



**CÁLCULO DAS PROBABILIDADES DE FALHA DE SUPRIMENTO DE
ENERGIA ELÉTRICA DOS BARRAMENTOS DE CLASSE IE
DA USINA NUCLEAR DE ANGRA I**

Paulo Roberto Borba

DISSERTAÇÃO E TESE - IEA 099 IEA - DT - 099	DEZEMBRO/1978
--	----------------------

CONSELHO DELIBERATIVO

MEMBROS

Klaus Reinach – Presidente
Roberto D'Utra Vaz
Helcio Modesto da Costa
Ivano Humbert Marchesi
Admar Cervellini

PARTICIPANTES

Regina Elisabete Azevedo Beretta
Flávio Gori

SUPERINTENDENTE

Rômulo Ribeiro Pieroni

**CÁLCULO DAS PROBABILIDADES DE FALHA DE SUPRIMENTO DE
ENERGIA ELÉTRICA DOS BARRAMENTOS DE CLASSE IE
DA USINA NUCLEAR DE ANGRA I**

Paulo Roberto Borba

**Dissertação para obtenção do Título de "Mestre em
Ciências e Tecnologia Nuclear" – Orientador Prof. Dr.
Yoshiyuki Hukui. Apresentada e defendida em 29 de maio
de 1978, na Escola Politécnica da Universidade de São Paulo.**

**INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA
SÃO PAULO – BRASIL**

Série DISSERTAÇÃO E TESE IEA

INIS Categories and Descriptors

E32

Angra-1 reactor
PWR type reactors
Systems analysis
Safety engineering
Electrical equipment
Reliability
Failures
Fault tree analysis
Probability

Nota: A redação, ortografia e conceitos são de responsabilidade dos autores.

SUMÁRIO

	Página
1 – INTRODUÇÃO	1
1.1 – Energia Nuclear e Segurança de Operação	1
1.2 – Objetivo	3
1.3 – Histórico	3
2 – O SISTEMA DE SEGURANÇA DO PWR: DESCRIÇÃO SUCINTA	5
2.1 – O Sistema Nuclear Supridor de Vapor	5
2.2 – Dispositivos Específicos de Segurança	9
2.3 – A Liberação dos Produtos de Fissão	16
3 – SISTEMA ELÉTRICO	17
3.1 – Introdução	17
3.2 – Sistema de 4180 V	18
3.3 – Sistema de 480 V	19
3.4 – Sistema Elétrico de Emergência	20
3.5 – Sistema de Corrente Contínua	20
4 – CONFIABILIDADE E DISPONIBILIDADE	21
4.1 – Introdução	21
4.2 – Definições	25
4.3 – Árvores de Eventos	28
5 – O CÁLCULO DA PROBABILIDADE DE FALHA DO SISTEMA ELÉTRICO LOCAL	32
5.1 – Introdução e Dados do Problema	32
5.2 – Resultados	35
5.3 – Recomendações e Conclusões	36
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	51

CÁLCULO DAS PROBABILIDADES DE FALHA DE SUPRIMENTO DE ENERGIA ELÉTRICA DOS BARRAMENTOS DE CLASSE IE DA USINA NUCLEAR DE ANGRA I

Paulo Roberto Borba

RESUMO

O sistema elétrico de usina nuclear tipo PWR, de Angra I, ~~é analisado~~ mostrando-se sua íntima relação com os dispositivos específicos de segurança, que são os equipamentos utilizados para evitar ou minimizar as consequências de acidentes hipotéticos, e para o desligamento seguro do reator.

Utiliza-se a técnica de árvores de eventos para analisar os sistemas que conduzem a falhas a partir de um evento inicial.

A probabilidade de falha do sistema elétrico local ~~é determinada~~ com o auxílio de técnica de árvores de falhas.

1 - INTRODUÇÃO

1.1 - Energia Nuclear e Segurança de Operação

A importância da energia nuclear como parte primária para geração de eletricidade tem aumentado vertiginosamente. Em 1962 os primeiros reatores nucleares refrigerados por água, e produtores de eletricidade para fins comerciais entraram em funcionamento nos Estados Unidos da América. Eram ambos de 160 MWe, situados em Dresden (BWR) e Rowe (PWR). Hoje a capacidade de geração por usina atinge 1.300 MWe, e existem mais de 200.000 MWe comprometidos para geração de eletricidade nuclear a partir do início de década de 1980, em todo o mundo.

No Brasil, em 1968, a companhia Furnas Centrais Elétricas comprou um reator de água pressurizada (PWR) da Westinghouse Electric Corporation de 626 MWe, para suprir a crescente demanda de energia na região sudeste. Em julho de 1975, foi realizado um acordo com a República Federal da Alemanha, onde é prevista a introdução no Brasil de oito reatores PWR de 1300 MWe até 1990, bem como a instalação das unidades do ciclo de combustível e a infraestrutura para a construção e nacionalização crescente deste tipo de reator.

A operação dos reatores nucleares, principalmente os de grande potência envolve uma série de riscos, dado a existência de produtos de fissão que são altamente tóxicos quando comparados com os produtos químicos utilizados na indústria convencional. O perigo potencial é grande e os reatores nucleares estão sendo objetos de acurados estudos nos últimos anos, com relação aos problemas de segurança envolvidos no seu projeto, construção e operação.

Com a experiência acumulada da operação dos primeiros reatores de pesquisa e reatores comerciais, foram formulados vários procedimentos que devem ser observados no projeto e na operação como por exemplo, a existência de dispositivos e características de projeto que permitam a operação

Aprovada para publicação em Junho/1978.

mais segura possível do reator. Com base em acidentes hipotéticos, foram desenvolvidos sistemas com a finalidade de minimizar as conseqüências destes acidentes.

O licenciamento para a operação de um reator envolve problemas como a escolha do local, que deve ser em região geologicamente estável, com condições atmosféricas que favoreçam a dispersão de radiação em casos de acidentes, próximo a centros de carga mas ao mesmo tempo, em uma região em que a densidade populacional não seja elevada, bem como, características de projeto que tem por base a sua operação segura⁽¹⁰⁾.

Potencialmente, os acidentes que envolvem os reatores são de extrema gravidade, caso partes do seu núcleo que contém os elementos combustíveis venham a fundir, podendo assim ser liberadas quantidades significativas de radioatividade para o seu exterior. Um reator como o de Angra I, possui em seu núcleo uma radioatividade de aproximadamente, 10^4 Ci⁽²⁹⁾.

Até o final da década de 1960, o problema segurança de reatores nucleares era acentadamente voltada para o núcleo do reator. Recentemente, e principalmente após os estudos levados a efeito, em 1974/76, por Rasmussen e colaboradores⁽³⁴⁾, as atenções sobre os problemas de segurança deslocaram-se para os sistemas periféricos da usina nuclear. Por exemplo, preocupa-se hoje com a infiltração da água de refrigeração do condensador que, uma vez penetrando no circuito secundário, pode afetar a integridade dos materiais que compõem as tubulações do gerador de vapor da usina PWR através de processos de corrosão.

Outro problema, de grande importância é a disponibilidade de suprimento de eletricidade nos barramentos de segurança da usina tipo PWR. Os estudos de Rasmussen demonstraram que o mais sério tipo de acidente num PWR ocorreria caso em um determinado momento, e por um período de tempo de vários minutos, houvesse total falha de suprimento de eletricidade à usina. Embora este seja um acidente bastante remoto, o problema de suprimento de eletricidade tem se tornado, atualmente, objeto de muitos estudos.

Em geral, os sistemas de distribuição de eletricidade numa usina nuclear são similares aos utilizados nas centrais fósseis, exceto que maior atenção é dada as cargas necessárias para a operação do reator, de modo que os desligamentos planejados ou causados por falhas externas, sejam manejados com total controle de segurança.

Existem vários tipos de conexões da central nuclear com a rede elétrica. Literatura sobre esse assunto, pode ser encontrada nas referências (23) e (24). Em geral, cada central nuclear está conectada a duas linhas de transmissão independentes e o sistema local de emergência é alimentado por geradores diesel.

A necessidade de fontes de energia independentes tem origem nas características que envolvem a operação dos reatores. Vários tipos de eventos como más condições de tempo, chuvas e ventos, ou outros acidentes que podem causar perda de carga externa, como falhas das linhas de transmissão, erro humano, fogo etc., faz com que seja necessário o desligamento do reator.

O calor de decaimento radioativo, gerado logo após o desligamento é de aproximadamente 7% de potência normal de operação do reator⁽³⁰⁾, e deve ser removido a fim de evitar que o calor produzido eleve a temperatura no interior do reator em níveis não permitidos, e que podem causar a fusão de materiais, como o encamizamento do elemento combustível e, posteriormente, do próprio urânio. Daí a necessidade de linhas de transmissão redundantes e de um sistema de emergência local, que permitam a operação e o desligamento seguro do reator.

Outros acidentes, como a perda de refrigerante ou a falha das bombas de refrigeração do circuito primário cria a necessidade de fornecimento de refrigeração de emergência suprida por bombas e válvulas conectadas a motores que dependem da disponibilidade de eletricidade para a sua operação.

Outro exemplo, é o sistema de instrumentação e de controle que deve funcionar ininterruptamente e, portanto, deve contar com um sistema bastante confiável de fornecimento de eletricidade.

No caso de falhas do sistema elétrico externo, o sistema local deve entrar em operação. Basicamente, os geradores diesel têm a função de fornecer energia aos sistemas de segurança na ocorrência de acidentes coincidentes com a falta de energia externa e aos equipamentos necessários para manter o reator desligado de modo seguro na ausência de alimentação externa.

1.2 – Objetivo da Dissertação

Este trabalho tem por objetivo, analisar o ponto de vista de segurança de operação, o sistema elétrico local da usina nuclear de Angra I, e calcular as probabilidades de falha de suprimento de energia elétrica dos barramentos de segurança (classe IE). Para o cálculo das probabilidades de falha foi utilizada a técnica de árvores de falhas.

Árvores de eventos foram utilizadas para identificar as diversas seqüências de acidentes possíveis, a partir de um evento inicial, e as árvores de falhas para estimar a probabilidade de falha dos barramentos de classe IE para suprir de energia elétrica os dispositivos de segurança.

Este trabalho pode ser classificado como um estudo de engenharia de sistemas da usina PWR e uma introdução de um tipo de análise e assunto particular, antes inexplorado no Brasil.

1.3 – Histórico

Existe uma vasta literatura publicada sobre o problema de segurança de usinas nucleares. Um número bem menor de publicações pode ser encontrado sobre problemas do sistema elétrico relacionando-o com os sistemas de segurança em particular.

Em 1969, Davenport e outros⁽¹²⁾, fizeram um estudo comparativo entre vários tipos de subestações existentes e estimaram a sua confiabilidade tendo por base a capacidade de isolamento da falhas e as vantagens e desvantagens dos vários arranjos com relação às tarefas de manutenção, por exemplo, a habilidade de não interrupção de serviço.

Hagen⁽²³⁾, foi o primeiro a analisar eventos nos sistemas elétricos, externo e local, dos reatores que operaram entre 1959 e 1967, como as causas que determinaram o desligamento forçado de vários reatores, entre eles, a queda de árvores nas linhas de transmissão, as descargas atmosféricas, falha em cascata do sistema elétrico, ventos, queda de aviões nas linhas de transmissão, e teceu considerações sobre o fornecimento de energia à central.

Bullock⁽⁷⁾, discutiu o sistema elétrico auxiliar de um PWR, com ênfase no sistema de classe IE, com as características de projeto, sua construção e os detalhes de seu modo de operação.

Em 1974, Crooks e Vissing⁽¹¹⁾, publicaram os resultados das experiências de operação de geradores diesel usados como fonte de emergência nos reatores nucleares. As falhas foram computadas, por reator com a indicação do fabricante, potência, e o componente ou sistema que causou a falha, e a confiabilidade foi calculada para cada gerador sendo este, um trabalho importante, que pode ser utilizado no cálculo da confiabilidade dos sistemas elétricos nos reatores nucleares.

Rangaro⁽³³⁾, independentemente, estudou as características de projeto dos geradores diesel, e os fatores a serem considerados na sua escolha e no seu sistema auxiliar, a saber, as cargas solicitadas, desempenho operacional, e a análise das respostas de frequência e voltagem.

Hagen⁽²⁴⁾, publicou, em fevereiro de 1975, um estudo com sugestões para aumentar a

confiabilidade e disponibilidade dos sistemas de fornecimento de eletricidade, em emergência, nos reatores nucleares que operaram a partir de 1967.

Robinson e outros⁽³⁶⁾, em abril de 1975, propuzeram um programa específico de manutenção para aumentar o fator de disponibilidade das centrais nucleares, tendo como referência o Reator N de Hanford, que reduziu as horas de desligamentos forçados em, aproximadamente, 90%. Comparado a outros reatores, o Hanford apresentou 6% de desligamento forçados contra 20%, em média, na indústria nuclear americana.

Em 1975 Rasmussen⁽³⁴⁾, dirigiu um estudo para a antiga Comissão de Energia Atômica dos EUA, em que participaram cientistas das mais variadas especialidades e de empresas americanas, onde foram analisadas diversas seqüências de acidentes possíveis. As conseqüências de cada acidente foram analisadas e comparadas com outros acidentes a que estão sujeitos o homem moderno. A análise teve por base dois reatores: um PWR, "Surry Power Station", de 788 MWe e um BWR, "Peach Bottom Atomic Power Station", de 1065 MWe. O estudo pode ser resumido no diagrama mostrado na Figura 1.1.

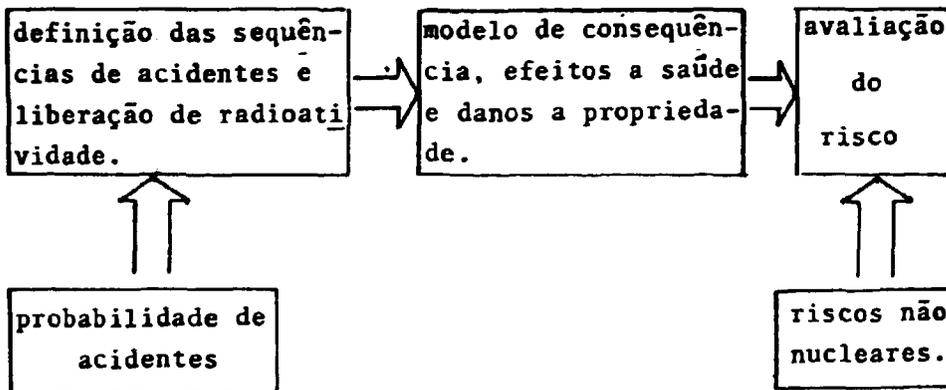


Figura 1.1 – Modelo de Análise Adotado no Estudo Sobre Segurança de Usinas Nucleares, por Rasmussen

Neste trabalho foi calculada a probabilidade de falha do sistema elétrico, do ponto de vista de fornecimento de energia para os dispositivos de segurança, usando-se a técnica de árvores de falhas.

No início da década de 1970 tornou-se evidente que o sistema elétrico desempenhava um papel essencial no funcionamento dos sistemas de segurança. Por exemplo, a confiabilidade das tubulações nos reatores, cuja ruptura, como foi mencionada anteriormente, causaria um acidente de perda de refrigerante, sendo então necessário o acionamento dos dispositivos de segurança, que necessitam do fornecimento de eletricidade para a sua operação. Bush⁽⁸⁾, em maio de 1976 analisou detalhadamente as probabilidades de falha de tubulações do sistema primário do PWR.

A partir de 1977, a Comissão Regulatória Nuclear dos EUA, tem listado os eventos envolvendo os sistemas elétricos, externo e local das centrais nucleares, dando início assim a um banco de dados de fácil acesso e de importância do ponto de vista de estudos de confiabilidade⁽⁴⁰⁾.

No Capítulo 2 desta dissertação, descreve-se os sistemas de segurança da usina tipo PWR e as suas conexões com os barramentos de classe IE. O capítulo seguinte trata da descrição do sistema elétrico e suas funções, com particular ênfase aos barramentos de segurança.

No Capítulo 4 faz-se um apanhado geral da teoria e aplicação da metodologia de árvores de eventos, bem como dos conceitos básicos de confiabilidade.

No Capítulo seguinte é utilizada a técnica de árvores de falha em conjunto com conceitos de confiabilidade para o cálculo final das probabilidades de falha dos barramentos de segurança. Neste último capítulo apresenta-se, enfim, os resultados e as recomendações para estudos posteriores.

2 – O SISTEMA DE SEGURANÇA DO PWR: DESCRIÇÃO SUCINTA

2.1 – O Sistema Supridor de Vapor

O PWR, é um reator térmico refrigerado e moderado por água leve. O núcleo do reator está contido dentro de um vaso de aço inoxidável contendo água a uma pressão de aproximadamente 2250 psia. A Figura 2.1 mostra a secção transversal do núcleo de um PWR.

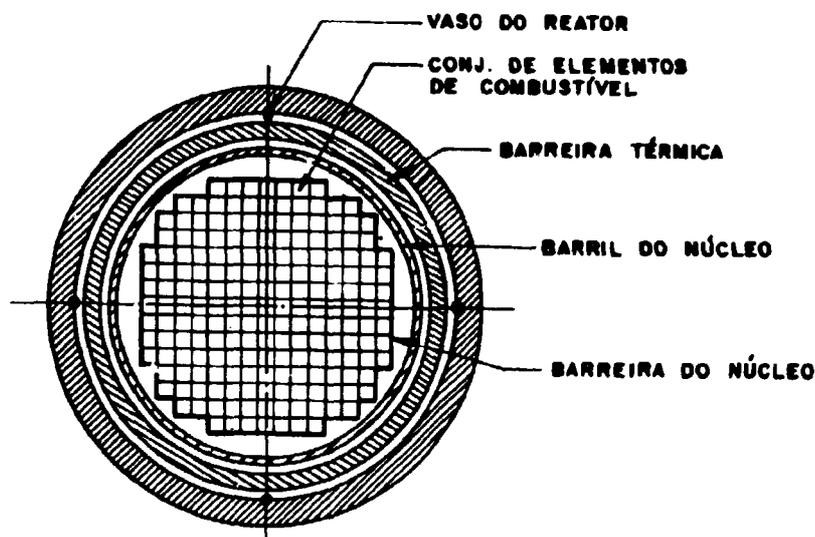


Figura 2.1 – Secção Transversal do Núcleo de um PWR Típico

O combustível usado é o UO_2 enriquecido em 3%, na forma de pastilhas cilíndricas sinterizadas. As pastilhas são condicionadas em tubos cilíndricos de zircaloy formando o elemento de combustível do núcleo do reator (Figura 2.2).

O sistema nuclear supridor de vapor é composto basicamente pelo vaso de pressão, quatro geradores de vapor, ligados ao vaso por tubos de aço inoxidável, quatro bombas de refrigeração, e um pressurizador (Figura 2.3). O sistema supridor de vapor da usina nuclear de Angra I, é composto por dois geradores de vapor, com uma bomba por circuito, dada a potência gerada.

Este sistema está dentro do vaso de contenção secundária constituído por uma membrana de aço envolta em concreto (Figura 2.4).

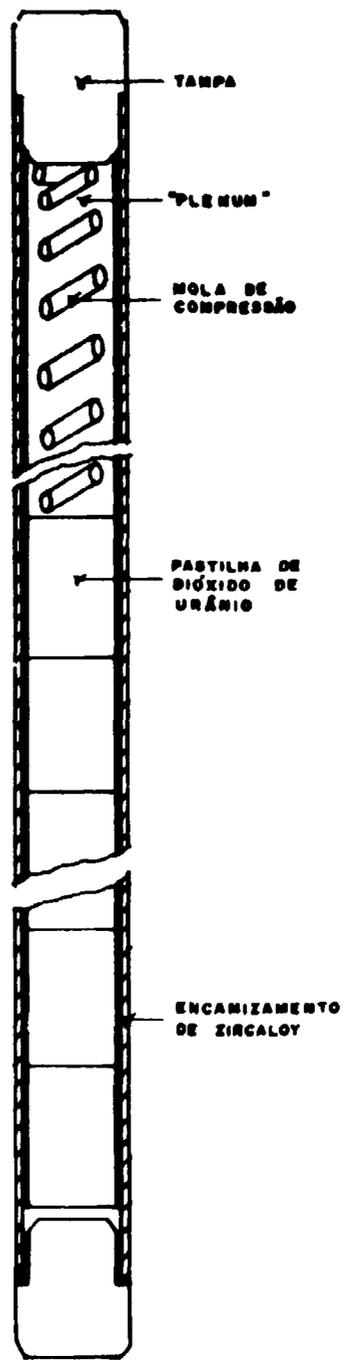


Figura 2.2 – Elemento Combustível Usado em PWR'S

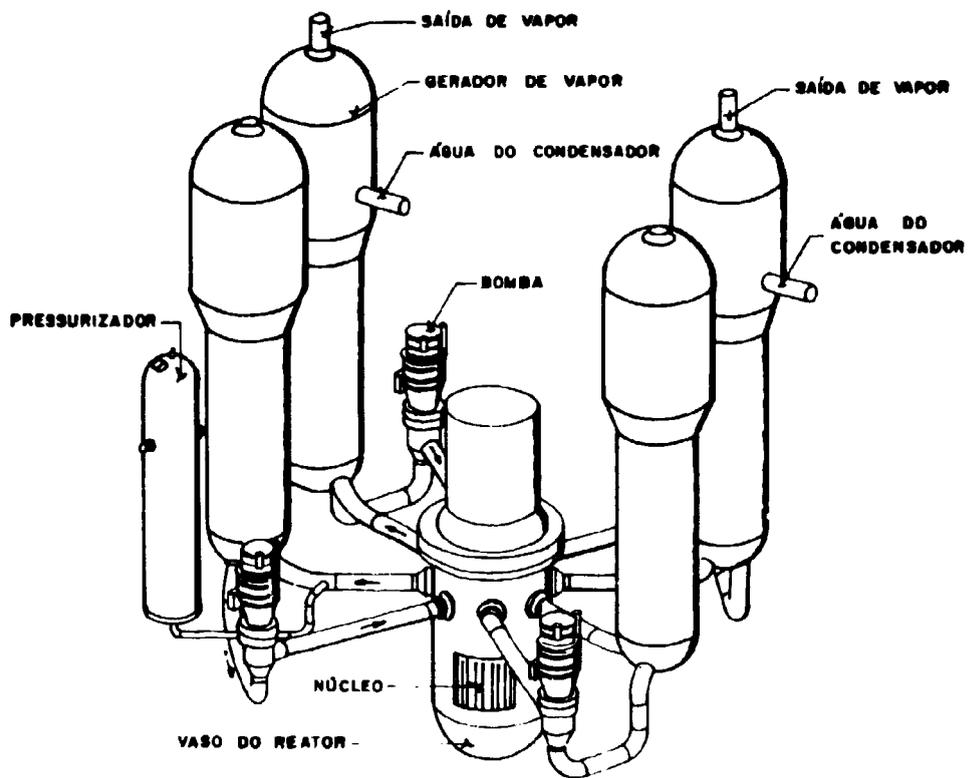


Figura 2.3 – Sistema de Refrigeração de um PWR

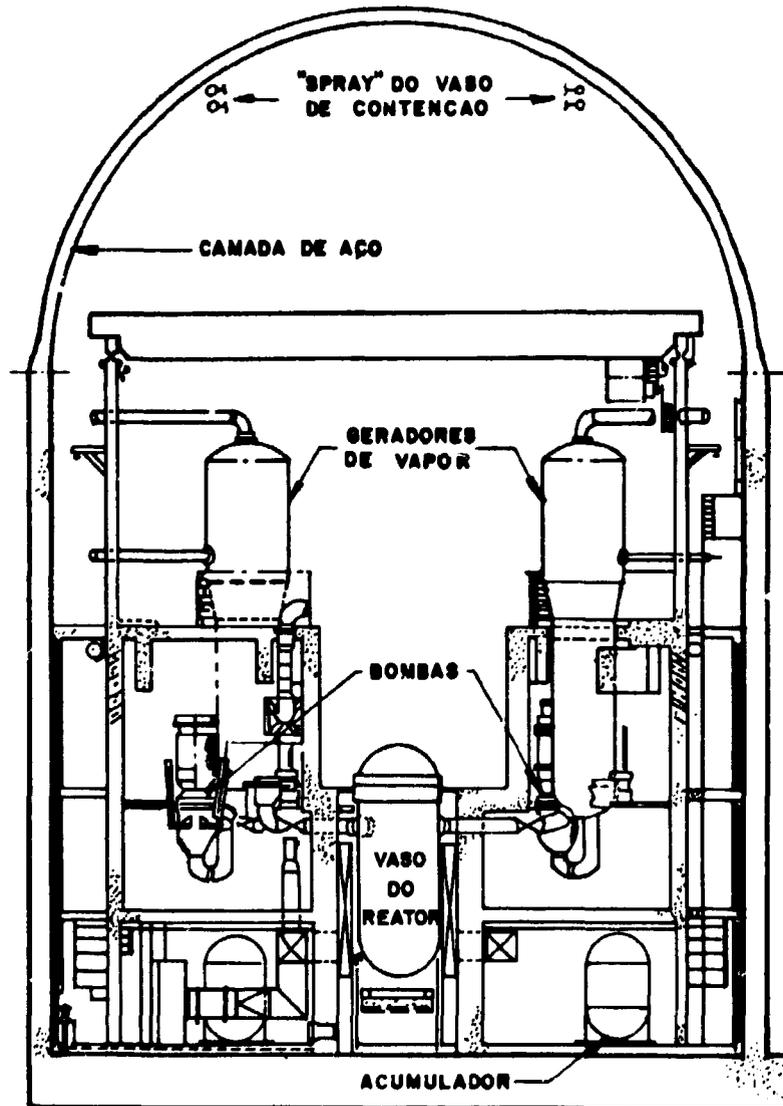


Figura 2.4 - Edifício de Contenção de um PWR Típico

2.2 – Dispositivos Específicos de Segurança

Concernente aos aspectos de segurança, o principal objetivo, tanto na operação como no projeto dos reatores nucleares, é a contenção dos produtos de fissão, criados no núcleo do reator, pela queima do combustível nuclear.

Existem várias barreiras de modo a evitar a liberação desses produtos e que incluem, o encamisamento do combustível, o circuito primário de arrefecimento e o vaso de contenção secundária.

Os dispositivos específicos de segurança compreendem os sistemas de contenção, o sistema de arrefecimento de emergência do núcleo do reator, os sistemas de habitação e o sistema de ventilação do anel do edifício de blindagem.

O sistema de contenção secundária é constituído de uma membrana de aço, do edifício de blindagem de concreto, de penetrações e sistemas associados com as funções de contenção. Este último, inclui o sistema de isolamento da contenção que isola os vários sistemas de fluidos que passam através de sua parede, o sistema de borrifação (spray) do edifício, o sistema de arrefecimento e recirculação, o sistema de suspiro do edifício de blindagem e o sistema de controle de hidrogênio.

2.2.1 – Sistema de Borrifação do Edifício de Contenção

A função do sistema é limitar o aumento da pressão dentro do edifício de contenção e remover os produtos de fissão da atmosfera do edifício em casos de acidentes.

O sistema é constituído de dois circuitos redundantes conectados ao tanque de água de recarregamento, bombas, bocais para borrifação do tipo anel, válvulas, tubulações e instrumentos (Figura 2.5).

Este sistema é acionado por um sinal que ocorre, em coincidência 2 em 4, de alta pressão dentro do edifício. Com o seu acionamento, água borada é retirada do tanque de recarregamento, que contém aproximadamente 10^6 de litros, com uma concentração de 2000 ppm de boro e lançada para dentro do edifício de contenção. Aproximadamente 7% da descarga de cada bomba é desviada para os adutores químicos, onde o conteúdo do tanque de aditivo químico, composto de 30% em peso de solução de hidróxido de sódio, é misturado com a água borada e levado de volta para as linhas de sucção das bombas. Esta água flui para os bocais de borrifação localizados na parte superior da estrutura do edifício e é lançada para dentro, lavando as paredes e os componentes internos, depositando-se no poço coletor do vaso de contenção.

Quando a água, no tanque de água de recarregamento, atingir um determinado nível, as bombas de borrifação são manualmente conectadas para succionar a água do poço coletor e a operação do sistema torna-se recirculatória.

Neste sistema, as bombas de borrifação são movidas por motores elétricos de indução, com 300 HP por bomba. As válvulas de descarga, bem como as de isolamento do poço coletor e de operação para recirculação são acionadas por motores elétricos. Fazem parte deste sistema, 14 válvulas, de 1 a 3 HP de potência.

Todas as bombas e válvulas do sistema são acionadas por eletricidade proveniente dos barramentos de 480 V descritos no próximo capítulo.

2.2.2 – Sistema de Arrefecimento e Recirculação do Ar do Edifício de Contenção

Este sistema é constituído de quatro unidades de arrefecimento e da instrumentação e controle,

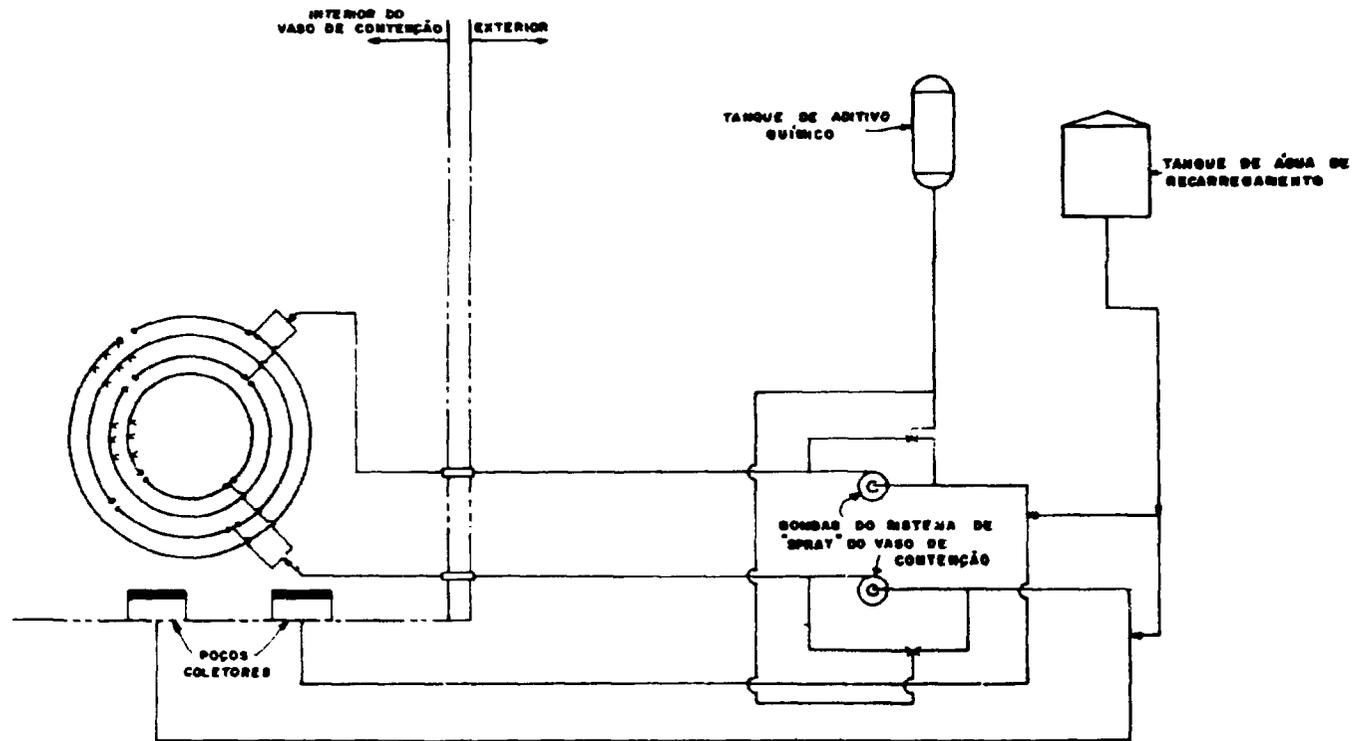


Figura 2.5 – Sistema de Borrifação do Edifício de Contenção

e tem a finalidade de manter a atmosfera do edifício abaixo da pressão e temperatura de projeto, transferindo o calor do interior do edifício para o circuito de água de arrefecimento dos componentes que circulam através de trocadores de calor do tipo ar-água. Em condições de acidente, a capacidade de cada unidade é de 1.274.400 litros por minuto, a 880 rpm, sendo necessárias duas unidades operando em conjunto com o sistema de borrifação para a remoção do calor do edifício de contenção. O modo de operação pós-acidente é iniciado pelo acionamento do sinal de injeção de segurança ou por sinal acionado manualmente de sala de controle. Monitores de temperatura da água de arrefecimento e de escoamento estão localizados fora do edifício de contenção com leitura na sala de controle (Figura 2.6).

Este sistema possui dezesseis válvulas conectadas aos centros de controle de motores de 480 V. Na operação destas válvulas são consumidos 0,33 a 0,67 HP por válvula. Além disso, existem duas bombas de refrigeração dos componentes de 700 HP cada, conectadas aos barramentos 1A3 e 1A4 que serão objeto de descrição no próximo capítulo.

2.2.3 – Sistema de Controle de Hidrogênio

Em condições pós-acidente, hidrogênio pode ser gerado dentro do edifício de contenção por meio da reação zircônio-água ou por corrosão de materiais no núcleo do reator. Para que a concentração de hidrogênio seja mantida em nível seguro, dois sistemas são disponíveis: o sistema de recombinação e o sistema de purga de hidrogênio. Os recombinadores elétricos, redundantes, são mostrados na Figura 2.7. O ar dentro da contenção é circulado através de filtros para os recombinadores, onde o hidrogênio é recombinado com o oxigênio do ar, por aquecimento, em temperatura entre 1150 e 1400°C, evitando que a concentração ar-hidrogênio atinja o limite de flamaabilidade de 4,1% por volume.

O sistema de purga de hidrogênio (Figura 2.6) é constituído de dois ventiladores redundantes com capacidade de 8498 litros por minuto, filtros e dutos, e é usado no caso em que ambos recombinadores não funcionem.

Este sistema opera retirando o ar de dentro do edifício de contenção, através de um banco de filtros e eliminando-o ao meio ambiente através da chaminé de ventilação.

A condição da atmosfera dentro do edifício de contenção é indicada pelo sistema de amostragem de hidrogênio que indica quando os recombinadores ou o sistema de purga devem ser acionados.

O sistema elétrico de segurança alimenta seis válvulas do sistema de controle de hidrogênio, além de seis ventiladores (dois de 0,3 HP, dois de 20 HP e dois de 65 HP) e dois recombinadores de aproximadamente 85 HP. Os barramentos de suprimento são os de 480 V e serão descritos no capítulo seguinte.

2.2.4 – Sistema de Arrefecimento de Emergência do Núcleo do Reator

A função deste sistema é remover o calor gerado no reator pelos produtos de fissão em condições pós-acidente para evitar danos no combustível por aquecimento excessivo. É constituído de dois acumuladores, tanque de injeção de boro, tanque de água de recarregamento, tubulações e bombas (Figura 2.8).

O sistema opere em três fases: a primeira, é a de injeção de água borada pelos acumuladores, que são pressurizados em 750 psig, com uma concentração de boro de 2000 ppm. A depressurização do sistema de refrigeração do reator, causa o esvaziamento dos acumuladores, por diferença de pressão nas válvulas de retenção que os separam do sistema de refrigeração.

Na segunda fase existem duas alternativas: uma para a injeção de água borada na ocorrência de grandes rupturas da tubulação e outro para pequenas rupturas. O primeiro utiliza duas bombas de

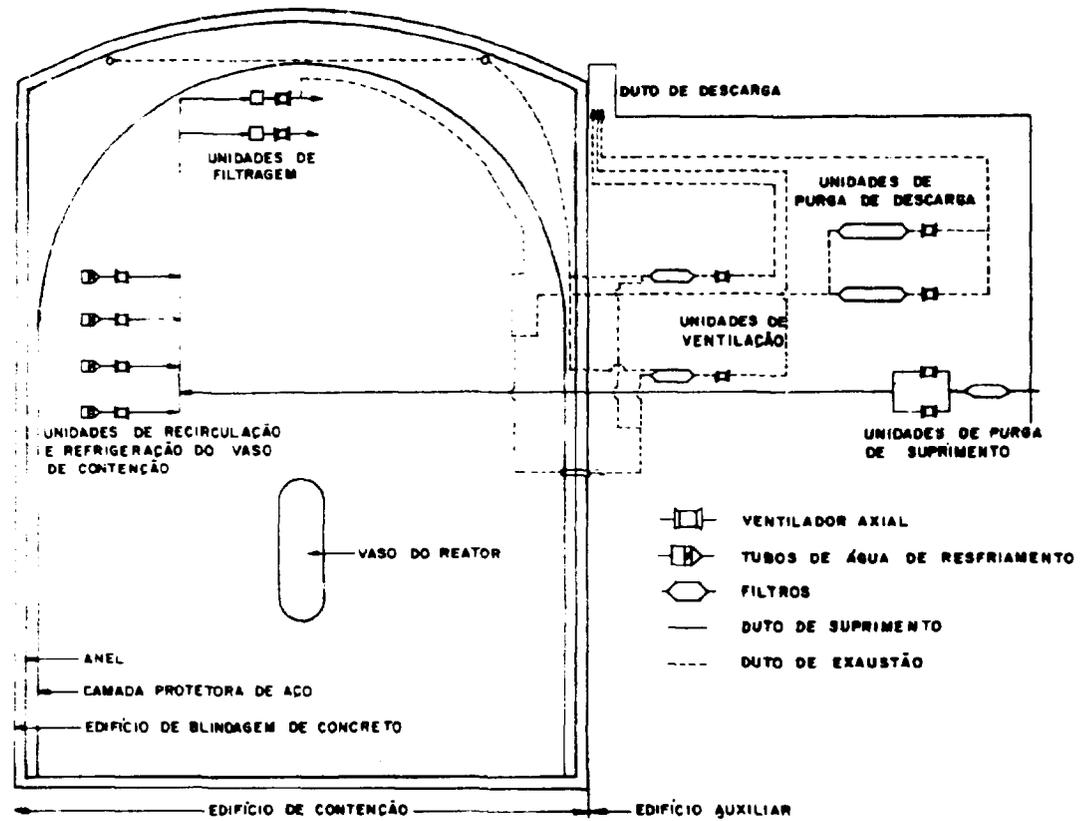


Figura 2.6 – Sistema de Arrefecimento e Recirculação do Ar do Edifício de Contenção, Purga de Hidrogênio e Ventilação da Região Anular do Edifício de Blindagem

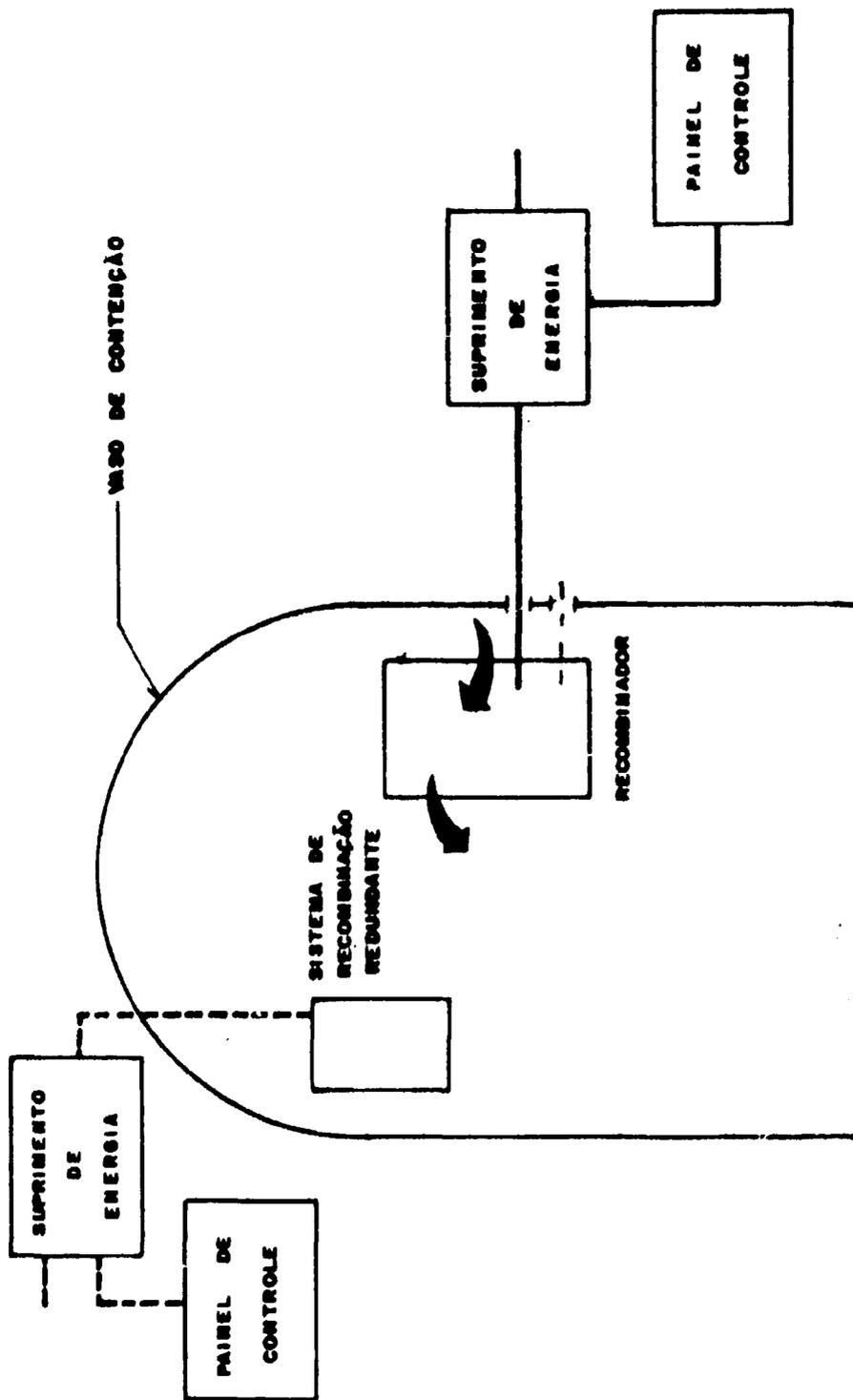


Figura 2.7 - Sistema de Recombinação de Hidrogênio

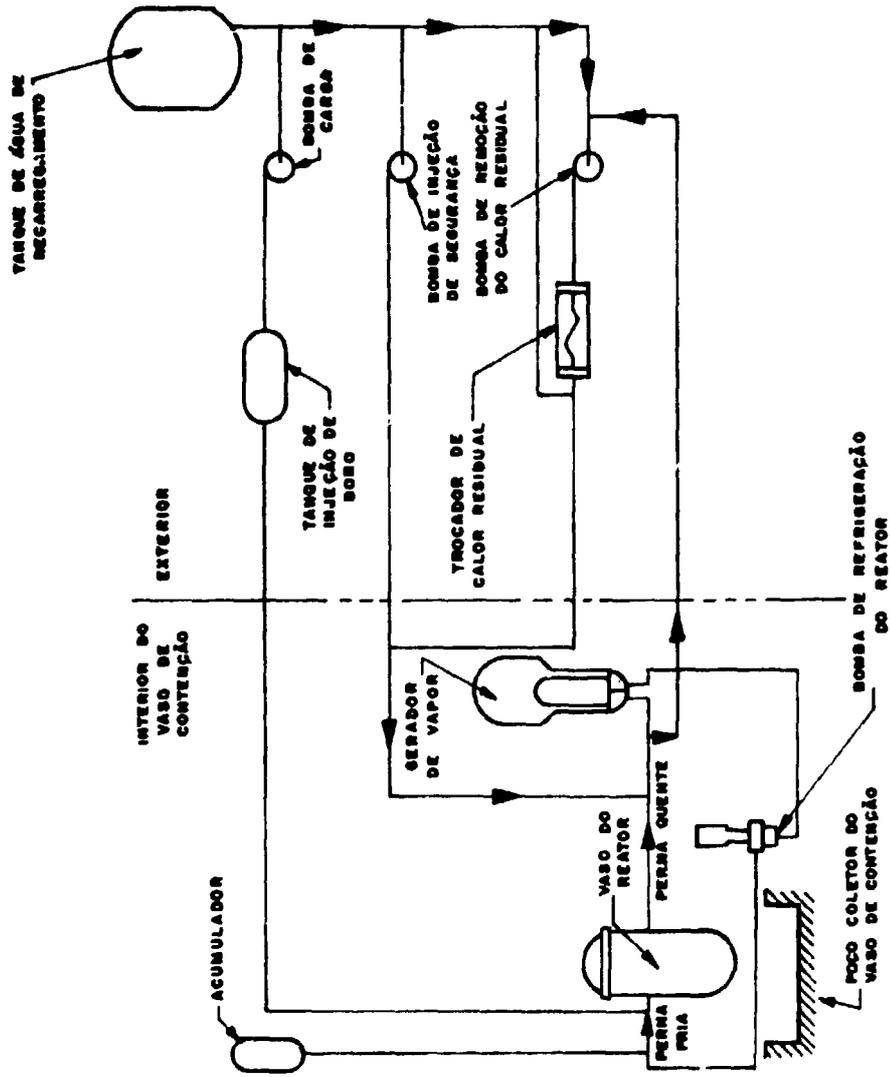


Figura 2.8 - Sistema de Arrefecimento de Emergência no Núcleo do Reator

remoção do calor residual que succionam o tanque de água de recarregamento. O outro sistema opera através de bombas de carga agindo sobre o tanque de água de recarregamento e lança água para o tanque de injeção de boro, que contém 3.406 litros com 21.000 ppm de boro, injetando-se, então, água borada de grande concentração no sistema de refrigeração. Enquanto o conteúdo do tanque vai sendo bombeado, um sinal dá a partida nas bombas de injeção de segurança, que succionam o tanque de água de recarregamento.

A fase de injeção termina quando o tanque de boro estiver vazio e o tanque de água de recarregamento atingir um nível pré-determinado. Então, é iniciada a fase de recirculação (3ª fase), onde a água acumulada no poço coletor é recirculada por meio de dois circuitos redundantes através das bombas de remoção do calor residual, passando através de trocadores de calor refrigerados pela água de arrefecimento dos componentes.

O sistema de arrefecimento de emergência constitui-se no mais importante dispositivo para prevenção contra a possibilidade de fundir o núcleo do reator. Este sistema possui os seguintes componentes conectados aos barramentos de classe IE:

- Quatro válvulas de sucção, do sistema de refrigeração das bombas de remoção do calor residual, de 2 HP cada
- Válvula de isolamento do tanque de injeção de boro de 2 HP.
- Duas válvulas de retorno do sistema de remoção do calor residual, do sistema de refrigeração, de 3,5 HP cada.
- Duas válvulas do sistema de injeção de segurança, de sucção do tanque de água de recarregamento, de 1 HP cada.
- Duas válvulas de sucção do sistema de injeção de segurança, do sistema de remoção do calor residual, de 2 HP cada.
- Duas válvulas de injeção do sistema de remoção do calor residual, de 7 HP cada.
- Duas válvulas de sucção do tanque de água de recarregamento das bombas de remoção do calor residual, de 10 HP cada.
- Três válvulas de isolamento do escoamento das bombas de injeção de segurança, de 1,5 HP cada.

2.2.5 – Sistema de Habitação

A sala de controle é mantida em uma pressão ligeiramente superior a atmosférica de modo a evitar a penetração de elementos radioativos no seu interior. Dois sistemas redundantes de ar condicionado são disponíveis em conjunto com uma unidade de filtros para controlar qualquer contaminação no interior da sala, além da existência de monitores de radiação, extintores de incêndio CO₂, e sistema de comunicações, por microondas e telefone público.

O sistema elétrico de segurança alimenta um motor de 3 HP da tubulação do filtro de entrada da sala de controle, duas unidades de ar condicionado de 15 HP, e um ventilador de condensação de 13 HP.

2.2.6 – Sistema de Ventilação da Região Anular do Edifício de Blindagem

Este sistema é composto de ventiladores e dutos, que servem para coletar a fuga de radioatividade através das penetrações da membrana de contenção, entre a membrana e o edifício de blindagem descarregando-a, através de filtros, no duto monitorado de descarga da ventilação (Figura 2.6).

O sistema é acionado quando há sinais de alta pressão dentro do edifício de contenção e produz uma pressão ligeiramente inferior na região anular, limpando o ar pela recirculação através de filtros.

Este sistema de ventilação possui as seguintes unidades conectadas aos barramentos de segurança:

- Uma válvula de corte do vácuo do edifício de contenção, de 10 HP.
- Uma válvula de corte do vácuo da região anular de 10 HP.
- Duas válvulas de controle de recirculação da região anular, de 3 HP cada.
- Duas válvulas de controle de descarga da região anular, de 3 HP cada.
- Dois ventiladores de descarga do edifício de blindagem, de 0,5 HP cada.
- Dois ventiladores, de 20 e 30 HP, de descarga da recirculação do edifício de blindagem.

2.3 – A Liberação dos Produtos de Fissão

Os dispositivos específicos de segurança descritos na secção anterior visam impedir a liberação dos produtos de fissão para a atmosfera exterior à usina, e estão programados a entrarem em funcionamento em casos de acidentes.

Nesta secção faz-se um breve relato das condições que poderiam advir devido a liberação dos produtos radioativos normalmente guardados dentro dos tubos de encamisamento dos elementos de combustível do reator.

A liberação dos produtos de fissão gerados pela operação dos reatores nucleares, é dependente de muitos fatores, tais como, o tempo de operação a uma determinada potência, a fração do núcleo que funde, e a eficiência dos dispositivos construídos para minimizar as conseqüências dos acidentes.

Os isótopos radioativos apresentam um grau de periculosidade conforme a quantidade liberada ao meio ambiente, suas meias-vidas, tipo de radiação emitida e propriedades químicas.

O calor gerado pelo decaimento radioativo, responsável por 7% da potência normal de operação do reator, decresce de acordo com a Eq. 2.1 após o desligamento do reator. Para a unidade I da Usina Nuclear de Angra dos Reis de 1827 MW_t, logo após o desligamento haverá cerca de 128 MW_t gerado pela radiação residual. Por este motivo, o reator é refrigerado por um sistema de remoção de calor, acionado logo após a sua parada.

$$P = 0,07 P_n t^{-0,2} \quad (\text{Eq.2.1})$$

P_n = potência de operação, que envolve um longo tempo, por exemplo 3 meses.

0,07 = coeficiente determinado empiricamente.

t = tempo após o desligamento em segundos.

Aproximadamente duzentos isótopos são originados pela fissão, e em geral, são agrupados de acordo com suas propriedades físico-químicas. Os isótopos com alto rendimento tem grande importância porque as consequências, em casos de acidentes, são diretamente proporcionais à atividade gerada no reator e a sua liberação. Os produtos de fissão mais importantes são: os gasosos devido a fácil difusão e os isótopos de longa vida, como por exemplo, o I-131, o Cs-137 e o Sr-90.

Costuma-se subdividir os produtos de fissão em três categorias: a) os gases nobres, por exemplo, xenônio e kriptonio, b) os voláteis, iodo, césio, telúrio e rutênio, c) e os sólidos, zircônio, cério, e outros elementos de alto ponto de fusão.

Os produtos de fissão gasosos e voláteis podem ser liberados totalmente dos elementos combustíveis danificados, e os produtos não voláteis, escapam em quantidade que é aproximadamente 1% da quantidade original nos elementos com defeitos. Os gases de fissão, como o kriptonio e o xenônio, não são removidos pelo sistema filtro-absorvedor em casos de acidentes.

Após a liberação para a atmosfera, os produtos de fissão sofrem um processo de dispersão. Os elementos sólidos e voláteis depositam-se no solo à medida que a nuvem radioativa passa, sobre um determinado local, as partículas maiores sedimentam-se perto da usina e as partículas menores sofrem difusão e impactação.

Uma pessoa situada na trajetória da nuvem radioativa receberia, durante a sua passagem, uma dose de radiação gama penetrante e uma dose de raios beta, limitada principalmente à pele e aos tecidos superficiais. O material radioativo inalado é metabolizado pelo organismo de acordo com as propriedades dos isótopos.

Por exemplo, o iodo radioativo, principalmente o elemento I-131 (meia-vida de 8,1 dias), produz uma dose na tireóide, aproximadamente três vezes maior para crianças de até 5 anos do que para os adultos, devido ao pequeno peso relativo da sua glândula. O Cs-137 solúvel, similar ao potássio em suas propriedades químicas, é o maior contribuidor para a atividade gama de longa vida, podendo causar danos genéticos. Outro elemento perigoso é o Sr-90 que é formado em abundância, aproximadamente 6% de todos os produtos de fissão. Quimicamente, é similar ao cálcio e aloja-se nos ossos, tendo meia-vida radioativa de 28 anos. É eliminado lentamente por processos biológicos, e pode provocar leucemia.

Além dos danos econômicos da usina afetada por um acidente, os produtos de fissão depositados ao longo da trajetória da nuvem radioativa contaminarão o solo e oferecerão perigos à vida biológica durante longo período de tempo.

O capítulo seguinte trata, especificamente dos circuitos elétricos que alimentam os dispositivos de segurança da usina tipo PWR.

3 – SISTEMA ELÉTRICO

3.1 – Introdução

O sistema elétrico da usina nuclear pode ser dividido basicamente, em sub-sistema interno e sub-sistema externo, tendo a subestação como elemento divisor.

O sub-sistema externo de Angra I compreende duas linhas de transmissão de 500 kV interconectadas com a subestação de Cachoeira Paulista, distante 80 km, e a de Adrianópolis, a 120 km. Mais duas linhas de transmissão de 138 kV, uma de circuito simples e a outra de circuito duplo, conectam a usina às unidades térmicas situadas em Santa Cruz, no Estado do Rio de Janeiro.

As linhas de 500 kV tem a função de transmitir para a rede de Furnas a potência gerada pela usina. As linhas de transmissão de 138 kV tem, primordialmente, a função de alimentar os barramentos ligados aos sistemas de segurança da usina já descritos no capítulo anterior.

Assim, quando em operação normal, as linhas de 138 kV asseguram o funcionamento dos sistemas de segurança enquanto os outros componentes internos são alimentados pelo próprio gerador da usina.

Em casos de falha das duas linhas de transmissão de 138 kV, supridoras de eletricidade para os sistemas de segurança, a alimentação será feita pela própria usina pela transferência automática das cargas para o transformador auxiliar que está conectado ao circuito do gerador da usina.

Nesse instante, os dois geradores diesel de reserva entram em funcionamento, automaticamente, e ficam prontos para serem conectados aos barramentos 1A3 e 1A4, de segurança, na eventualidade de desligamento do reator.

Os barramentos 1A3 e 1A4 são classificados como sendo de classe IE. Esta classe refere-se aos sistemas e equipamentos elétricos que são essenciais para um desligamento do reator em condições de emergência, para a refrigeração do núcleo do reator e do sistema de contenção, ou que são essenciais na prevenção de liberação significativa de material radioativo para o ambiente exterior à usina.

A unidade I é parte integrante da rede elétrica de Furnas Centrais Elétricas, que é mostrada na Figura 3.1.

A Figura 3.2 mostra o diagrama unifilar simplificado de circuito elétrico principal.

As linhas de transmissão de 500 kV são constituídas de 3 condutores de 954 MCM por fase, com um circuito por torre. Um dos circuitos de 138 kV possui um condutor por fase de 336 MCM e utiliza uma torre. Os outros dois circuitos utilizam a mesma torre e têm um condutor de 795 MCM por fase.

A Figura 3.3 contém o diagrama unifilar do alimentador de 138 kV onde é indicado apenas um circuito, como foi considerado nos cálculos, sendo comentado no capítulo 5.

Os dois geradores diesel de emergência tem, cada um, capacidade de 2850 kw com um fator de potência 0,8.

3.2 – Sistema de 4160 V

Os dois barramentos redundantes de 4160 V, 1A3 e 1A4, que fornecem energia para as cargas relacionadas com a segurança estão normalmente conectados com o sistema de 138 kV por meio do transformador de serviço T1A2, (Figura 3.1).

Os barramentos não relacionados com os equipamentos de segurança, 1A1 e 1A2, alimentam as cargas restantes e estão conectados ao transformador auxiliar T1A1.

Cada barramento de 4160 V pode ser conectado com o transformador de serviço ou com o transformador auxiliar. A energia da subestação de 500 kV pode ser trazida através do transformador principal, T1, para o transformador auxiliar, quando a chave de interrupção da carga do gerador da usina estiver aberta. Cada barramento, 1A3 e 1A4, possuem um gerador diesel como fonte de emergência.

As cargas dos barramentos de 4160 V consistem de motores de 250 HP, ou mais, e de transformadores que alimentam os centros de carga de 480 V. As cargas conectadas aos barramentos 1A1 e 1A2 são designadas de divisão 1 e divisão 2, respectivamente. As relacionadas com os equipamentos de segurança, são chamadas de ramo A e ramo B, respectivamente, conectadas a 1A3 e 1A4.

Na ocorrência de um desligamento planejado do reator, transfere-se manualmente, as cargas dos barramentos 1A1 e 1A2 do transformador auxiliar para o transformador de serviço. Esta transferência é feita com barramento vivo onde o intertravamento dos disjuntores evita mantê-los fechados por um tempo superior ao gasto na operação de transferência.

Na operação normal, a ausência de suprimento através do transformador de serviço aos barramentos 1A3 e 1A4, ou do transformador auxiliar aos barramentos 1A1 e 1A2, inicia uma transferência de barramento automática para a outra fonte desde que as relações de sincronismo sejam aceitáveis. Os geradores diesel são acionados após falhas de fornecimento do transformador auxiliar ou do transformador de serviço.

No caso da transferência automática ser bloqueada devido ao assincronismo, as cargas são automaticamente desconectadas, e uma transferência automática lenta é iniciada, quando a voltagem residual do barramento estiver a um valor seguro para a reenergização.

Se a transferência for bem sucedida, as cargas necessárias para o desligamento do reator, são reconectadas automaticamente. Outras cargas são aplicadas manualmente pelo operador.

No caso desta transferência falhar, os barramentos 1A3 e 1A4 são conectados aos geradores diesel desde que não haja voltagem nos barramentos. As cargas são reaplicadas como no caso da transferência lenta.

Nos barramentos não relacionados diretamente com a segurança (1A1 e 1A2) estão conectadas as bombas de alimentação do gerador de vapor, cada uma com 6000 HP; as bombas de água de circulação, com 3000 HP e as bombas do sistema de resfriamento do reator, com 7000 HP. Nos barramentos 1A3 e 1A4 estão conectadas as bombas de injeção de segurança, com 800 HP; as bombas de água de serviço (três de 500 HP) sendo que uma é de reserva e pode ser conectada em um ou outro barramento, bombas do tanque de recarga, com 500 HP; as bombas de resfriamento dos componentes (três de 700 HP) em que uma pode ser conectada em qualquer um dos barramentos; as bombas de alimentação auxiliar, com 400 HP, e as bombas de pulverização do vaso de contenção, com 300 HP.

3.3 – Sistema de 480 V

Quatro transformadores são usados para fornecer energia a 480 V, e partir do sistema de 4,160 kV. A distribuição é feita pelo uso de quadros de distribuição e centro de controle de motores. O diagrama unifilar é mostrado na Figura 3.1.

Este sistema, de 480 V, é usado na distribuição de energia para motores de até 250 HP e se constitui num sistema bastante complexo. O diagrama unifilar detalhado do sistema de 480 V pode ser encontrado na Ref.⁽¹³⁾. Nós nos limitaremos aqui a descrição de apenas alguns aspectos desse sistema.

No barramento 1B3A, está conectado o barramento 3A-1. Nesse barramento (3A-1), estão conectadas válvulas operadas por pequenos motores elétricos e que fazem parte de diversos equipamentos, como por exemplo, dos ventiladores de circulação do ar do vaso de contenção. O barramento 3A-1 é redundante ao barramento 4A-1 que está conectado a 1B4A.

Nos barramentos 1B3B e 1B4B estão conectadas as bombas de remoção de calor residual, uma por barramento, com 200 HP cada.

Em 1B3B está conectado o barramento 3B-1. Nesse barramento (3B-1) estão conectados o sistema compressor de ar do gerador diesel DG-1, as bombas de transferência de óleo do gerador diesel, ventiladores do sistema de purga do suprimento de hidrogênio, ventilador de exaustão do edifício de blindagem, e outras cargas.

3.4 – Sistema Elétrico de Emergência

O sistema elétrico de emergência, constituído de dois geradores diesel redundantes de 2850 kw com fator de potência 0,8, é capaz de suprir a demanda de emergência com queda de voltagem não superior a 25% de 4160 V, quando as seqüências das cargas são iniciadas.

Esses geradores são ligados por um sistema de ar comprimido capaz de armazenar ar para 5 perdas consecutivas.

Cada gerador, é provido de um tanque de óleo combustível. Um outro tanque de grande capacidade é disponível para completar as necessidades quando preciso. A reserva total possibilita operar cada gerador por 4,5 dias.

O gerador alcança uma velocidade contínua dentro de 10 segundos após receber o sinal de partida. As cargas maiores são conectadas em intervalos de 5 segundos, e nesse caso a freqüência e a voltagem não caem abaixo de 95% da freqüência nominal de 60 Hz e de 75% da voltagem de 4160 V, respectivamente.

Cada gerador diesel de emergência pode ser acionado das seguintes formas:

- a) Partida automática, caso haja perda de energia elétrica no transformador de serviço ou no transformador auxiliar.
- b) Na ocorrência de partida dos equipamentos de segurança (sinal para injeção de segurança).
- c) Acionamento manual a partir da sala de controle.
- d) Acionamento manual no próprio local dos geradores.

A chave seletora de partida do gerador diesel, localizada na sala do gerador, normalmente está na posição de modo automático. A posição de modo local ocorre nos casos de testes periódicos. Nessa posição, somente a partida local é possível. Um sinal de alarme na sala de controle é acionado até que a chave retorne a sua posição de modo automático.

O sistema de corrente contínua, que está descrito na Seção 3.5, é necessário para o controle dos geradores, alarmes e relés de proteção. No caso do gerador falhar, quando solicitado, esta condição é anunciada no local e na sala de controle, bem como no caso da perda de corrente alternada e contínua para os controles, por meio de um alarme audível.

Na sala de controle há indicadores e meios para operar os disjuntores em casos de troca do suprimento de energia elétrica da fonte preferida para a alternativa.

3.5 – Sistema de Corrente Contínua

Todo o sistema de instrumentação e controle da usina é alimentado por corrente contínua de 125 V, pelos barramentos redundantes 1D1 e 1D2 conforme Figura 3.1.

Esses barramentos são normalmente supridos pelo sistema de 480 V por meio dos retificadores BC1 e BC2 que fazem a conversão da corrente. Existe um terceiro retificador BC3, para suprir a 1D1 ou 1D2, em casos de necessidade.

Na ocorrência de uma eventual falta de alimentação pelo sistema de 480 V, as cargas dos barramentos de corrente contínua são passadas automaticamente para duas baterias de reserva cada uma alimentando os respectivos barramentos.

Cada bateria está sempre disponível durante a operação normal e em casos de perda de energia elétrica do sistema de corrente alternada. As baterias têm uma capacidade de armazenamento para operar por um período de 8 horas, no caso de perda de corrente alternada, para operação de todos os disjuntores e cargas necessárias. As baterias estão localizadas em salas separadas no edifício auxiliar.

Indicadores registram a corrente de saída dos carregadores, e estão localizados na sala de controle e no local dos carregadores. A baixa voltagem de entrada de corrente alternada no carregador e a sobrevoltagem de saída são anunciadas na sala de controle.

Cada carregador é alimentado por corrente alternada de 480 V, trifásica, de 60 Hz, a partir do centro de controle de motores correspondente.

Os carregadores fornecem energia elétrica para a operação das cargas em condições normais, e ao mesmo tempo mantêm as baterias carregadas. Enquanto supre as cargas normais em condição estacionária cada carregador é capaz de carregar totalmente uma bateria, desde a sua carga mínima, em um período de 8 horas.

4 – CONFIABILIDADE E DISPONIBILIDADE

4.1 – Introdução

Para o cálculo da probabilidade de falha de um sistema, deve ser introduzido o conceito de confiabilidade.

Confiabilidade é um campo relativamente novo que teve sua origem na análise de sistemas complexos gerados pela moderna tecnologia. Inicialmente, foi constatado durante a II Grande Guerra que as tarefas de manutenção e reparo de equipamentos estavam trazendo muitos problemas devido a baixa disponibilidade. Posteriormente, definiram-se, índices de confiabilidade no projeto de aviões e na indústria aeroespacial visando obter, uma alta confiabilidade já que, por exemplo, os satélites artificiais devem funcionar satisfatoriamente durante um determinado período, uma vez que as operações de manutenção e reparo são impossíveis. Os reatores nucleares são projetados estudando-se a confiabilidade dos sistemas e postulando-se acidentes básicos de projeto. A partir desses estudos são criados dispositivos para evitar ou minimizar as conseqüências desses acidentes.

Os parâmetros de confiabilidade e suas respectivas definições são as seguintes:

1) Confiabilidade (C)

É definida como a probabilidade de um componente ou sistema operar por um dado período de tempo, sem falha, e sob determinadas condições de operação.

2) Tempo Médio entre Falhas (TMF)

É o tempo médio entre falhas sucessivas.

3) Taxa de Falhas (λ)

É o número esperado de falhas de um determinado tipo em um intervalo de tempo particular.

4) Tempo Médio para Reparos (TMR)

É a média dos tempos requeridos para completar uma atividade de reparo.

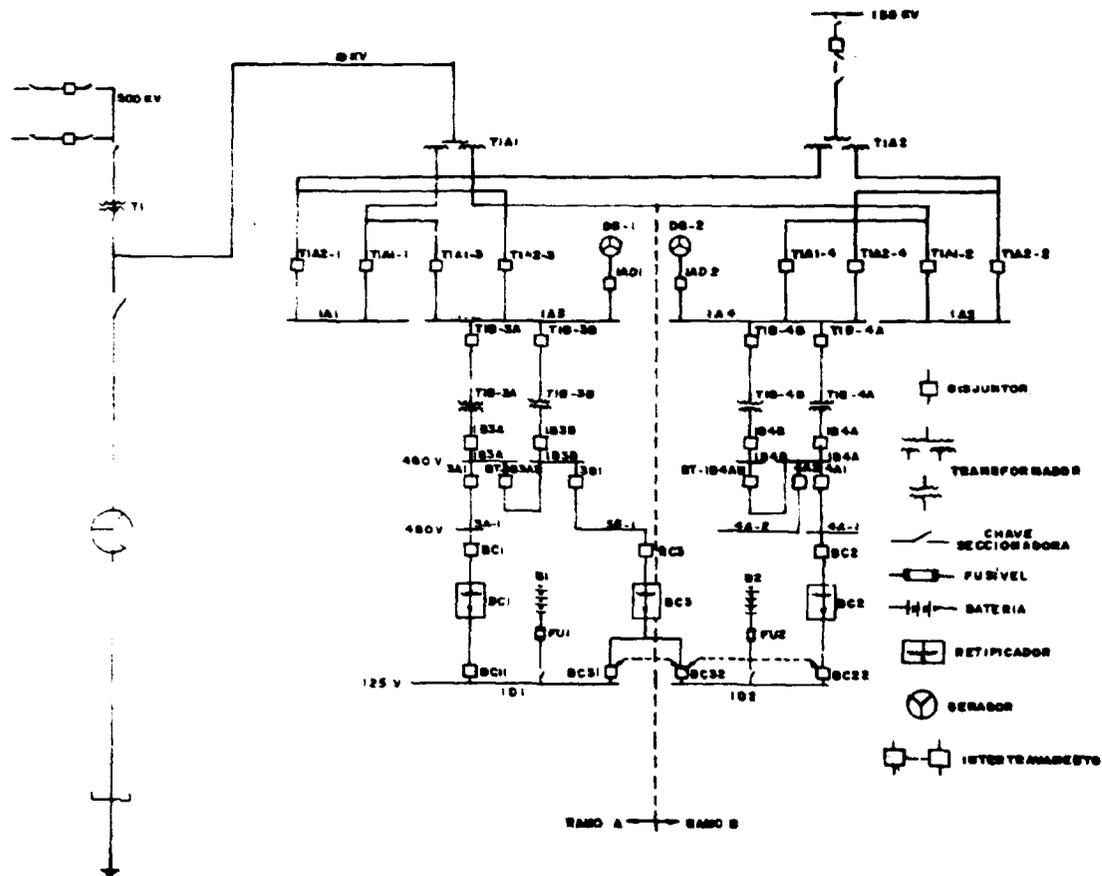


Figura 3.2 – Diagrama Unifilar Principal do Sistema Elétrico da Usina Nuclear de Angra 1

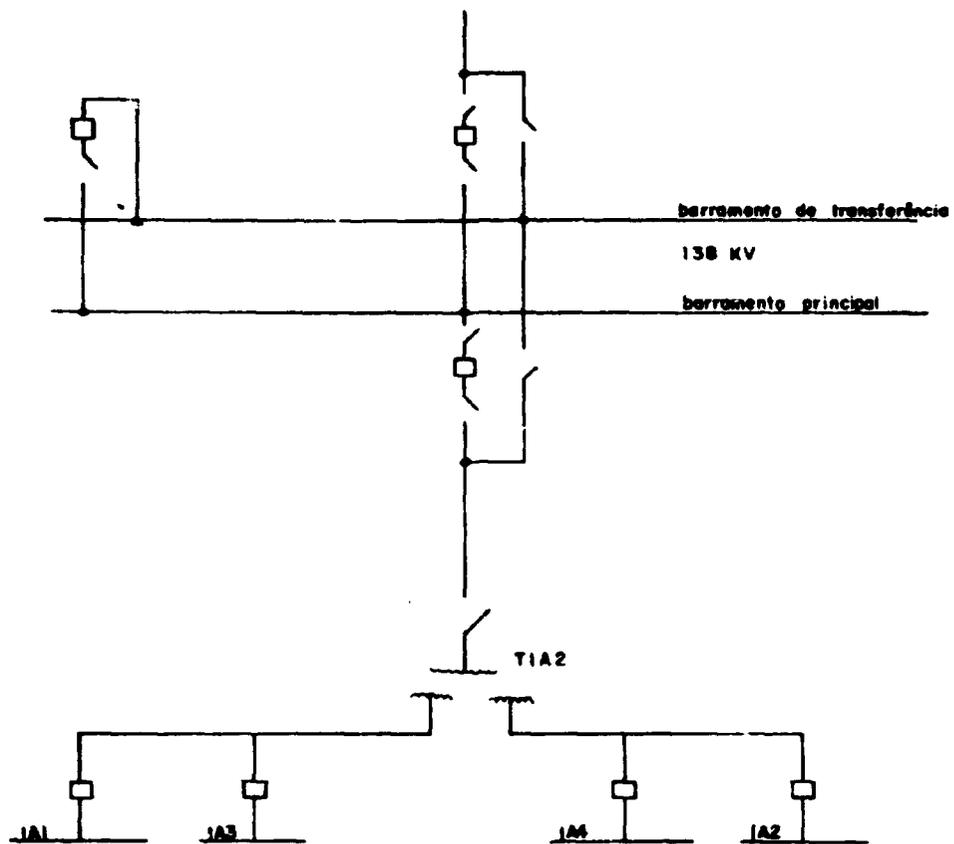


Figura 3.3 - Diagrama Unifilar do Alimentador de 138 kV

5) Fator de Manutenção (Maintainability), (M)

É definido como a probabilidade de um componente ou sistema, que tenha falhado, seja recuperado para operar dentro de um determinado período de tempo.

4.2 – Definições

Suponhamos um número N_0 de componentes sob teste, de modo que o componente que falhar não seja substituído por um novo, e num tempo qualquer t temos $N_s(t)$ componentes que não apresentam falhas. O número de componentes que falham $N_f(t)$ é, portanto, dado pela equação: $N_s(t) + N_f(t) = N_0$. Se a confiabilidade $C(t)$, dos componentes, é a probabilidade de não falhar no tempo t , então:

$$C(t) = \frac{N_s(t)}{N_0}$$

Consideremos a Figura 4.1: tomando-se um pequeno intervalo de tempo $t \rightarrow t + dt$, podemos dizer que $dN_s(t)$ falhas ocorreram no tempo dt .

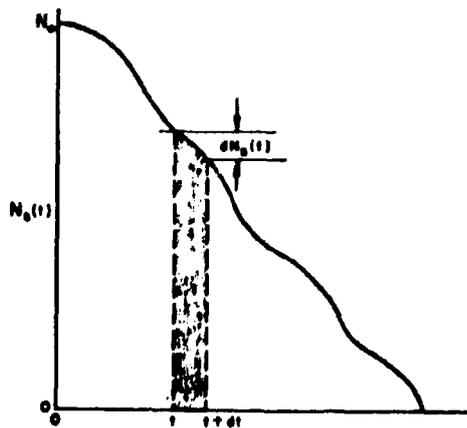


Figura 4.1 – Curva de Teste sem Reposição

A taxa de falhas no tempo t é dado por:

$$\lambda(t) = - \frac{dN_s(t)}{N_s(t) dt}$$

Multiplicando-se o numerador e o denominador por N_0 e levando-se em conta a definição de confiabilidade, tem-se:

$$\lambda(t) = - \frac{dC(t)}{C(t) dt}$$

donde,

$$C(t) = \exp \left[- \int_0^t \lambda(t) dt \right]$$

Se a taxa de falhas não variar com o tempo, $\lambda(t) = \lambda$, e portanto:

$$C(t) = e^{-\lambda t}$$

Para uma taxa de falhas constante, o TMF é o recíproco de λ .

$$C(t) = e^{-t/TMF}$$

Assim, como o TMF e λ constituem-se em uma medida da confiabilidade, o TMR e a taxa de reparos μ representam uma medida do fator de manutenção.

O TMR e μ relacionados pela seguinte expressão:

$$\mu = \frac{1}{TMR}$$

$$M(t) = 1 - e^{-\mu t}$$

A confiabilidade e o fator de manutenção são combinados no conceito de disponibilidade.

Sejam: a = tempo em que o componente funcionou

b = tempo em que o componente funcionou, mais o tempo de reparo.

A disponibilidade, (D) é expressa por:

$$D = \frac{a}{b} = \frac{a}{a + (\text{número de falhas} \times TMR)}$$

$$D = \frac{a}{a + (\lambda \times a \times TMR)}$$

$$D = \frac{1}{1 + \lambda TMR}$$

Como, $TMF = 1/\lambda$, tem-se finalmente

$$D = \frac{TMF}{TMF + TMR}$$

No caso de um sistema constituído de duas unidades A e B, conectadas em série, sendo R_a a confiabilidade da unidade A e R_b a confiabilidade da unidade B, para eventos independentes, a confiabilidade é dada por:

$$R_{ab} = R_a R_b$$

Para o caso de n unidades:

$$R_{an} = \prod_{i=1}^n R_i$$

Se $Q(t)$ é a não confiabilidade do sistema, $R(t) + Q(t) = 1$ e, portanto:

$$1 - Q_{ab} = (1 - Q_a)(1 - Q_b)$$

$$Q_{ab} = Q_a + Q_b - Q_a Q_b$$

Para o caso de n componentes em série:

$$Q_{an} = 1 - (1 - Q_a)(1 - Q_b) \dots (1 - Q_n)$$

Para um sistema de dois componentes em paralelo, a confiabilidade do sistema é expressa por:

$$R_{ab} = R_a + R_b - R_a R_b$$

No caso de n componentes em paralelo:

$$R_{an} = 1 - (1 - R_a)(1 - R_b) \dots (1 - R_n)$$

Neste sistema, a não confiabilidade é expressa por:

$$Q_{sn} = \prod_{i=1}^n Q_i$$

Para um único componente, sem reparo, a probabilidade acumulada de falha é dada pela fórmula:

$$P = 1 - e^{-\lambda t} = \lambda t$$

No caso da intersecção de eventos de falha de dois ou mais componentes que são não reparáveis, a probabilidade de falha é o produto das probabilidades de falha dos componentes individuais. Para dois componentes em paralelo, 1 e 2, respectivamente, a probabilidade de falha para a combinação é expressa por:

$$P = \lambda_1 t + \lambda_2 t$$

Em sistemas com manutenção preventiva ou corretiva, a influência da manutenção deve ser considerada na probabilidade de falha do sistema.

Se a combinação é constituída de dois componentes reparáveis em paralelo, a probabilidade de falha para a combinação será:

$$P = Q_1 \lambda_2 t + Q_2 \lambda_1 t$$

onde: Q_1 é a não disponibilidade do componente 1

Q_2 a não disponibilidade do componente 2

Maiores detalhes das aplicações da teoria de confiabilidade podem ser encontradas nas referências (5,6,31,35,37,38).

4.3 – Árvores de Eventos

A partir da obtenção dos índices de confiabilidade ou da probabilidade de falha é possível combinar as probabilidades de falha dos vários componentes dos sistemas que devem funcionar em casos de emergência e assim calcular a probabilidade de ocorrência de um acidente particular. Esse tipo de estudo é realizado com o auxílio de árvores de eventos, que é uma técnica usada para estudar as diversas seqüências de falhas possíveis a partir de uma falha inicial.

As árvores de eventos, são inspiradas, em pesquisa operacional, usadas na análise das decisões. Técnicas de probabilidade foram desenvolvidas na década passada por matemáticos, para a aplicação em

problemas de decisão, onde as consequências das ações mais imediatas são influenciadas pelos eventos futuro... Essa técnica proveniente da pesquisa operacional foi usada extensivamente por N. Rasmussen, do MIT, na análise da segurança das usinas tipo LWR (Light Water Reactors).

A árvore nasce do evento inicial que pode ser, por exemplo, um acidente de perda de refrigerante, ou um transiente e considera a possibilidade de sucesso ou falha dos sistemas que são utilizados de modo a minimizar as consequências do evento inicial, a medida que o tempo passa. Tomamos o caso do APR para ilustrar esta exposição.

Considerando os eventos envolvidos em um APR, deve-se levar em conta as funções que os dispositivos específicos de segurança devem realizar. Estas funções abrangem:

- a) o desligamento do reator, para diminuir a geração de potência devida ao processo de fissão.
- b) resfriamento de emergência do núcleo, para manter a liberação de radioatividade do combustível em níveis baixos dentro do vaso de contenção.
- c) a remoção da radioatividade pós-acidente da atmosfera do vaso.
- d) a remoção do calor gerado pós-acidente devido aos produtos de fissão, de modo a evitar a superaquecimento no vaso.
- e) a integridade do vaso de contenção, que evita a radioatividade não removida, a ser dispersada ao meio-ambiente.

A Figura 4.2 mostra a árvore de eventos para o caso do APR.

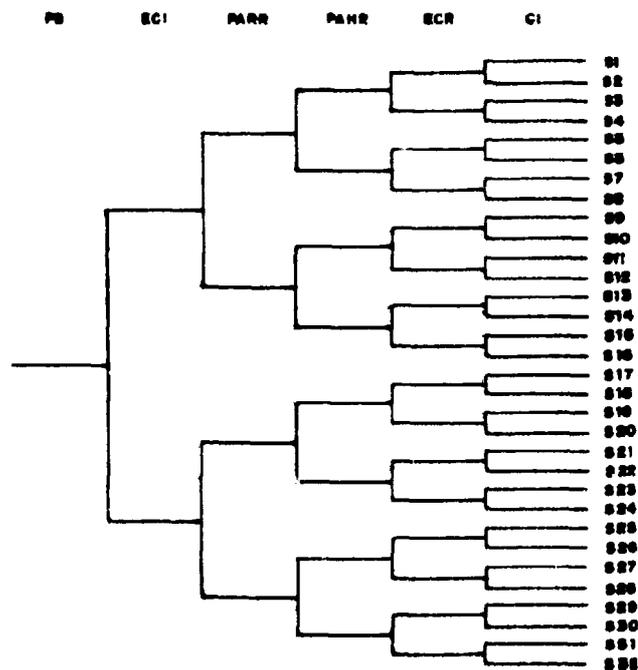


Figura 4.2 — Árvore Completa de Eventos para um Acidente de Perda de Refrigerante

Onde: Ramos superiores: sistema não falha.

Ramos inferiores: sistema falha.

PB – ruptura da tubulação

ECI – injeção de refrigerante em emergência

PARR – remoção da radioatividade pós-acidente

PAHR – remoção do calor gerado pós-acidente

ECR – recirculação de refrigerante em emergência

CI – integridade do vaso de contenção

Si – seqüência de acidente particular

Na análise das árvores deve-se considerar o desempenho, no tempo, dos sistemas que realizam as funções de segurança, e das relações funcionais entre os sistemas porque as vezes, a falha de uma função elimina a necessidade de outras. Eventualmente, a falha de um sistema pode produzir processos físicos que causam a falha de outras funções.

Ao considerar estas relações, as árvores de eventos que inicialmente contém um grande número de seqüências de acidentes podem ser reduzidas a poucas seqüências (Figura 4.3).

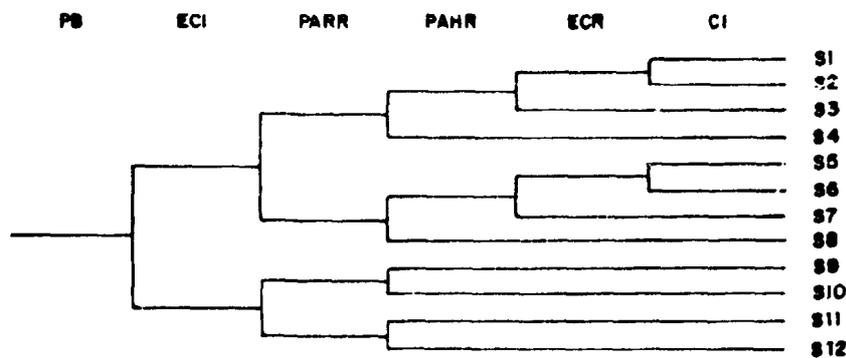


Figura 4.3 – Árvore de Eventos para um Acidente de Perda de Refrigerante Considerando as Relações Funcionais

Observa-se que, se o sistema de recirculação falhar, o núcleo do reator irá fundir, devido a geração do calor proveniente dos produtos de fissão, e isto ocasionará o comprometimento da integridade do vaso de contenção.

A falha do sistema de remoção de calor causará uma sobrepressão que irá danificar o vaso. O sistema de recirculação ficará inoperante devido a alta temperatura da água que pode danificar as bombas.

Outro tipo de interrelação entre os sistemas envolve a energia elétrica. Os dispositivos específicos de segurança dependem da disponibilidade de eletricidade para desempenhar suas funções. Falhando o fornecimento de energia elétrica, todos os sistemas de segurança irão falhar (Figura 4.4). A não disponibilidade de eletricidade representa um caso extremo de falha que afeta todos os sistemas subsequentes.

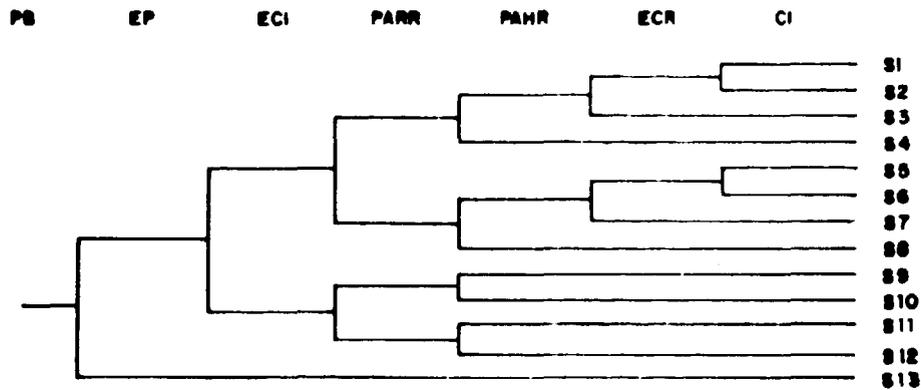


Figura 4.4 – Árvore de Eventos para um Acidente de Perda de Refrigerante Considerando o Suprimento de Energia Elétrica

Por sua vez, a não integridade do vaso de contenção é causada por vários processos que tem sua origem em diversas seqüências de acidentes que conduzem a distintos modos de falha. Assim, são construídas árvores de falhas específicas para o vaso de contenção. Os dados obtidos da árvore do APR servirão, subsequentemente, como dados de entrada para a árvore de eventos do sistema de contenção.

Assim, como a árvore para o APR define, em função do tempo, as probabilidades de radioatividade que escapam para a atmosfera do vaso de contenção, a árvore para o vaso define as probabilidades e quantidades de radioatividade liberadas ao meio ambiente.

A falha da contenção pode ocorrer basicamente de três modos: a) fuga excessiva de radioatividade devido a perda de isolamento do vaso, pelas suas penetrações, dutos e válvulas; b) rupturas causadas por processos físicos que resultam da fusão do núcleo; e c) rupturas devidas a sobrepressão que precede aos processos físicos de fusão.

A fuga pelas penetrações do vaso, da atmosfera contida em seu interior pode afetar os processos físicos dentro dele e assim influir nos modos de ruptura e nas seqüências do acidente.

A sobrepressão do vaso de contenção ocorre devido a formação de gases como o hidrogênio e o dióxido de carbono, nas reações metal-água ou do núcleo fundido com o concreto.

Durante o período em que o núcleo está fundindo, é possível que ocorra a interação de UO_2 com água, resultando num aumento de pressão, a explosão do vapor formado, e que pode danificar o vaso, comprometendo a sua integridade.

A reação de zircônio com água gera hidrogênio, que pode detonar se o limite crítico de inflamabilidade da mistura hidrogênio-ar for atingida, podendo danificar o vaso.

O vaso de contenção pode perder a sua integridade quando o núcleo fundido penetrar em sua base causando a ruptura e liberando radioatividade ao meio ambiente.

A Figura 4.5 mostra uma árvore de eventos do vaso de contenção e a Figura 4.6 o acoplamento das árvores do vaso com os do APR desenvolvidas anteriormente. Enquanto a árvore de eventos do APR lida com as condições operacionais dos sistemas envolvidos, a árvore para o vaso trata dos eventos basicamente relacionados com a fenomenologia seqüencial do acidente.

O modelo das árvores de eventos na análise de acidentes de reatores nucleares é de grande utilidade, pois consegue-se esquematizar as diversas possibilidades seqüenciais a partir de um evento inicial e, ao considerar as relações entre os diversos sistemas que desempenham as funções de segurança, pode-se identificar as falhas devidas a uma mesma causa (common mode failures). Apesar do grande número de alternativas seqüenciais, é possível, desta maneira, reduzir o número de ramos das árvores, o que torna o estudo menos complexo.

Para estimar quantitativamente os riscos ao público em geral, é necessário adotar uma metodologia analítica que avalie os fatores que contribuem ao risco, tais como, a probabilidade e magnitude de liberação de radioatividade da usina nuclear, a probabilidade e características de várias condições meteorológicas e outros fatores físicos que podem afetar a dispersão de radioatividade na atmosfera, bem como a distribuição da população nas vizinhanças que pode ser afetada pelo acidente.

Qualquer combinação de falhas dos dispositivos específicos de segurança podem provocar liberações de radioatividade que diferem em quantidade, tipo de radioatividade, e tempo de liberação, dependendo do modo de falha da contenção. Seqüências diferentes, podem levar a liberações similares e que terão conseqüências equivalentes. Para a avaliação do risco final, determina-se as probabilidades associadas com os diferentes níveis de conseqüências.

O cálculo das probabilidades pode ser feito pelo uso das árvores de eventos. As probabilidades de todas as seqüências são combinadas para se obter a probabilidade de que um particular nível de conseqüência irá ocorrer.

Assim, seqüências com conseqüências equivalentes são agrupadas, e suas probabilidades combinadas para se determinar a probabilidade final para cada nível de conseqüência. A Figura 4.7 ilustra este fato.

Rasmussen⁽³⁴⁾ fez este estudo e classificou os acidentes em nove grupos segundo o nível de liberação de radioatividade, sendo que em sete desses grupos ocorrem a fusão do núcleo do reator.

5 – O CÁLCULO DA PROBABILIDADE DE FALHA DO SISTEMA ELÉTRICO LOCAL

5.1 – Introdução e Dados do Problema

Essencialmente, os suprimentos primários para os barramentos de segurança de Angra I são as linhas de transmissão de 138 kV provenientes de Santa Cruz. Na falta destas, os suprimentos tornam-se as linhas de 500 kV que transmitem a energia fornecida pelo gerador da usina para a rede externa. Na falta de disponibilidade deste gerador, as linhas de 500 kV fornecem eletricidade da rede para alimentar as necessidades da própria usina, com o reator desligado.

Para o cálculo proposto nesta dissertação, foram feitas algumas simplificações, contudo sempre a favor da segurança.

Por exemplo, foi desprezada a disponibilidade do gerador da usina baseado nos seguintes argumentos: na eventualidade de ocorrência de um acidente sério na usina, ocasião em que os

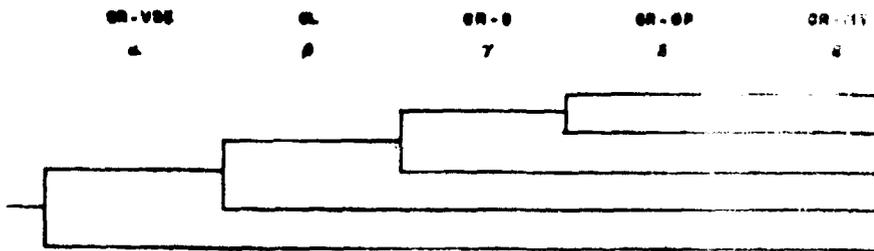


Figura 4.5 – Árvore de Eventos para o Vaso de Contenção



Figura 4.6 – Acoplamento das Árvore de Eventos de APR 3 do Vaso de Contenção

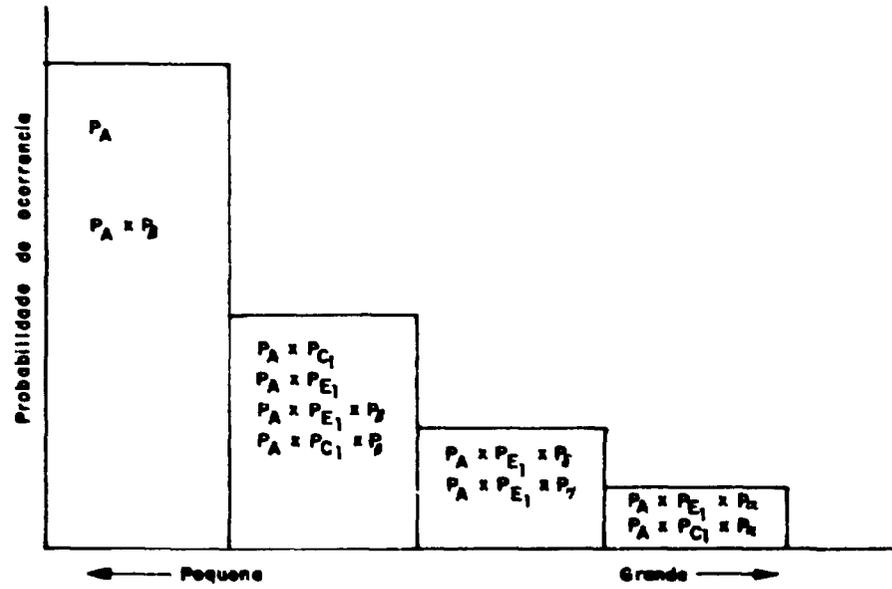


Figura 4.7 – Associação de Probabilidades e Consequências

dispositivos de segurança serão acionados, o reator será automaticamente desligado e o gerador, portanto, não estará disponível. Da mesma maneira, na hipótese de ocorrer a falha das duas linhas de transmissão de 500 kV, o reator também sofrerá desligamento.

No cálculo da probabilidade de falha do suprimento de eletricidade através das linhas de 138 kV, foi considerado apenas a disponibilidade de um circuito, ao invés de três, dado o fato de existir a possibilidade de falha comum das linhas, simultaneamente. Seria o caso de ocorrência de uma falha na subestação comum às três linhas, ou fatores climáticos e meteorológicos e físicos que poderiam afetar as três linhas de uma só vez. Por exemplo, queda de aviões sobre as linhas, mancha intensa que resultasse em curto circuito simultâneo, descargas atmosféricas etc.

A disponibilidade do sistema de 138 kV pode ser obtida dos relatórios de eventos das linhas de transmissão de Furnas Centrais Elétricas (Ref.⁽¹⁴⁾) e os dados de interesse são mostrados na Tabela V.1.

Contudo, para o sistema de 500 kV os dados não são estatisticamente significativos, uma vez que as linhas de 500 kV começaram a operar na rede de Furnas somente há pouco tempo (menos de 2 anos).

Neste caso, foram utilizados dados obtidos das linhas de transmissão norte-americanas (Ref.⁽³⁴⁾), Tabela V.2, uma vez que, em outras tensões, a confiabilidade das linhas de transmissão de Furnas diferem pouco das congêneras dos Estados Unidos.

Por outro lado, existem vários métodos de cálculo de confiabilidade de sistemas de transmissão que levam em conta a perda de carga, eventos dependentes, unidades operando em paralelo, e operação em condições de alto "stress" que abrangem várias características de operação e podem ser encontrados nas referências^(3,4,21,39,42).

Para os circuitos de distribuição elétrica dentro da usina, foi adotado o método de árvores de falhas, largamente utilizado no estudo de combinações de falhas em sistemas complexos, nucleares e aeroespaciais.

Maiores detalhes poderão ser encontrados nas Refs.^(2,16,17,18,19,34).

Foi feita uma análise dos circuitos internos da Usina Angra I e estabelecidas as árvores de falhas para cada sub-sistema interno. A árvore principal (Figura 5.2) é composta de sete ramos correspondentes as combinações de falhas de suprimento dos barramentos conectados com os dispositivos específicos de segurança. Cada ramo é subdividido em seus componentes específicos. As Figuras 5.3 à 5.10 mostram as diversas composições de cada ramo da árvore principal.

As combinações de falhas são agrupadas por meio de blocos lógicos, "e", "ou", de modo que a combinação de eventos primários resultam em eventos secundários. A simbologia usada na construção das árvores de falha está indicada na Figura 5.1.

Para o cálculo de estimativas das probabilidades de falha torna-se muito importante o conhecimento de dados sobre o comportamento dos componentes de cada sub-sistema, em forma de taxas de falhas e tempos de reparos.

Neste estudo, foram utilizados os dados coletados pelo Relatório Rasmussen sobre o Estudo de Segurança de Reactores (Ref.⁽³⁴⁾), realizado em 1974, para o qual foi coletada uma imensa quantidade de dados decorrentes da experiência de milhares de "anos - reatores" acumulados das usinas norte-americanas, bem como de operação de componentes em sistemas convencionais. A Tabela V.3 transcreve os dados de falhas do Relatório Rasmussen de interesse direto para este trabalho.

5.2 - Resultados

A Tabela V.4 resume os resultados dos cálculos das probabilidades de falha do sistema elétrico local de segurança da Usina Angra I. A probabilidade média é de 10^{-3} por ano, com limite máximo de 3×10^{-3} por ano e mínimo de 3×10^{-4} por ano, considerando-se um intervalo entre duas operações de manutenção consecutivas de 1 ano e tempo médio de reparos de 21 horas.

Observa-se que os barramentos que mais contribuem para a probabilidade de falha são os barramentos 3A-1 e 4A-1, e 3B-1 e 4A-2, devido ao seu afastamento das fontes de alimentação, o que não ocorre com os barramentos 1A3 e 1A4, e também, porque a sua alimentação não apresenta uma redundância como os barramentos 1B3B e 1B4B, e 1D1 e 1D2, que além disso, são alimentados por baterias.

Apesar das cargas mais importantes estarem conectadas aos barramentos 1A3 e 1A4, como é o caso dos motores de grande porte e 1D1 e 1D2, que fornecem energia para a instrumentação e controle de usina, cuja confiabilidade é boa, nos barramentos do centro de controle de motores estão conectadas pequenas cargas, como válvulas acionadas por motores elétricos. Estes, fazem parte de todos os tipos de equipamentos, como bombas de lubrificação dos geradores diesel que, falhando, irão impedir o funcionamento dos circuitos de maior magnitude, embora dentro de um determinado período de tempo um defeito possa ser eliminado.

Os números obtidos são acompanhados de grandes incertezas, e refletem a falta de dados específicos provenientes da experiência de operação dos componentes utilizados sob determinadas condições de operação, bem como a falta de especificações detalhadas.

5.3 – Recomendações e Conclusões

Na análise de acidentes em reatores nucleares, é possível estimar-se as probabilidades de falha de sistemas que realizam funções de segurança e, por extensão, das seqüências de acidentes, ao se estabelecer para cada sistema árvores de eventos para acidentes particulares. A partir disso, é possível construir árvores de falhas para os sistemas que compõem o diagrama de eventos. Esta análise identifica os sistemas, ou subsistemas particulares que apresentam problemas ou que devem ser melhorados, para que o sistema como um todo apresente uma coerência de engenharia.

A fidelidade das respostas depende de muitos fatores, a começar pela estatística das falhas para os componentes que fazem parte da usina, e as dependências existentes entre os sistemas nas árvores de eventos.

Para um estudo mais abrangente que este desprezioso trabalho, sugere-se o estudo do suprimento de energia externa à usina sob várias condições de operação, de modo a obter dados mais abrangentes e que reflitam melhor a realidade. Neste sentido devem ser considerados todas as subestações e usinas da rede de eletricidade de Furnas, bem como as interconexões com outros sistemas do sudeste brasileiro. Estudo neste sentido está sendo desenvolvido atualmente no IEA, por Ting Yang⁽⁴³⁾.

Por outro lado, é sugerida a criação de um banco de dados e um levantamento, o mais completo possível, que espelhe com maior precisão o comportamento esperado dos diversos componentes dos circuitos elétricos considerados.

Nesse sentido noticia-se que o Instituto de Engenheiros Elétricos e Eletrônicos dos Estados Unidos da América estão acabando de elaborar um extenso documento contendo os dados mais atualizados sobre esta matéria.

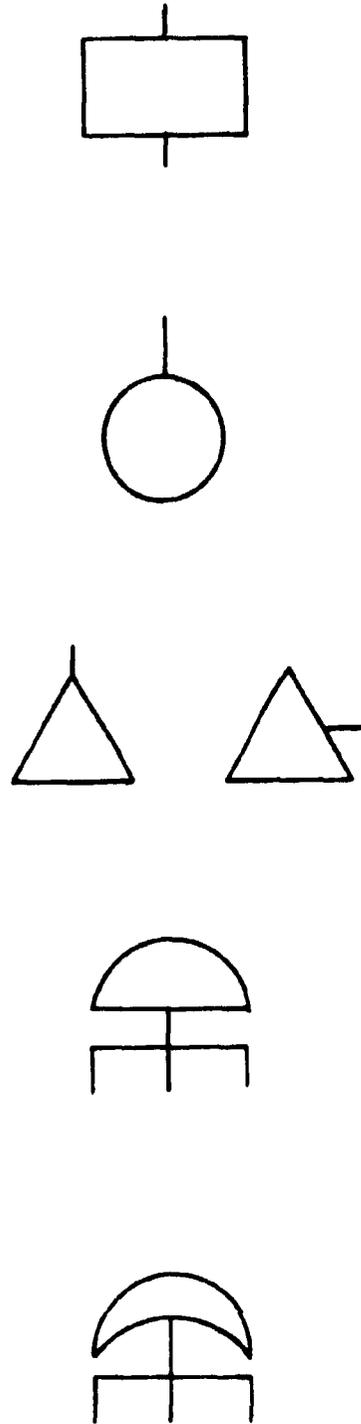
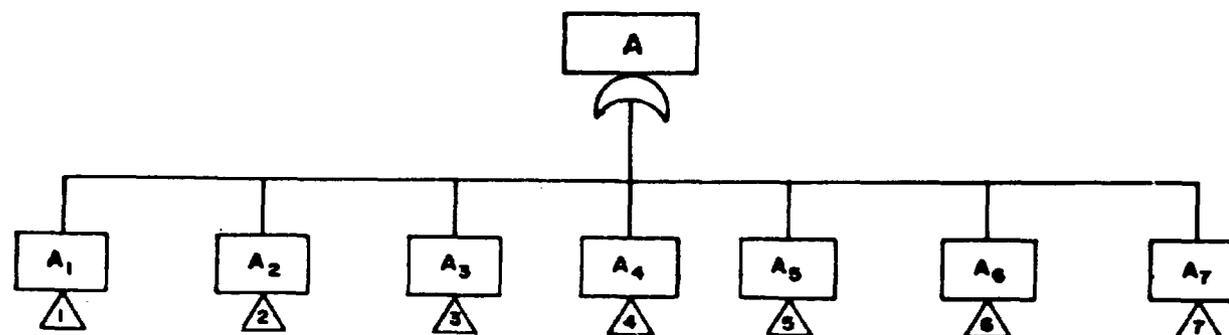
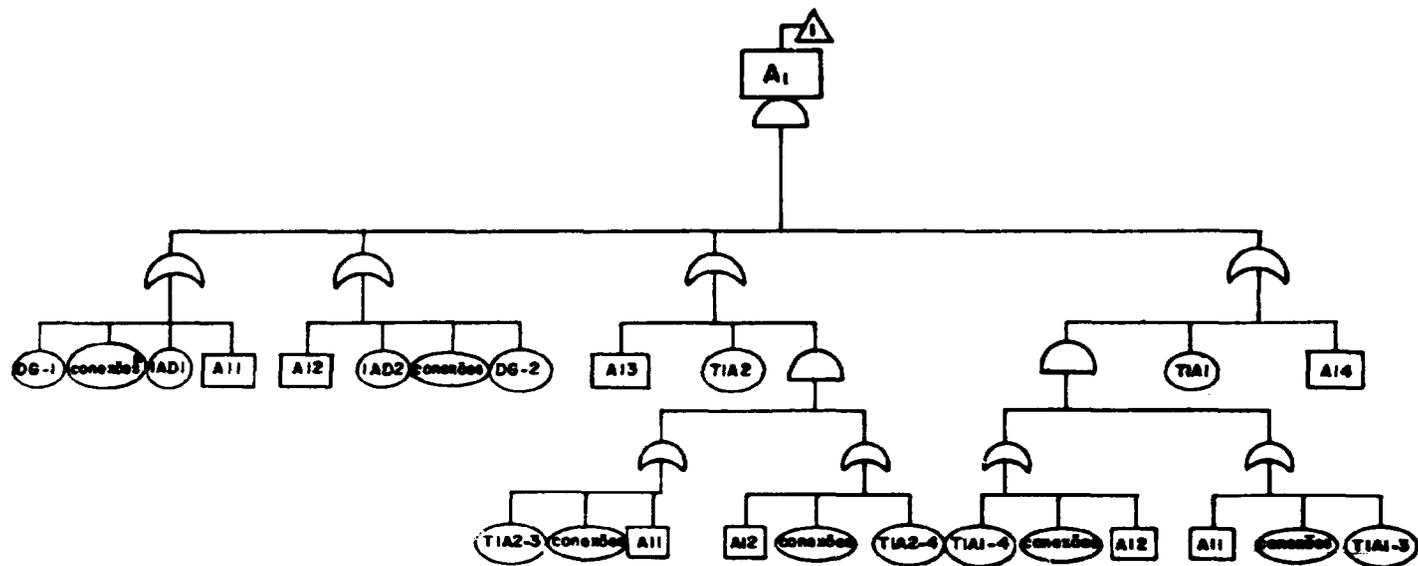


Figura 5.1 – Simbologia Utilizada na Composição de Árvores de Falhas



- A – Falha de suprimento de energia elétrica para os dispositivos específicos de segurança
- A₁ – “ “ “ “ dos barramentos 1A3 e 1A4
- A₂ – “ “ “ “ “ “ 1B3B e 1B4A
- A₃ – “ “ “ “ “ “ 3A-1 e 4A-1
- A₄ – “ “ “ “ “ “ 3B-1 e 4A-2
- A₅ – “ “ “ “ “ “ 1D1 e 1D2
- A₆ – “ “ “ “ do barramento 1D1 e qualquer barramento de corrente alternada do ramo B.
- A₇ – Falha de suprimento de energia do barramento 1D2 e qualquer barramento de corrente alternada do ramo A.

Figura 5.2 – Árvore Principal de Falhas do Suprimento de Energia Elétrica para os Dispositivos Específicos de Segurança



A₁₁ – Curto circuito no barramento 1A3

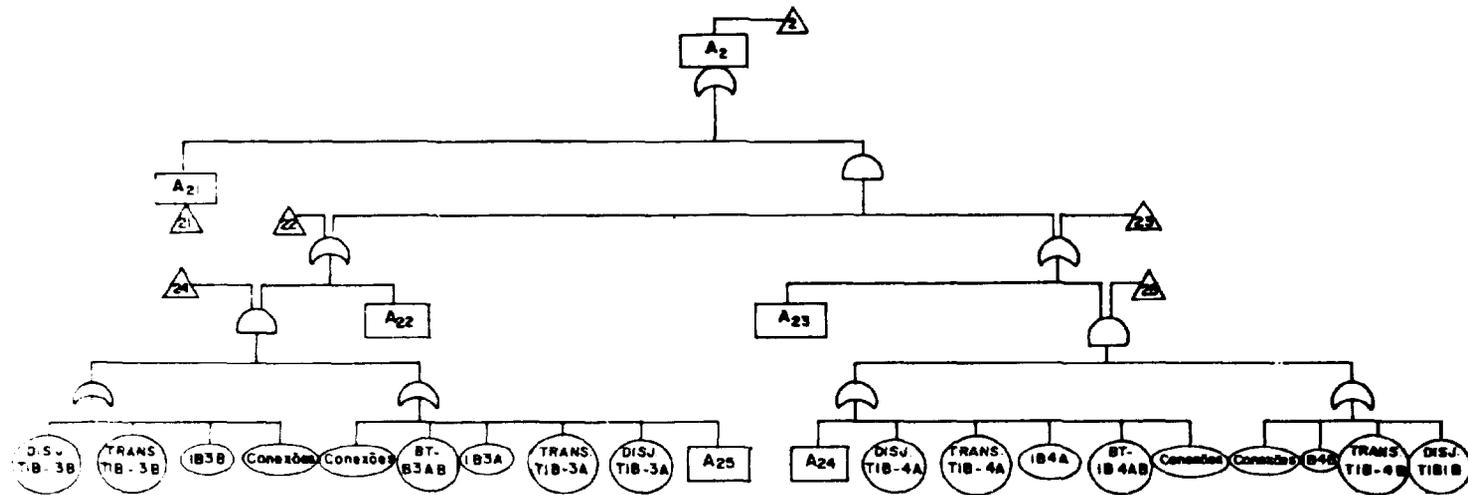
A₁₂ – Curto circuito no barramento 1A4

A₁₃ – Falha no alimentador de 138 kV

A₁₄ – Falha no alimentador de 19 kV

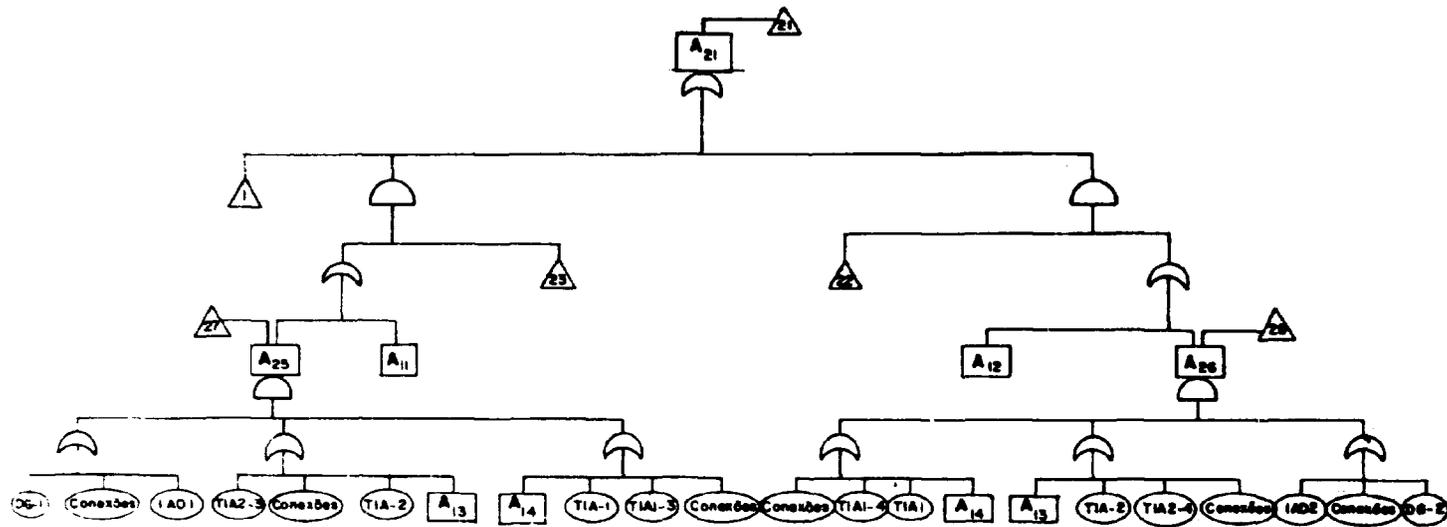
* Foi considerada uma conexão padrão, de 10 contatos soldados e 20 conectados por outros meios, isto é, sem solda.

Figura 5.3 – Árvore de Falhas para os Barramentos 1A3 e 1A4



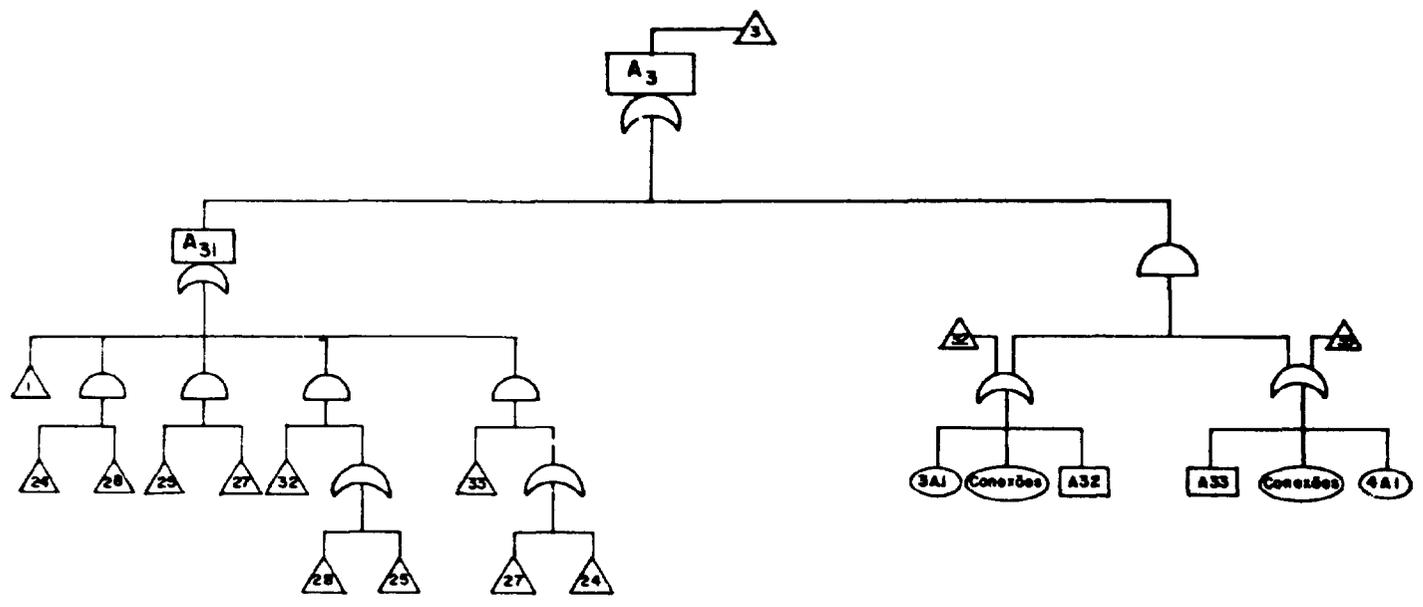
- A_{21} - Falha de suprimento de energia elétrica dos barramentos que alimentam 1B3B e 1B4B
- A_{22} - Curto circuito no barramento 1B3B
- A_{23} - Curto circuito no barramento 1B4B
- A_{24} - Curto circuito no barramento 1B4A
- A_{25} - Curto circuito no barramento 1B3A

Figura 5.4 - Árvore de Falhas para os Barramentos 1B3B e 1B4B



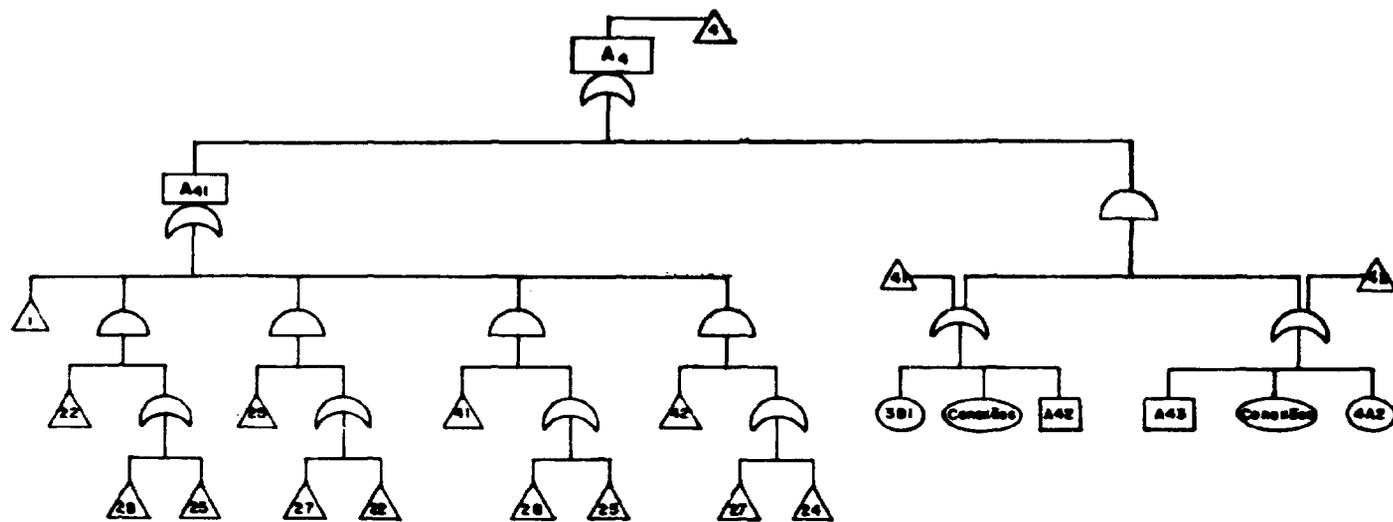
A₂₅ - Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 1A3
 A₂₆ - Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 1A4

Figura 5.5 - Árvore de Falhas para os Barramentos que Alimentam 1B3B e 1B4B



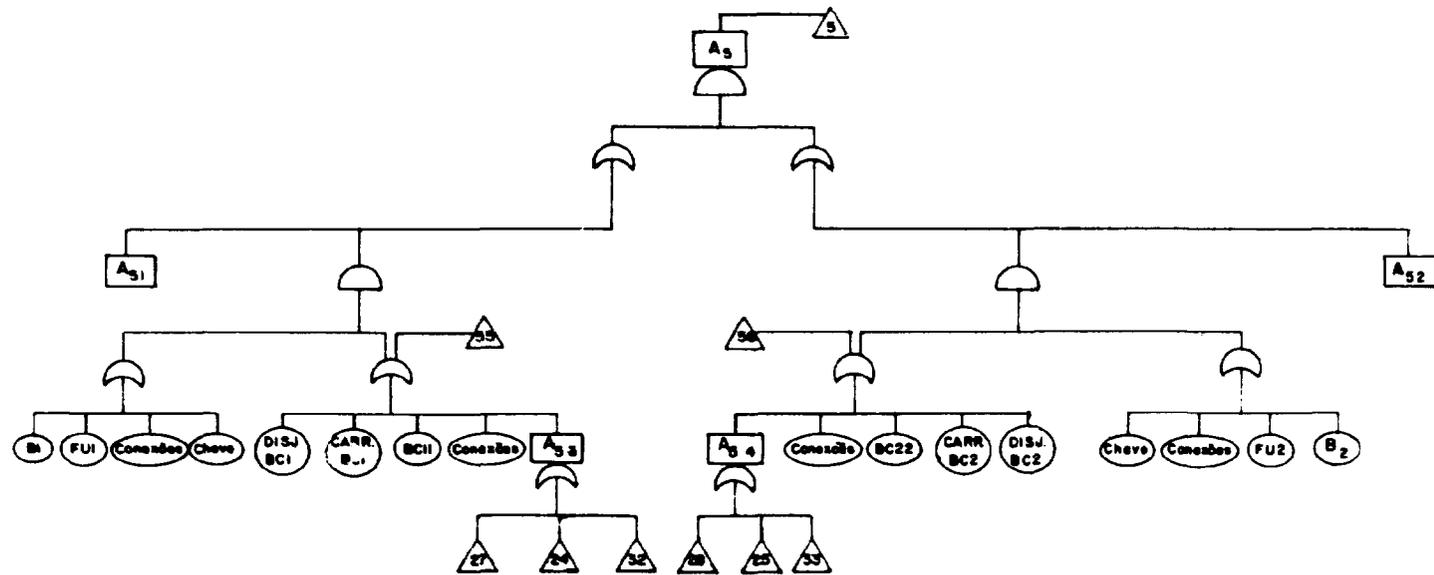
- A₃₁ - Falha de suprimento de energia elétrica dos barramentos que alimentam 3A-1 e 4A-1.
- A₃₂ - Curto circuito no barramento 3A-1
- A₃₃ - Curto circuito no barramento 4A-1

Figura 5.6 - Árvore de Falhas para os Barramentos 3A-1 e 4A-1



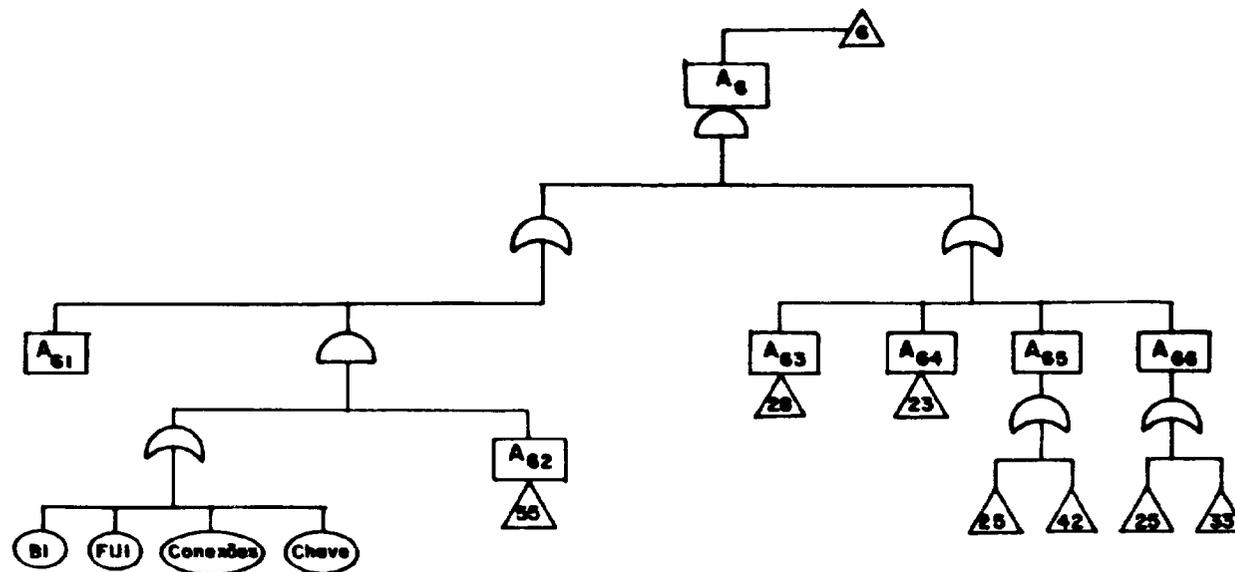
- A_{4,1} - Falha de suprimento de energia elétrica dos barramentos que alimentam 3B-1 e 4A-2
- A_{4,2} - Curto circuito no barramento 3B-1
- A_{4,3} - Curto circuito no barramento 4A-2

Figura 5.7 - Árvore de Falhas para os Barramentos 3B-1 e 4A-2



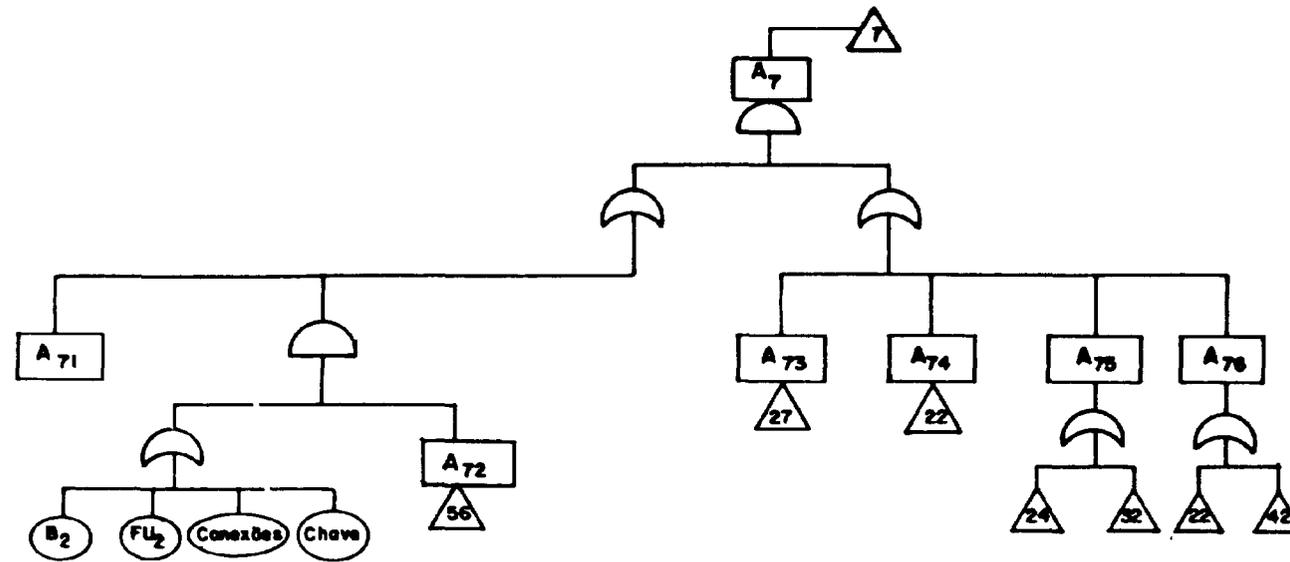
- A₅₁ - Curto circuito no barramento 1D1
- A₅₂ - Curto circuito no barramento 1D2
- A₅₃ - Falha de suprimento de energia elétrica dos barramentos, 1A3 ou 1B3A ou 3A-1
- A₅₄ - Falha de suprimento de energia elétrica dos barramentos, 1A4 ou 1B4A ou 4A-1

Figura 5.8 - Árvore de Falhas para os Barramentos 1D1 e 1D2



- A₆₁ – Curto circuito no barramento 1D1
- A₆₂ – 1D1 não é alimentado pelas fontes de corrente alternada
- A₆₃ – Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 1A4
- A₆₄ – Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 1B4B
- A₆₅ – Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 4A-2
- A₆₆ – Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 4A-1

Figura 5.9 – Árvore de Falhas para os Barramentos 1D1 e qualquer Barramento de Corrente Alternada do Ramo B



- A₇₁ – Curto circuito no barramento 1D2
- A₇₂ – 1D2 não é alimentado pelas fontes de corrente alternada
- A₇₃ – Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 1A3
- A₇₄ – Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 1B3B
- A₇₅ – Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 3A-1
- A₇₆ – Falha de suprimento de energia elétrica do barramento 3B-1

Figura 5.10 – Árvore de Falhas para os Barramentos 1D2 e qualquer Barramento de Corrente Alternada do Ramo A

Tabela V.1

Total dos Desligamentos por Falha das Linhas de 138 KV –
Período – 1970/1976 – 6174 Km (Furnas Centrais Eléctricas)

Causas de Falha	Transitórios			Permanentes			Total		
	Nº	Duração	Duração Média	Nº	Duração	Duração Média	Nº	Duração	Duração Média
1. Descarga Atmosférica-1 Fase	106	197	1,9	0	0	0,0	106	197	1,9
2. Descarga Atmosférica-2 Fases	21	47	2,2	0	0	0,0	21	47	2,2
3. Descarga Atmosférica-3 Fases	9	48	5,3	0	0	0,0	9	48	5,3
4. Vento, Chuva, etc.	18	72	4,0	1	1509	1509,0	19	1581	83,2
5. Pessoal-Acidental	1	2	2,0	1	42	42,0	2	44	22,0
6. Defeito em Equipamento e Material	5	27	9,0	10	11775	1177,5	13	11802	907,8
7. Falha do sistema	2	43	21,5	0	0	0,0	2	43	21,5
8. Outros fatores	90	513	5,7	149	49	49,7	93	662	7,1
9. Indeterminada	8	47	5,9	1	129	129,0	9	176	19,6
Total (minutos)	258	998	3,9	16	13604	850,2	274	14600	53,3

Tabela V.2

Sumário das Saídas de Serviço das Linhas de Transmissão de 500 KV
(Baseados em estatísticas do "Bonneville Power Administration Data")

Causas	1970			1971			1972		
	Nº	Hr	min	Nº	Hr	min	Nº	Hr	min
1. Árvores na linha	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2. Descargas atmosféricas	9	1	28	11	0	56	49	2	29
3. Tempestades	0	0	0	0	0	0	17	2	13
4. Gelo ou neve	1	0	8	0	0	0	5	5	22
5. Seres vivos	0	0	0	1	0	0	0	0	0
6. Contaminação	0	0	0	5	0	20	0	0	0
7. Fogo	0	0	0	0	0	0	0	0	0
8. Falha do material	1	0	18	1	7	2	4	22	11
9. Terminais de Equipamentos	6	52	2	6	78	56	11	64	45
10. Sobrecarga	3	0	33	0	0	0	4	1	14
11. Falha nos relés	6	0	40	2	1	25	6	1	48
12. Desligamento acidental	8	9	43	9	1	14	11	2	8
13. Cheaveamento impróprio	1	0	18	0	0	0	2	0	16
14. Danos intencionais	1	0	7	0	0	0	0	0	0
15. Danos acidentais	0	0	0	2	0	44	0	0	0
16. Defeito de inspeção	0	0	0	0	0	0	0	0	0
17. Não conhecidos	26	5	40	21	3	15	35	45	8
Total:	62	70	57	58	93	52	144	147	32
Milhas de linha:		1707			1810			1931	

Tabela V.3

Dados de Falha dos Componentes do Sistema Elétrico de Classe IE

		Média	Limite inferior	Limite superior
Geradores Diesel	Falha para partida Q:	$3 \times 10^{-2}/hr.$	1×10^{-2}	1×10^{-1}
	Falha em operação λ :	$3 \times 10^{-3}/hr.$	3×10^{-4}	3×10^{-2}
Baterias	Sem potência na saída Q:	$1 \times 10^{-3}/demanda$	3×10^{-4}	3×10^{-3}
	Sem potência na saída λ :	$3 \times 10^{-6}/hr.$	1×10^{-6}	1×10^{-5}
Chaves Seccionadoras	Falha para operar: Q:	$3 \times 10^{-4}/demanda$	1×10^{-4}	1×10^{-3}
	Curto nos contatos: λ	$1 \times 10^{-8}/hr.$	1×10^{-9}	1×10^{-7}
Disjuntores	Falha para operar: Q	$1 \times 10^{-3}/demanda$	3×10^{-4}	3×10^{-3}
	Transferência prematura: λ	$1 \times 10^{-6}/hr.$	3×10^{-7}	3×10^{-6}
Fusíveis	Falha para abrir: Q	$1 \times 10^{-5}/demanda$	3×10^{-6}	3×10^{-5}
	Abertura prematura: λ	$1 \times 10^{-6}/hr.$	3×10^{-7}	3×10^{-6}
Conexões	Circuito aberto: λ	$3 \times 10^{-6}/hr.$	1×10^{-6}	1×10^{-5}
	Curto: λ	$1 \times 10^{-8}/hr.$	1×10^{-9}	1×10^{-7}
Transformadores	Circuito aberto: λ	$1 \times 10^{-6}/hr.$	3×10^{-7}	3×10^{-6}
	Curto: λ	$1 \times 10^{-6}/hr.$	3×10^{-7}	3×10^{-6}

Tabela V.4

Resultados Finais do Cálculo das Probabilidades de Falha de
Suprimento de Eletricidade dos Barramentos de Classe IE

		Média	Limite inferior	Limite superior
1A3 e 1A4	=	$1,5 \times 10^{-6}$	$4,5 \times 10^{-7}$	$5,0 \times 10^{-6}$
1B3B e 1B4B	=	$6,5 \times 10^{-6}$	$2,0 \times 10^{-6}$	$2,0 \times 10^{-3}$
3A-1 e 4A-1	=	$1,3 \times 10^{-4}$	$4,0 \times 10^{-5}$	$4,0 \times 10^{-4}$
3B-1 e 4A-2	=	$1,3 \times 10^{-4}$	$4,0 \times 10^{-5}$	$4,0 \times 10^{-4}$
1D1 e 1D2	=	$3,0 \times 10^{-8}$	$1,0 \times 10^{-8}$	1×10^{-7}
1D1 e qualquer barramento AC do ramo B	=	$6,8 \times 10^{-6}$	$2,0 \times 10^{-6}$	$2,0 \times 10^{-5}$
1D2 e qualquer barramento AC do ramo A	=	$6,8 \times 10^{-6}$	$2,0 \times 10^{-6}$	$2,0 \times 10^{-5}$
Falha de suprimento de energia elétrica dos barramento de classe IE	=	$1,0 \times 10^{-3}$	$3,0 \times 10^{-4}$	$3,0 \times 10^{-3}$

ABSTRACT

This work analyses the electric power system of the Angra I PWR plant. It is demonstrated that this system is closely coupled with the safety engineering features, which are the equipments provided to prevent, limit, or mitigate the release of radioactive material and to permit the safe reactor shutdown.

Event trees are used to analyse the operation of those systems which can lead to the release of radioactivity following a specified initial event.

The fault tree technique is used to calculate the failure probability of the on-site electric power system.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. BEATTIE, J. R. & BRYONT, P. M. *Assessment of environmental from reactor fission product releases*. Risley, Lancashire, UKAEA, Authority Health & Safety Branch, May 1970. (AHSB(S)R. 135).
2. BENNETTS, R. G. On the analysis of fault trees. *IEEE Trans. Reliab.*, R-24:176-85, 1975.
3. BHAVARAJU, M. P. & BILLINTON, R. Transmission system reliability methods. *IEEE Trans. Power Appar. Syst.*, PAS-91:628-37, 1972.
4. BILLINTON, R. Composite system reliability evaluation. *IEEE Trans. Power Appar. Syst.*, PAS-88:276-81, 1969.
5. BILLINTON, R. *Power system reliability evaluation*. New York, Gordon and Breach, 1970.
6. BILLINTON, R. et alii. *Power-system reliability calculations*. Cambridge, Mass., MIT, 1973.
7. BULLOCK, J. PWR generating unit: experience with class I electrical systems. *IEEE Trans. Power Appar. Syst.*, PAS-92:50-5, 1973.
8. BUSH, S. H. Reliability of piping in light-water reactors. *Nucl. Saf.*, 17(5):568-79, 1976.
9. COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. *Formato Padrão de Relatórios de Análise de Segurança para Centrais Nucleares de Potência a Água Leve Pressurizada*. Rio de Janeiro, set. 1974. (Relatório, 53).
10. COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. *Licenciamento da Construção da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto: relatório de avaliação de segurança*. Rio de Janeiro, mar. 1974. (Relatório, 44).
11. CROOKS, J. L. & VISSING, G. S. *Diesel generator operating experience at nuclear power plants*. Washington, D. C., United States Atomic Energy Commission, Office of Operations Evaluation, Jun. 1974.
12. DAVENPORT, F. W. et alii. Substation bus-switching arrangements: their essential requirements and reliability. *Electra*, (10):37, Oct. 1969.
13. FURNAS CENTRAIS ELÉTRICAS. *Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto UNIT-1: Final safety analysis report*. Rio de Janeiro, 1977.

14. FURNAS CENTRAIS ELÉTRICAS. *Relatório de eventos nas linhas de transmissão revisão FSAR*. Rio de Janeiro, 1977.
15. FURNAS CENTRAIS ELÉTRICAS. *Usina Nuclear de Angra-Unidade Nº 1: preliminary facility description & safety analysis report*. Rio de Janeiro, 1971.
16. FUSSEL, J. B. How to hand-calculate system reliability and safety characteristics. *IEEE Trans. Reliab.*, R-24:169-74, 1975.
17. FUSSEL, J. B. *Synthetic tree model: a formal methodology for fault tree construction*. Idaho Falls, Idaho, Aerojet Nuclear Company, Mar. 1973. (ANCR-1088).
18. FUSSEL, J. B. & LAMBERT, H. E. Quantitative evaluation of nuclear system reliability and safety characteristics. *IEEE Trans. Reliab.*, R-25:178-83, 1976.
19. FUSSEL, J. B.; POWERS, G. J.; BENNETTS, R. G. Fault trees – A state of the art discussion. *IEEE Trans. Reliab.*, R-23:51-5, 1974.
20. GANGLOFF, W. C. Common mode failure analysis. *IEEE Trans. Power Appar. Syst.*, PAS-94:27-30, 1975.
21. GAVER, D. P. et alii. Power system reliability. 1. Measures of reliability and methods of calculation. *IEEE Trans. Power Appar. Syst.*, PAS-83:727, 1964.
22. GUERTIN, M. B.; ALBRECHT, P. F.; BHAVARAJU, M. P.; BILLINTON, R.; JORGENSEN, G. E.; KARAS, A. N.; MASTERS, W. D.; PATTON, A. D.; RINGLEE, R. J.; SPENCE, R. P. List of transmission and distribution components for use in outage reporting and reliability calculations. *IEEE Trans. Power Appar. Syst.*, PAS-95:1210-5, 1976.
23. HAGEN, E. W. Standby emergency power systems. 1. The early plants. *Nucl. Saf.*, 14(3):206-19, 1973.
24. HAGEN, E. W. Standby emergency power systems. 2. The later plants. *Nucl. Saf.*, 16(2):162-79, 1975.
25. THE INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS. *Definitions of terms used in IEEE nuclear power generating station standards*. 1972. (IEEE Std. 380-1972).
26. THE INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS. *IEEE recommended practice for maintenance, testing, and replacement of large stationary type power plant and substation lead storage batteries*. 1972. (IEEE Std 450-1972).
27. THE INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS. *IEEE standard criteria for class IE power systems for nuclear power generating stations*. 1974. (IEEE Std 308-1974).
28. THE INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS. *IEEE trial-use standard: criteria for diesel-generator units applied as standby power supplies for nuclear power generating stations*. 1972. (IEEE Std 387-1972).
29. KIKUCHI, C. *Análise de localização de reatores nucleares*. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, 1976. [Apostila do curso CTN-714].
30. LAMARSH, J. R. *Introduction to nuclear engineering*. Reading, Mass., Addison Wesley, 1975.

31. MARASH, S. A. & KORN, L. I. *Reliability in nuclear power generating stations*. New York, N. Y. The Institute of Electrical and Electronics Engineers, 1974.
32. MASCHÉ, Y. *Systems summary of a Westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant*. Pittsburg, Westinghouse Electric Corp., [s.d.].
33. RANGARAO, G. General design criteria for diesel-generator sets for nuclear power plants. *IEEE Trans. Power Appar. Syst.*, PAS-94:1358-66, 1975.
34. REACTOR safety study: an assessment of accident risks in U. S. commercial nuclear power plants. Washington, D. C., U. S. Nuclear Regulatory Commission, Oct. 1975. (WASH-1400, NUREG-75/014).
35. RENK, K. D. *Teoria da segurança e confiabilidade no campo de reatores nucleares*. São Paulo, Instituto de Energia Atômica, 1976. [Apostila do curso IEA-702].
36. ROBINSON, R. K.; STRINGER, J. T.; FAUGHT, M. L. An engineered maintenance approach to improved nuclear plant availability. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Reliability of nuclear power plants: proceedings of a symposium on held in Innsbruck, 14-18 April 1975*. Vienna, 1975. p.667-77. (Proceedings series).
37. SHOOMAN, M. L. *Probabilistic reliability: an engineering approach*. New York, N. Y., McGraw-Hill, 1968.
38. SMITH, D. J. *Reliability engineering*. London, Pitman, 1972.
39. STANTON, D. J. Reliability analysis for power system applications. *IEEE Trans. Power Appar. Syst.*, PAS-88:431-7, 1969.
40. U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Onsite and offsite power events, from 1969 to Feb. 1974*. Washington, D. C., 1977. [Listagem].
41. VESELY, W. E. & MERREN, G. T. Analysis of component reliability data. *IEEE Trans. Reliab.*, R-25:158-63, 1976.
42. WATCHORN, G. W. A review of some basic characteristics of probability methods as related to power system problems. *IEEE Trans. Power Appar. Syst.*, PAS-83:737, 1984.
43. YANG, T. *Um modelo de análise da confiabilidade de sistemas de suprimentos de energia a uma central nuclear*. [Dissertação de Mestrado].



INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA
Caixa Postal, 11049 - Pinheiros
CEP 05508
01000 - São Paulo - SP

Telefone: 211-6011
Endereço Telegráfico - IEATOMICA
Telex - 011-23592 IENA BR