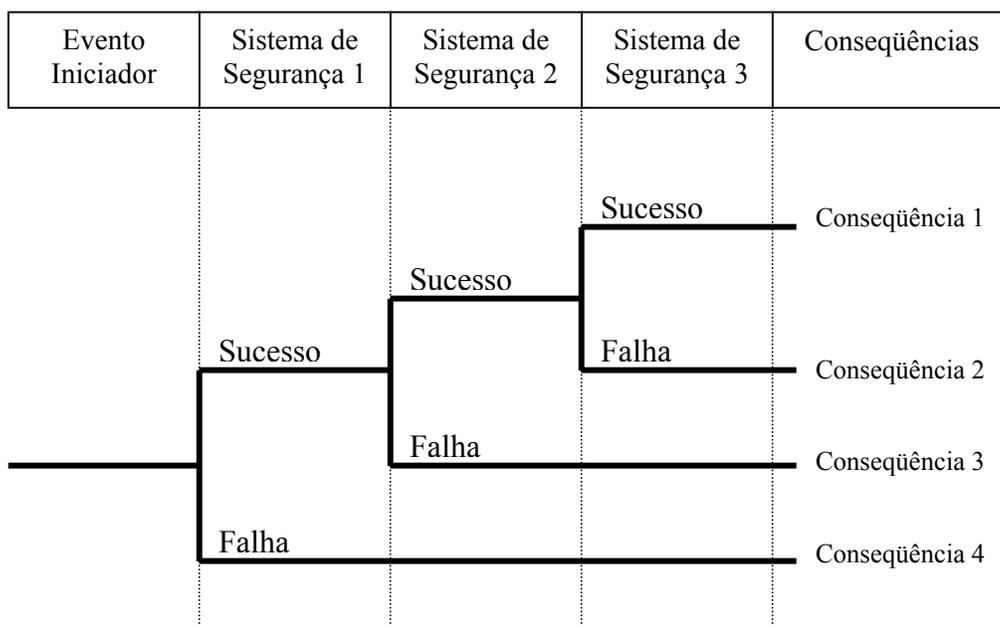


Figura 31 – Modelo de uma árvore de eventos [5]

Como iremos avaliar sistemas passivos de segurança, os desvios dos fenômenos físicos que determinam o funcionamento de tais sistemas serão considerados como eventos básicos das árvores de falha como um outro componente qualquer, cuja falha irá contribuir para uma falha de todo o sistema em questão. A principal diferença para este caso é que a modelagem que convencionalmente utiliza um modelo exponencial para determinar o comportamento de um componente ativo, não é aplicável. Uma alternativa é que se utilize diretamente as probabilidades de falha ou os valores de frequência que podem ser de origem teórica ou operacional.

Sendo assim, as árvores de falhas para um sistema passivo são simples, composta de vários eventos básicos, representando a falha de um fenômeno físico e a falha de um componente ativo como uma válvula de alinhamento ou outro sistema de ativação. Desta forma, a árvore de falhas de um sistema passivo consiste, geralmente, de duas partes

básicas: confiabilidade dos componentes e dos fenômenos físicos conectados pelo conectivo OU, como mostra a figura 32.

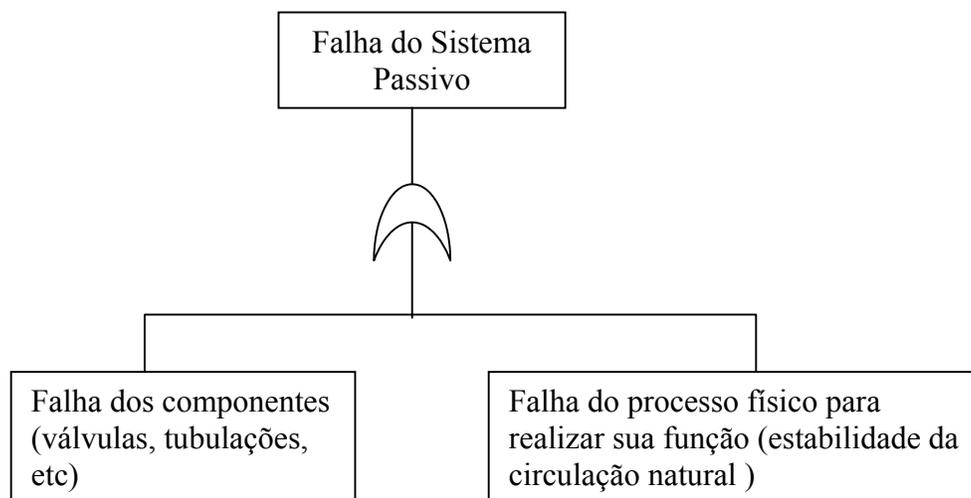


Figura 32 – Modelo de uma árvore de falhas para um sistema passivo de segurança [5]

A parte da árvore de falha dos componentes deve modelar a confiabilidade de componentes ativos ou passivos de um sistema passivo e está relacionada diretamente às características do projeto do sistema que pode possuir algum componente ativo utilizado para o alinhamento do sistema, como por exemplo, as válvulas. A modelagem deve incluir os diferentes modos de falha (falha na abertura de uma válvula, fechamento inadvertido de uma válvula, problemas nas conexões das tubulações, etc.) dos componentes durante o alinhamento e durante a operação de todo sistema.

A outra parte da árvore de falha, que trata da modelagem da confiabilidade do fenômeno físico, como já foi dito, utilizará as frequências de falhas do fenômeno físico em questão para realizar as função do sistema quando requisitado, sendo representado como um evento básico simples da árvore de falha.

Neste estudo avaliaremos a confiabilidade dos sistemas de injeção de segurança do AP1000 levando-se em consideração as falhas do sistema de segurança alinhar quando necessário (falha na abertura de válvulas, fechamento inadvertido de válvula.) e falhas do sistema de segurança em continuar operando (instabilidade na circulação natural, etc.)

Dessa forma, as árvores de evento para os sistemas passivos de segurança serão desenvolvidas como mostra a figura 33.

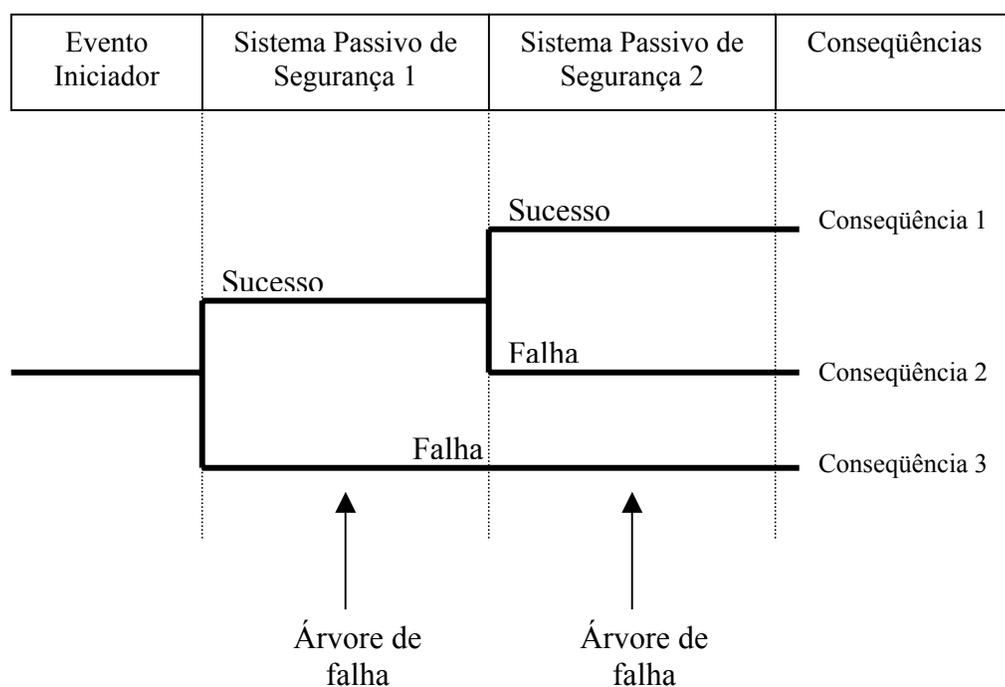


Figura 33 – Árvore de eventos para um sistema passivo de segurança [5].

Capítulo 7

Árvore de Eventos para o Grande LOCA

7.1 – Introdução.

Primeiramente, vamos discutir como se comporta a árvore de eventos de uma usina PWR convencional, ou seja, cujos sistemas de segurança são predominantemente ativos. Vejamos a evolução do grande LOCA para uma usina PWR convencional.

Primeiramente ocorre uma acentuada despressurização do Sistema de Refrigeração do Reator que dura em torno de 20s para uma ruptura em guilhotina de uma grande tubulação do sistema. Devido a essa rápida despressurização e formação de vazios, a reação em cadeia é automaticamente interrompida. Devido à ocorrência do sinal “S” em virtude da baixa de pressão do Sistema de Refrigeração do Reator ou aumento de pressão da contenção inicia-se a injeção automaticamente, e, no caso de falha do sinal “S”, o operador pode acionar a injeção manualmente. Quando a pressão do Sistema de Refrigeração do Reator baixa de $50,4\text{kgf/cm}^2$, as injeções dos acumuladores iniciam-se pelo rompimento dos discos das válvulas de isolamento dos acumuladores. Com a contínua despressurização do Sistema de Refrigeração do Reator, ao se atingir a pressão de 15kgf/cm^2 , o sinal “S” atua no sentido de ligar as bombas do Sistema de Remoção de Calor Residual no sentido de injetar água borada em baixa pressão. Após a injeção de baixa pressão, pelo menos uma bomba de injeção de segurança precisa estar funcionando para fazer a recirculação pelo poço da contenção promovendo o resfriamento a longo prazo. Para este evento os seguintes sistemas são utilizados: Injeção dos Acumuladores, Injeção de

Segurança de Baixa Pressão e Resfriamento a Longo Prazo. A figura 34 mostra uma árvore de eventos para um grande LOCA para um reator PWR típico.

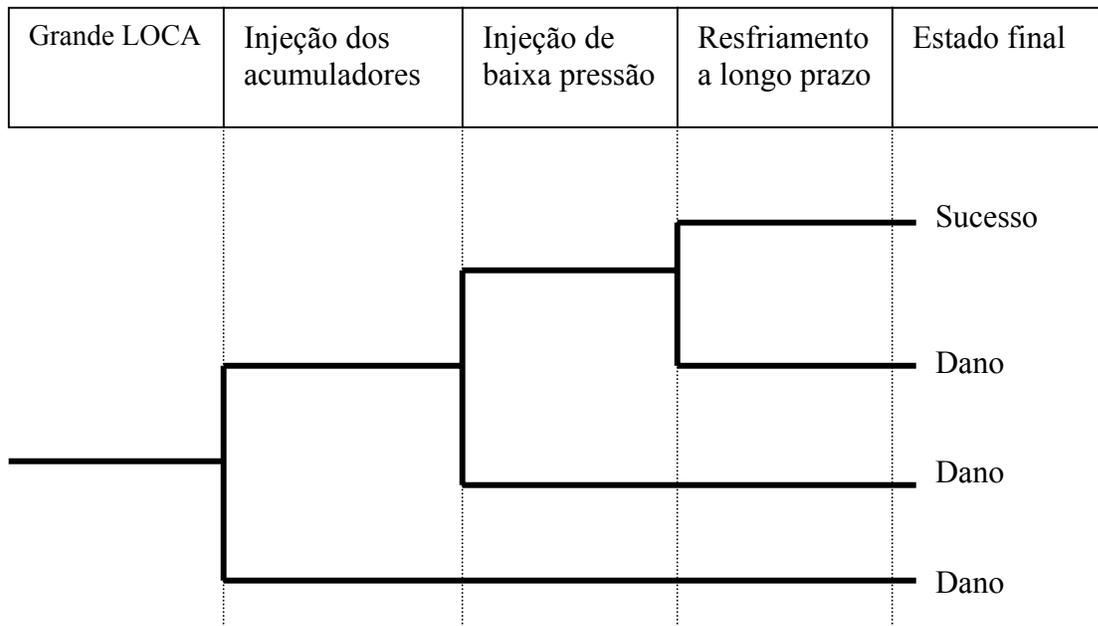


Figura 34 – Árvore de eventos para um grande LOCA em uma usina PWR típica

Como se pode verificar na árvore de eventos para o grande LOCA de uma usina PWR convencional, a perda dos acumuladores resulta diretamente em dano físico ao reator. Isso ocorre devido ao fato dessas usinas convencionais contarem com os acumuladores como principal fonte de água para reinundar o vaso de pressão do reator. Porém, como o objetivo das novas gerações de reatores é aumentar a confiabilidade da usina, o reator AP1000 conta com outra fonte de água além dos acumuladores, que é o Tanque de Reserva de Água da Contenção que, como vimos anteriormente, está ligado às bombas do Sistema de Remoção de Calor Residual forçado. Isto significa que, se houver perda dos dois acumuladores durante o grande LOCA do AP1000, os sistemas de segurança podem contar com a água do Tanque de Reserva de Água da Contenção para repor inventário e reinundar

o vaso de pressão através das bombas do Sistema de Remoção de Calor Residual forçado e, posteriormente ser recirculada através do poço da contenção.

Em uma usina PWR convencional a mudança da injeção de baixa pressão para a recirculação envolve o alinhamento de muitas válvulas, e pode ser feito por alinhamento manual, alinhamento automático ou ambos combinados. Cada uma das opções descritas é vulnerável em vários níveis devido a erros humanos, falhas de equipamentos e falhas de causa comum. Por outro lado, a passagem do sistema de injeção de baixa pressão para a recirculação indica que o primeiro será isolado por válvulas para que o segundo atue. Porém, caso a mudança para a recirculação seja feita prematuramente, o poço da contenção não terá volume de água suficiente para proporcionar a recirculação.

No caso de uma usina AP1000, o alinhamento da recirculação é feito automaticamente por um sinal de baixo nível de água do Tanque de Água de Reserva da Contenção que continua a injetar água no vaso de pressão juntamente com a recirculação. Conseqüentemente, as possíveis falhas indicadas anteriormente são reduzidas consideravelmente. Além disso, mesmo que haja falha na injeção dos acumuladores, o cenário do grande LOCA é caracterizado por uma despressurização rápida do sistema, independente do sistema de despressurização automática. Isto significa que o sistema passivo de injeção de baixa pressão utilizando água do Tanque de Água de Reserva da Contenção será drenada por ação gravitacional para o vaso de pressão do reator iniciando uma reinundação. Com o processo de descarga e vazamento da água para o poço da contenção, e conseqüente esvaziamento do Tanque de Água de Reserva, o sinal de alinhamento das bombas do Sistema de Remoção de Calor Residual forçado atuará iniciando a recirculação. Caso ocorra uma perda das bombas do Sistema Normal de Remoção de Calor Residual, o Sistema Passivo de Resfriamento da Contenção se encarrega

do resfriamento a longo prazo. Neste caso, o vapor gerado pela remoção do calor residual se condensa no vaso de aço da contenção e é drenado, através de calhas, de volta para o Tanque de Reserva de Água da Contenção para que possa ser reinjetado por ação gravitacional no vaso de pressão do reator e manter o resfriamento a longo prazo passivamente. Sendo assim, a árvore de eventos para o AP1000 se torna diferente da árvore de eventos para um reator PWR típico, como mostra a figura 35.

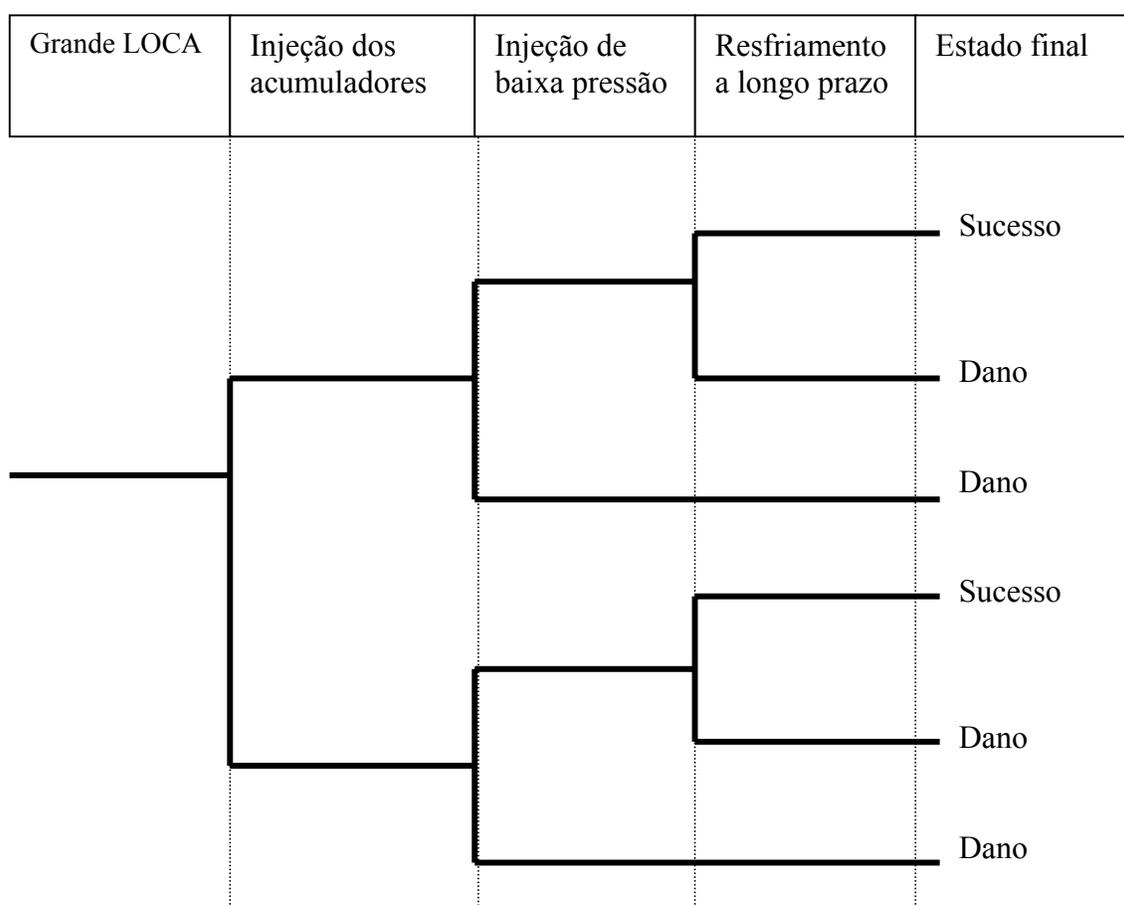


Figura 35 – Árvore de eventos para um grande LOCA em uma usina AP1000

Como visto, os sistemas de injeção de segurança envolvidos na seqüência de um grande LOCA para o reator AP1000 são: Sistema de Injeção pelos Acumuladores, Sistema

de Injeção de Baixa Pressão e Sistema de Resfriamento a Longo Prazo. Sendo assim, para que possamos alimentar a árvore de eventos para este cenário devemos construir as árvores de falhas para os referidos sistemas, como faremos a seguir.

7.2 - Árvore de Falhas para o Sistema de Injeção com Acumuladores

Para um reator AP1000, o Sistema de Injeção com Acumuladores descrito na figura 36 possui uma árvore de falha que é descrita pela figura 37.

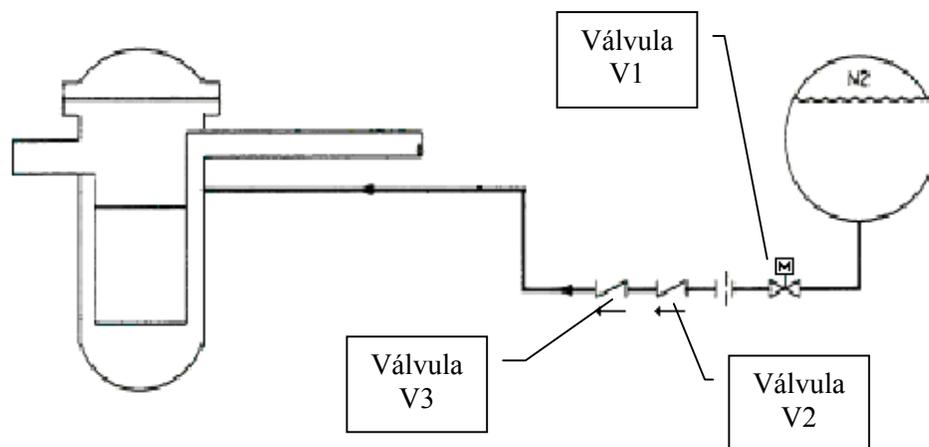


Figura 36 – Sistema de injeção pelos acumuladores (1 de 2)

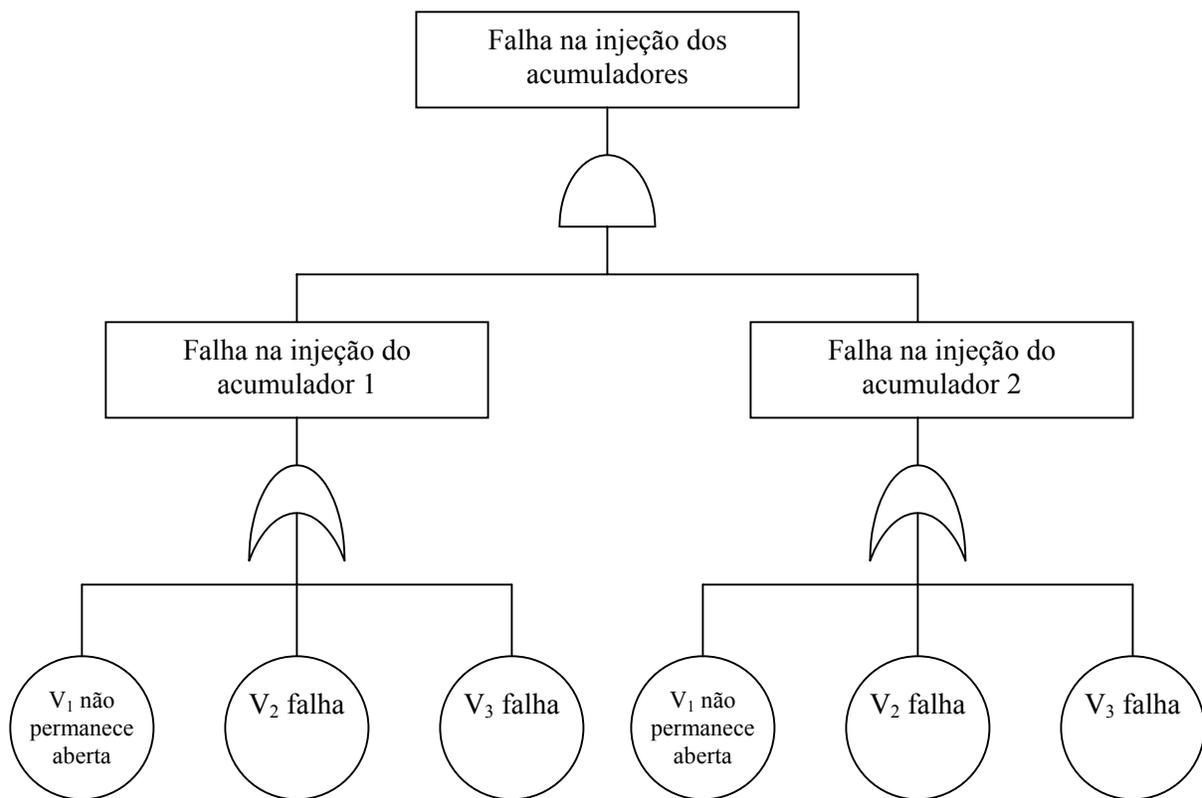


Figura 37 – Árvore de falhas para a injeção dos acumuladores

7.3 - Árvore de Falhas do Sistema de Injeção de Baixa Pressão

O sistema de injeção de baixa pressão, descrito na figura 38, como já visto, possui uma redundância ativa para o SRCR, e que na injeção passiva há duas linhas em paralelo de injeção de baixa pressão que chamaremos de Linha 1 e Linha 2 contendo, cada linha de injeção passiva, uma uma válvula moto-operada normalmente aberta. Cada linha de injeção contém duas linhas em paralelo que chamaremos de Linha 1A, Linha 1B, Linha 2A e Linha 2B. A Linha 1A contém as válvulas V_6 e V_8 e a Linha 1B contém as válvulas V_5 e V_7 , sendo as Linhas 2A e 2B iguais às Linhas 1A e 1B. A árvore de falhas para este sistema será descrita na figura 39. Vale ressaltar que o Sistema de Despressurização

Automática faz parte do Sistema de Injeção de Baixa Pressão, porém ele não fará parte desta árvore de falhas devido ao fato de que no cenário de um grande LOCA, a própria ruptura causa a despressurização do Sistema de Refrigeração do Reator, não sendo necessária a atuação do Sistema de Despressurização Automática para que o Sistema de Injeção de Baixa Pressão atue.

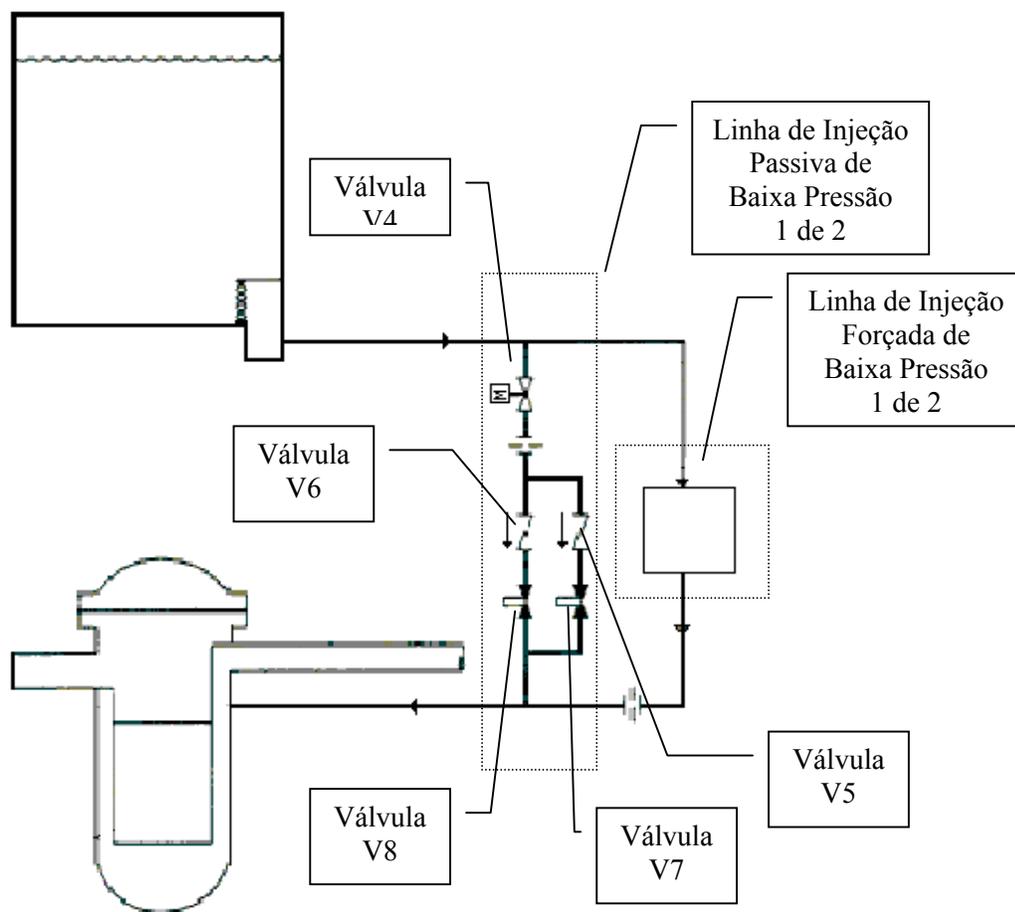


Figura 38 – Sistema de injeção de segurança de baixa pressão

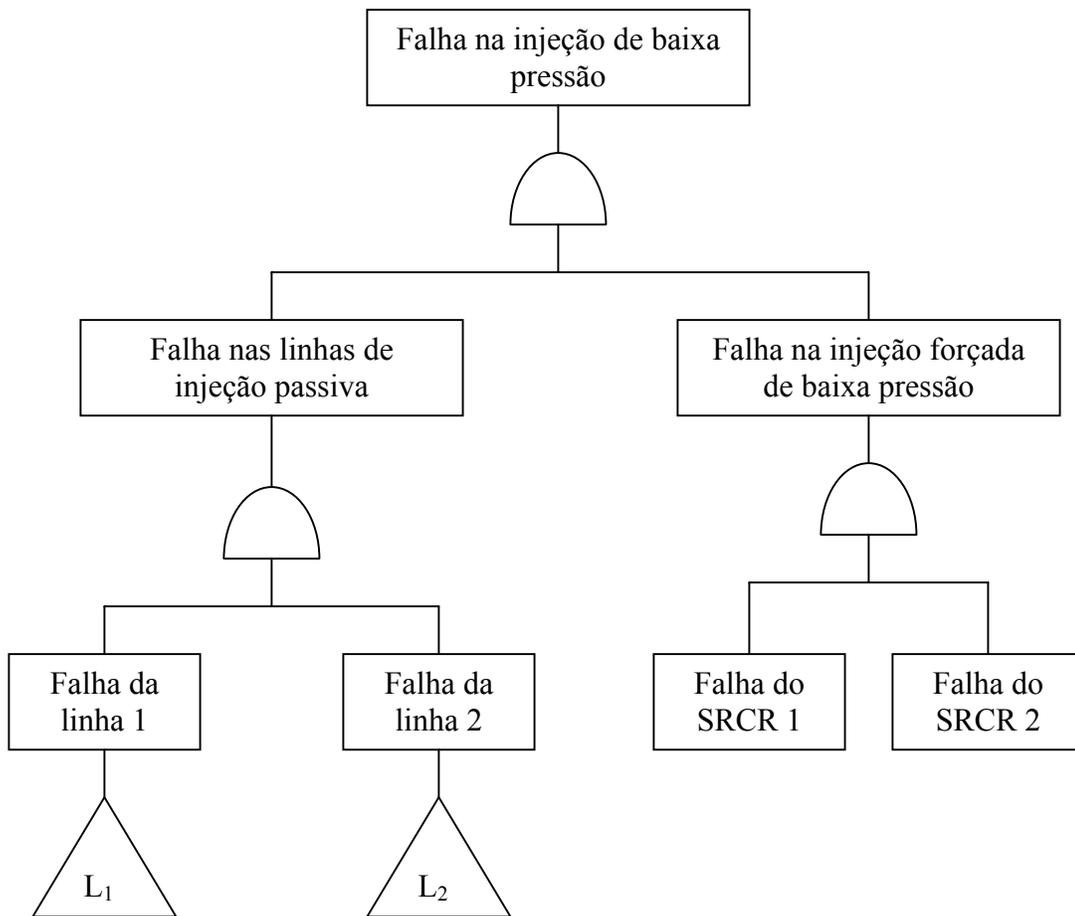


Figura 39 – Árvore de falha para o sistema de injeção de baixa pressão

A seguir temos a árvore de falha para uma linha de injeção passiva de segurança. Como as duas linhas de injeção passiva pelo tanque de reserva de água da contenção possuem os mesmos componentes, a árvore de falha representada na figura 40 servirá tanto para avaliar a falha da linha 1 quanto a da linha 2

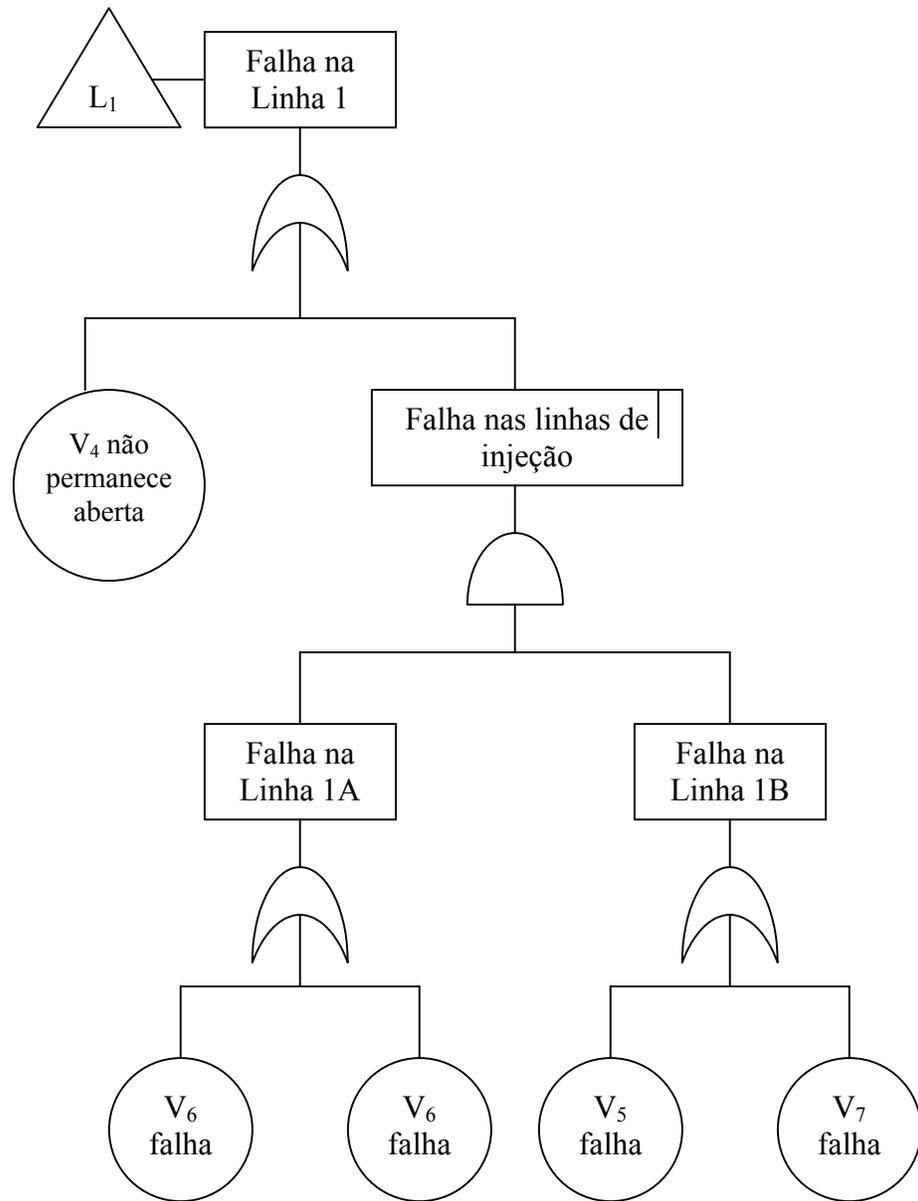


Figura 40 – Árvore de falhas para as linhas de injeção passiva de segurança de baixa pressão

7.4 - Árvore de Falhas do Sistema de Resfriamento a Longo Prazo

As figuras 41, 42 descrevem, respectivamente, o sistema de injeção de baixa pressão e o sistema passivo de resfriamento da contenção que compõem o sistema de resfriamento a longo prazo.

As figuras 43, 44 e 45 descrevem a árvore de falhas para o Sistema de Resfriamento a Longo Prazo. Como a recirculação através do poço da contenção via Sistema Normal de Remoção de Calor Residual há duas linhas de recirculação, chamaremos de Linha 1 a que contém as válvulas V_9 e V_{10} e Linha 2 a que contém as válvulas V_{11} e V_{12} . A seguir descrevemos a árvore de falhas para esse sistema.

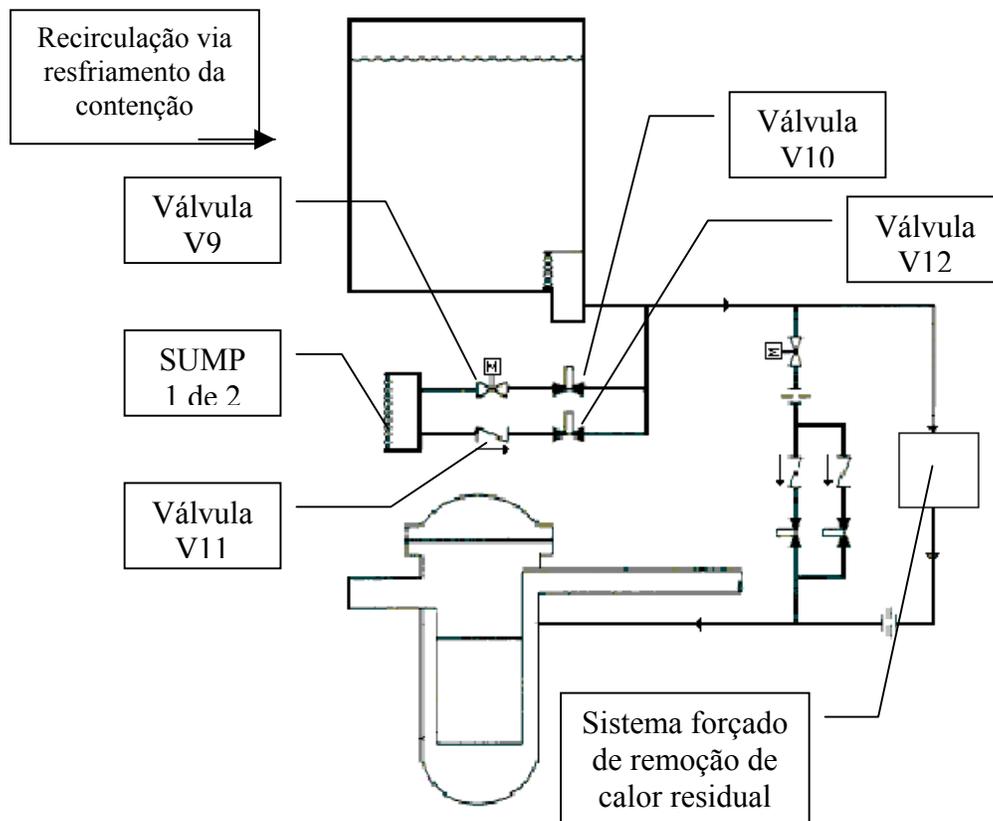


Figura 41 – Sistema de resfriamento a longo prazo

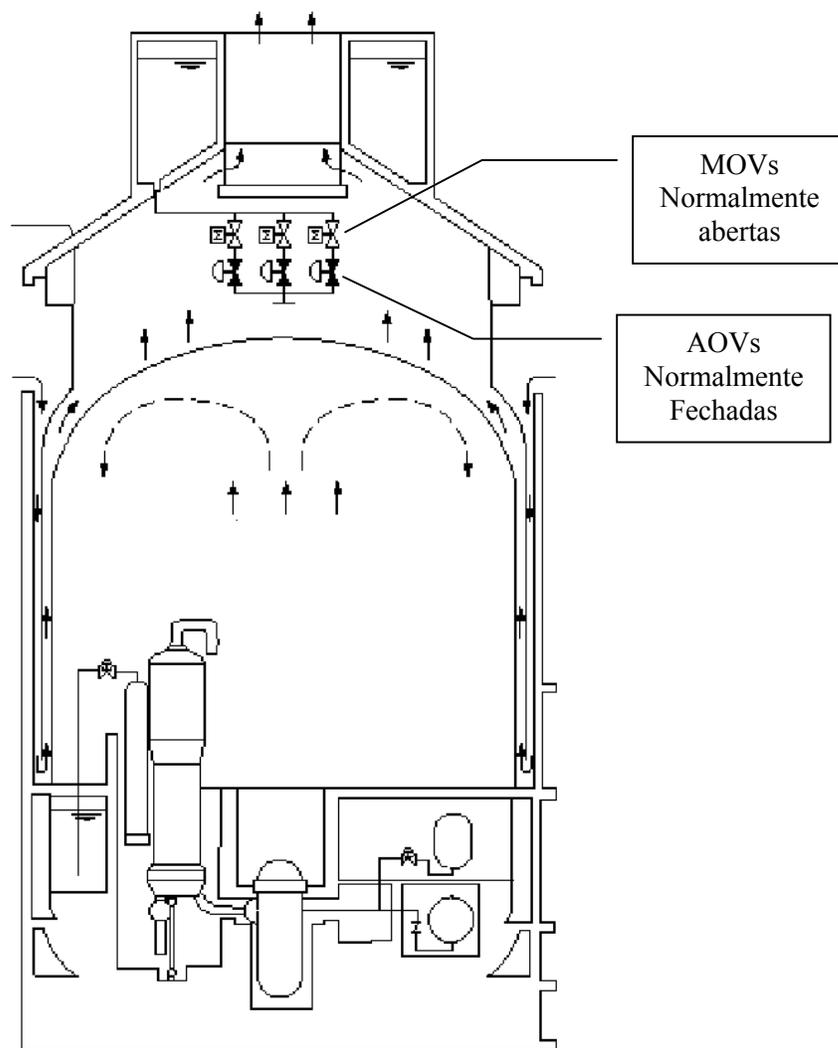


Figura 42 – Sistema passivo de resfriamento da contenção

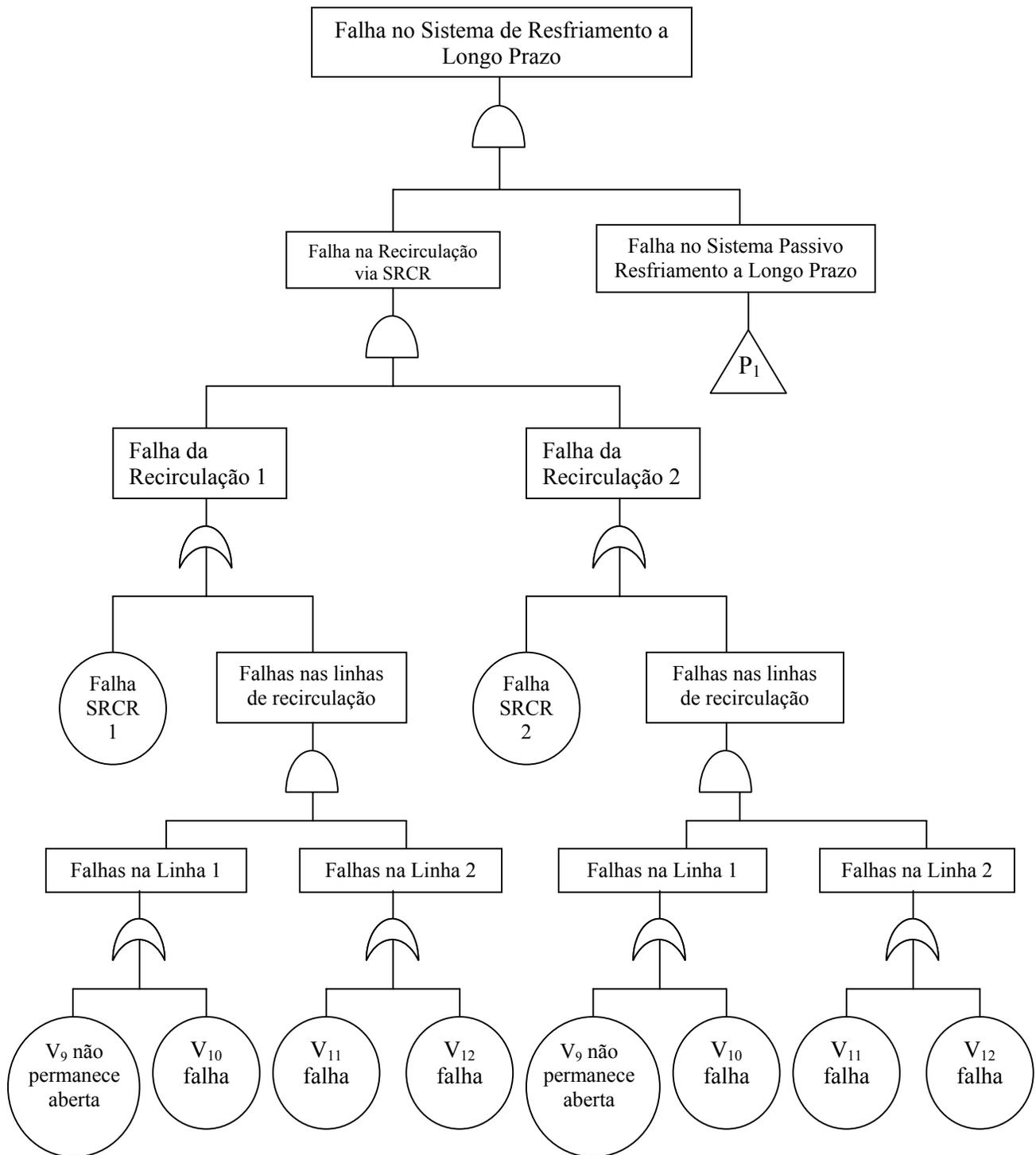


Figura 43 – Árvore de falha para o sistema de resfriamento a longo prazo

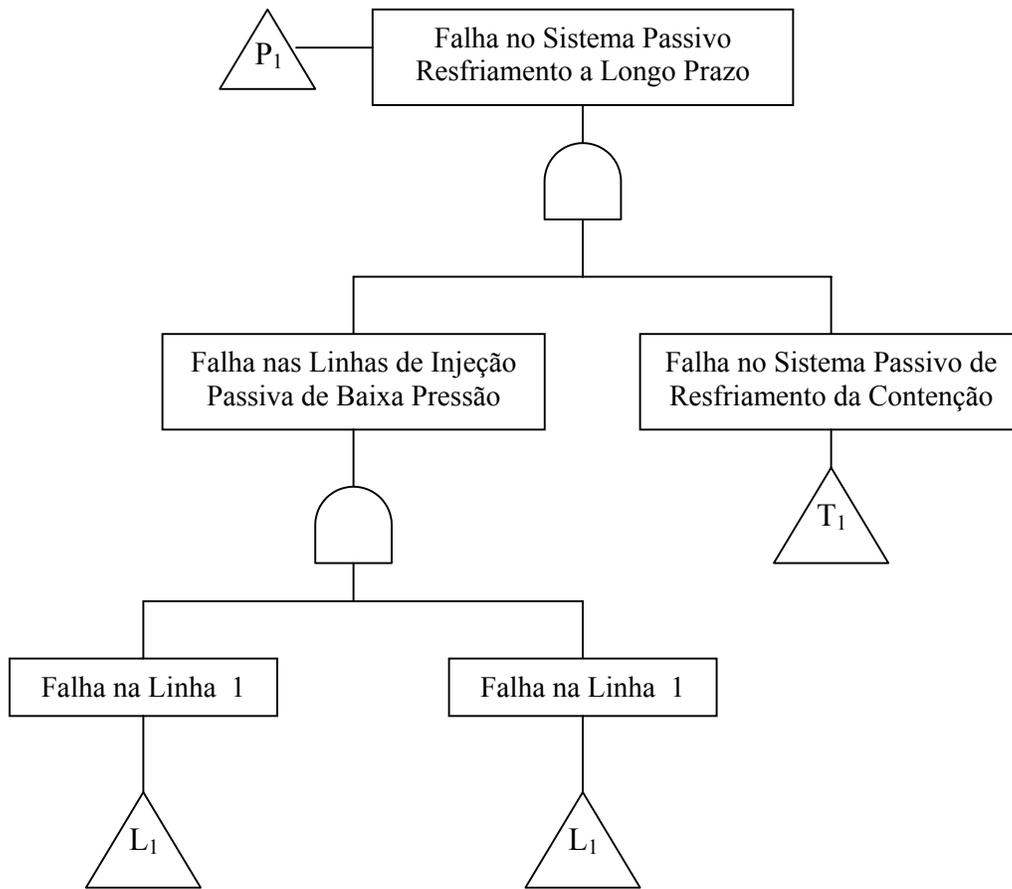


Figura 44 – Árvore de falha do sistema passivo de resfriamento a longo prazo

A figura 45 descreve a árvore de falhas do sistema passivo de resfriamento da contenção. Este sistema depende das linhas de injeção passiva do tanque de reserva de água da contenção e do sistema de resfriamento do vaso de aço da contenção cujo resfriamento nas 72 horas após o evento, depende da injeção do tanque de reserva de água que está situado na parte superior do prédio de concreto. Essa injeção, como já foi descrito anteriormente, é feita por três linhas idênticas, contendo, cada uma, uma válvula motooperada normalmente aberta e uma válvula operada a ar comprimido normalmente fechada.

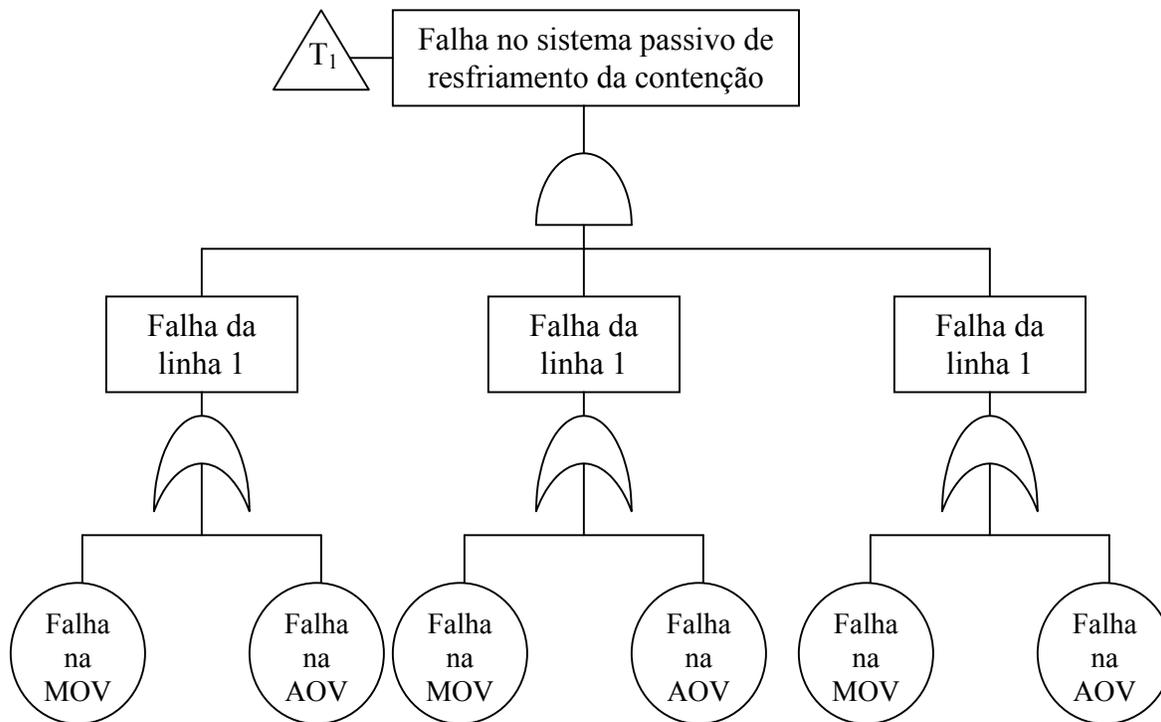


Figura 45 – Árvore de falhas do sistema de resfriamento passivo da contenção

Capítulo 8

Cálculo de Frequência de Danos ao Núcleo

Para determinarmos a frequência de dano ao núcleo do reator AP1000 para o cenário do grande LOCA da perna fria, utilizaremos as árvores de falhas e árvores de eventos descritas no capítulo 7. Sendo assim, utilizaremos valores máximos e mínimos para as probabilidades de falha dos componentes dos sistemas envolvidos neste cenário, que são descritos pela tabela 2 [12] e [13].

Tabela 2 – Frequências de falhas

Componente	Frequência Mínima	Frequência Máxima
Válvula moto-operada	1,6E-4/demanda 5,2E-7/hora	4,0E-3/demanda 7,7E-7/hora
Válvula filtro	1,6E-4/demanda 5,2E-7/hora	4,0E-3/demanda 7,7E-7/hora
Válvula operada a ar comprimido	6,1E-5/demanda 6,9E-9/hora	1,3E-3/demanda 6,4E-7/hora
Válvula de retenção	1E-4/demanda 1,5E-6/hora	1E-4/demanda 1,5E-5/hora
Sistema de remoção de calor residual forçado	1E-5/demanda	1E-3/demanda

Alem desses valores, utilizaremos como freqüência de ocorrência do grande LOCA o valor de referência 1E-5/reator.ano [14].

Tomando como base esses valores, os resultados obtidos para as probabilidades de falha dos sistemas envolvidos neste cenário estão descritos na tabela 3.

Tabela 3 – Probabilidades de falhas dos sistemas de segurança necessários para mitigar o grande LOCA

Sistema	Probabilidade Mínima de Falha	Probabilidade Máxima de Falha
Injeção dos acumuladores	2,205E-6	1,307E-4
Injeção de baixa pressão	3,641E-8	1,43E-5
Recirculação	1,906E-9	3,787E-7

De posse desses valores de probabilidades, as freqüências mínima e máxima de degradação do núcleo do reator AP1000 para o cenário estudado neste trabalho estão descritos na tabela .

Tabela 4 – Freqüências máxima e mínima de degradação do núcleo

	Freqüência de degradação do núcleo do reator AP1000
Valor Mínimo	4,202E-13/reator.ano
Valor Máximo	1,503E-10/reator.ano

Capítulo 9

Conclusões e Recomendações

Após este estudo, podemos concluir que a taxa de degradação do núcleo para um reator AP1000 durante a ocorrência de um grande LOCA na perna fria é muito menor do que a taxa de degradação de um PWR convencional cuja frequência de danos ao núcleo do reator está entre $1E-6/\text{reator.ano}$ e $8E-5/\text{reator.ano}$ [16]. Porém, estes resultados são preliminares, pois foi verificado que, principalmente com relação aos dados de falhas dos sistemas passivos, há pouca informação, seja ela teórica ou operacional. Além disso, contamos com poucas informações sobre os componentes utilizados no alinhamento desses sistemas passivos. Por este motivo, as taxas de falha utilizadas neste estudo foram retiradas das plantas PWR típicas. Sendo assim, recomenda-se que estudos mais detalhados dos sistemas de segurança avaliados neste trabalho sejam feitos levando-se em conta as taxas de falha dos componentes utilizados no projeto do reator AP1000.

Recomenda-se também, que se faça um estudo de sensibilidade e que se avalie as falhas de modo comum para os componentes dos sistemas, visto que, para uma análise probabilística de segurança essas avaliações são fundamentais para se obter resultados mais precisos.

Vale ressaltar que o estudo feito neste trabalho é puramente de ordem probabilística, porém, um estudo de ordem determinística é de suma importância para o estudo de confiabilidade de sistemas de segurança para acidentes de tal gravidade como um grande LOCA, visto que de acordo com [15] podem ocorrer alterações no ambiente do acidente, como por exemplo, geração de gases não condensados, acúmulo de fragmentos no poço da contenção, ruptura de tubos de gerador de vapor devido à circulação natural de gases

aquecidos, geração do calor de decaimento dos produtos de fissão, interações dos fragmentos de combustível dentro e fora do vaso de pressão do reator, etc.

Além disso, como os sistemas passivos dependem de fenômenos naturais, um estudo determinístico pode avaliar até quando as condições físicas do prédio da contenção não provocarão desvios no funcionamento desses sistemas passivos de segurança.

Como foi proposto no capítulo 7, a árvore de eventos para o grande LOCA indica que, mesmo não havendo o funcionamento dos dois acumuladores, há possibilidade de se evitar danos ao núcleo do reator com a ação da injeção passiva de baixa pressão, do sistema passivo de resfriamento da contenção e recirculação. Porém, no caso de haver danos ao núcleo do reator, isto pode ocorrer de duas maneiras: uma sem que haja falha dos acumuladores e outra com falha dos acumuladores. Sendo assim, uma análise determinística também será capaz de avaliar qual o nível do dano causado ao núcleo do reator para essas duas condições.

Por outro lado, de acordo com o capítulo 8, foram encontrados como valores teóricos mínimo e máximo para a frequência de danos ao núcleo do reator $4,02E-13$ /reator.ano e $1,50E-10$ /reator.ano, respectivamente. Porém, de acordo com [16], para um reator AP600 cujos sistemas passivos de segurança são semelhantes aos do AP1000, a frequência de danos ao núcleo do reator após um grande LOCA com total despressurização do sistema de refrigeração do reator é $7,79E-8$ /reator.ano e, para um grande LOCA com total despressurização do sistema de refrigeração do reator com falha do acumulador a frequência é $7,68E-9$ /reator.ano.

Verifica-se então uma diferença entre os valores teóricos encontrados durante o desenvolvimento deste trabalho e os valores encontrados em [16]. Tais diferenças são atribuídas principalmente aos fatores expostos neste capítulo, reforçando a necessidade de

se realizar estudos mais precisos considerando-se as taxas de falha dos componentes do reator AP1000, realizar estudos de sensibilidade e de modos de falha comum, além de realizar uma análise determinística para este cenário.

Referências Bibliográficas

- [1] GUERRINI, B., PACI, S., *Lessons of Nuclear Plants, Part II B, Advanced Reactors*, 1999, <http://www2.ing.unipi.it/dip/lezioni/impnuc/advanced.pdf> (acessado em 02/09/2004)
- [2] MATZIE, Regis A. *The AP1000 Reactor Nuclear Renaissance Option*. <http://www.eng.tulane.edu> (acessado em 19/12/2004)
- [3] *The Westinghouse AP1000 Nuclear Plant*. <http://www.ap600.westinghousenuclear.com>, (acessado em 19/02/2005)
- [4] FREPOLI, C., OHKAWA, K., KEMPER, R. M., *Realistic Large Break LOCA Analysis of AP1000 with ASTRUM*, 2004. <http://www.westinghousenuclear.com>, (acessado em 19/02/2005)
- [5] BURGAZZI, L., KOPUSTINSKAS, V. et al, *Reliability Methods for Passive Safety Function (RMPS Project)*, 2002. <http://www.energyrisks.jrc.nl> (acessado em 20/12/2004)
- [6] SCHULZ, T. L., CORLETTI, M. M., CUMMINS, W. E., *Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant*, 2003. <http://www.rmst.co.il/3235.pdf> (acessado em 14/12/2004)
- [7] *AP1000 – Abstract and Table of Contents of NRC Technical Review*. <http://www.nuclear>, (acessado em 21/12/2004)
- [8] *Reactor Vessel*, <http://www.ap600.westinghousenuclear.com> (acessado em 21/12/2004)
- [9] BRUSCHI, H.J. , *AP600 – a safe, simplified, economic plant*, <http://www.niauk.org>, (acessado em 17/07/2004)
- [10] *Passive Systems IAEA Classification*, <http://www.energyrisks.jrc.nl/projects/RMPS>, (acessado em 11/10/2004)
- [11] NUREG-0492 (1981). *Fault-Tree Handbook*, NRC, Washington, DC
- [12] *Motor-Operated Valves Executive Summary*, <http://nrcoe.inel.gov>, (acessado em 17/03/2005)

- [13] *Air-Operated Valves Executive Summary*. <http://nrcoe.inel.gov>, (acessado em 17/03/2005)
- [14] *Staff Requirements – SECY-04-0037 – Issues Related to Proposed Rulemaking to Risk-Inform Requirement Related to Large Break Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Break Size and Plans for Rulemaking on LOCA With Coincident Loss-or-Offsite Power*. NRC, 2004. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/srm/2004> (acessado em 17/03/2005)
- [15] DEVINE, J. C., LAYMAN W., SANTUCCI, J. et al, *The passive ALWR approach to assuring containment integrity*, 1995.
- [16] NUREG-1512 (1998), *Final Safety Evaluation Report Related to Certification of the AP600 Standard Design*, vol. 2, NRC, Washington, DC

