AVALIAÇÃO DA CONFIABILIDADE DO SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DE SERVIÇO DE SEGURANÇA DE ANGRA 2 NO CONTEXTO DE EVENTOS EXTERNOS

Flavia Albuquerque Vieira

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

Aprovada por:

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

Prof. Antônio Carlos Marques Alvim, Ph.D

Dr. Pedro Luiz da Cruz Saldanha, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2007

VIEIRA, FLAVIA ALBUQUERQUE

Avaliação da Confiabilidade do Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança de Angra 2 no Contexto de Eventos Externos [Rio de Janeiro] 2007

XIV, 65 p. 29,7 cm (COPPE/UFRJ, M.Sc., Engenharia Nuclear, 2007)

Dissertação - Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE

1. Confiabilidade
2. Sistema de Segurança
3. Árvore de Falhas
4. Análise de Segurança
5. Modificação de Projeto

I. COPPE/UFRJ II. Título (série)

Aos meus pais, Francisco e Magaly,
e ao meu irmão, Fabricio.

“Nos campos da observação, o acaso
favorece apenas as mentes preparadas.”

Louis Pasteur

Agradecimentos

Aos meus pais, Francisco e Magaly, e ao meu irmão, Fabricio, por investirem em mim e pelo apoio em todas as realizações da minha vida.

Ao meu orientador, Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, por toda a orientação e o apoio na condução deste trabalho.

Ao Dr. Pedro Luiz da Cruz Saldanha, pelo incentivo, pelo apoio, pela sempre preciosa ajuda durante o desenvolvimento deste trabalho e por também aceitar participar da minha banca.

Ao Prof. Antônio Carlos Marques Alvim, por aceitar fazer parte da minha banca.

Aos funcionários do Programa de Engenharia Nuclear, Tânia, Josevalda e Reginaldo, pela colaboração e pelo suporte administrativo.

À Eletrobrás Termonuclear S.A., principalmente ao Dr. José Manuel Diaz Francisco e ao Eng^{o} Carlos Leopoldo Martins Prates, pelo estabelecimento do convênio que permitiu o acesso às informações necessárias para a realização deste trabalho.

Aos Drs. Ricardo Tadeu Lopes e Edgar Francisco Oliveira de Jesus, por estimularem meu interesse pela área nuclear desde os tempos de iniciação científica.

Aos amigos Laís Aguiar, Maghali Oliveira, Mauricio Sant'Ana, Pauli Garcia, Vanessa Garcia e, em especial, ao amigo Vinícius Correa Damaso, pela proposta sugerida, por toda ajuda e principalmente pelo agradável convívio e bom humor.

À amiga Jaysa de Assis, pela preciosa ajuda, principalmente na fase final deste trabalho, e a todos os amigos e colegas que, de alguma forma, contribuíram para que essa meta fosse alcançada.

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

AVALIAÇÃO DA CONFIABILIDADE DO SISTEMA DE REFRIGERAÇÃO DE SERVIÇO DE SEGURANÇA DE ANGRA 2 NO CONTEXTO DE EVENTOS EXTERNOS

Flavia Albuquerque Vieira

Março/2007

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Programa: Engenharia Nuclear

Inicialmente, este trabalho desenvolve uma avaliação da confiabilidade do Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE) de Angra 2, do ponto de vista de como o sistema se encontra estruturado atualmente. A técnica utilizada é a de análise por árvore de falhas, onde se identificam as principais contribuições de falhas das bombas de refrigeração de emergência do sistema que devem entrar em operação numa condição característica de evento externo (EVA). Posteriormente, é realizada uma nova avaliação da confiabilidade do sistema, considerando uma proposta de modificação de projeto para o sistema em estudo. Tal modificação de projeto baseia-se na averiguação dos efeitos da redução do número de componentes do sistema, de forma a otimizar seu desempenho sem deixar de atender aos critérios de segurança. Por fim, numa última etapa, é estabelecida uma comparação de resultados da quantificação das árvores de falhas das estruturas analisadas, concluindo que, do ponto de vista de confiabilidade, torna-se viável proceder a modificação de projeto sugerida, sem, contudo violar as exigências regulatórias de segurança.

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

RELIABILITY EVALUATION OF THE SAFETY SERVICE COOLING WATER SYSTEM OF ANGRA 2 IN THE CONTEXT OF EXTERNAL EVENTS

Flavia Albuquerque Vieira

March/2007

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Department: Nuclear Engineering

This work evaluates the reliability of the Safety Service Cooling Water System (PE) of Angra 2, taking into account the current structure of the system. The fault tree analysis was the method used to identify the main failures of the system emergency cooling pumps, which must start operating under external event conditions (EVA). A system design modification was considered, and a new evaluation of the system reliability was carried out. Such modification is based on the reduction effects of the number of the system components. The aim of this modification is to optimize the system performance, without violating its safety criteria. Then, the fault tree quantification results of the analyzed structures were compared. Finally, from the reliability point of view, it can be concluded that the proposed modification is viable and does not violate the regulatory safety demands.

Índice

Índice de Figuras

Índice de Tabelas

Nomenclatura

APS	Análise Probabilística de Segurança
BMI	Bundesminister des Inneren (Federal Minister of the Interior) / Ministério Federal do Interior da República Federativa da Alemanha
BNA	Painel 9 de Distribuição de 480V do Sistema de Energia Elétrica de Emergência 2 de Angra 2
BND	Painel 12 de Distribuição de 480V do Sistema de Energia Elétrica de Emergência 2 de Angra 2
BPW	Burst Pressure Wave / Onda de pressão causada pela falha do Tanque de Água de Alimentação
DBE	Design Basis Earthquake / Terremoto de Projeto
EVA	Eventos Externos
FMEA	Failure Mode and Effects Analysis / Análise de Modos de Falha e Efeitos
FTA	Fault Tree Analysis / Análise de Árvores de Falhas
IAEA	International Atomic Energy Agency / Agência Internacional de Energia Atômica
JN	Sistema de Remoção de Calor Residual de Angra 2
JR	Sistema de Proteção do Reator de Angra 2
JT	Sistema de Limitação de Angra 2
KA	Sistema de Refrigeração de Componentes Nucleares de Angra 2
KAA	Sistema de Refrigeração de Componentes de Segurança de Angra 2
KAB	Sistema de Refrigeração de Componentes de Operação de Angra 2
KTA	Kerntechnischer Ausschuβ (Nuclear Safety Standards Comittee) / Padrão de segurança da Comissão de Padrões de Segurança Nuclear da Alemanha
LAR	Sistema de Água de Alimentação de Emergência
LAS	Bombas de Alimentação de Emergência de Angra 2
PAB	Galerias da Água de Refrigeração Principal
PE	Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança de Angra 2
PEB	Tubulação do Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança de Angra 2
PEC	Bombas de Água de Refrigeração de Serviço de Segurança de Angra 2
PJ	Sistema de Refrigeração de Circuito Fechado de Segurança de Angra 2

PJB	Tubulação para o Sistema de Refrigeração de Circuito Fechado de Segurança de Angra 2
QKA	Central de Água Gelada de Angra 2
RCR	Remoção de Calor Residual
RIDM	Risk-Informed Decision Making / Tomada de Decisão Baseada em Informação de Risco
SAQ2	Sistema de Ventilação para a Estrutura da Tomada D`água de Refrigeração de Serviço de Angra 2
SEEE1	Sistema de Energia Elétrica de Emergência 1
SEEE2	Sistema de Energia Elétrica de Emergência 2
SSB	Safe Shutdown Earthquake combined with a Burst Pressure Wave / Terremoto de Segurança combinado com onda de pressão causada pela falha do Tanque de Água de Alimentação
SSE	Safe Shutdown Earthquake / Terremoto de Segurança
TMI	Three Mile Island
UQJ	Poço de Selagem Principal de Angra 2

Capítulo 1
– Introdução –

1.1. Considerações Iniciais

Nas últimas décadas, o gerenciamento de riscos e de confiabilidade tem sido considerado um importante fator de preocupação e desafio para os diversos setores industriais e para a sociedade. A motivação para tal provém da busca por melhorias de exigências impostas pela sociedade com relação à segurança das pessoas envolvidas, do patrimônio, da preservação do meio ambiente, bem como da melhoria de eficiência, produtividade e competitividade, parâmetros cada vez mais acirrados na indústria.

As diversas técnicas de análise de riscos e confiabilidade têm se mostrado um poderoso instrumento para a tomada de decisões gerenciais, uma vez que auxiliam na condução e análise das atividades relacionadas com o ciclo de vida do projeto. Além disso, estas possibilitam a implementação de políticas que minimizem os custos de operação, manutenção e inspeção de sistemas industriais, mantendo os níveis de segurança demandados pela sociedade. Tais níveis de segurança englobam desde a escolha da melhor opção de configuração de um projeto no momento de sua implantação, bem como possíveis modificações, com este já em fase operacional, que visem promover melhorias do ponto de vista de sua confiabilidade.

A confiabilidade de um sistema pode ser definida como a probabilidade de que o sistema possa desempenhar sua função com sucesso durante um intervalo de tempo sob condições definidas [1,2].

No início do século XX, os problemas de confiabilidade dos equipamentos eram resolvidos baseados na filosofia do tipo "projetar-testar-reprojetar", denominada "voe-repare-voe" na indústria aeronáutica [3]. Entretanto, a partir da década de 30 do século passado, essa filosofia foi se tornando gradativamente incompatível com o desenvolvimento de equipamentos cada vez mais complexos e a velocidade com que estes surgiam. Ademais, a real possibilidade de falhas com conseqüências catastróficas devido ao avanço da complexidade de equipamentos passou a contribuir significativamente para a necessidade de uma confiabilidade estatisticamente definida e calculada.

Inicialmente, os métodos comparativos entre projetos tendiam a ser puramente qualitativos, porém, com o aumento do número de aviões em operação, houve, também, um aumento significativo das informações sobre o número de falhas de sistemas registradas em um dado número de aviões em um período de tempo determinado. Tal fato conduziu à necessidade de se expressar a confiabilidade ou não-confiabilidade na forma de um número médio de falhas ou de uma taxa de falhas média para aviões. Dessa constatação em diante, vários questionamentos foram realizados para se saber quais deveriam ser os critérios de confiabilidade para os principais sistemas existentes em aviões.

Atualmente, o campo da confiabilidade, seja de um equipamento isolado ou de um sistema, cresceu suficientemente de forma a contar com uma análise de confiabilidade mais ampla, incluindo modelagem de falhas, vida útil de componentes, etc. Em termos gerais, a confiabilidade está associada ao desempenho operacional e à redução do número de falhas, o que faz com que haja a necessidade de quantificar matematicamente essas falhas como probabilidade.

Cabe à engenharia de confiabilidade, então, criar e desenvolver requisitos necessários de confiabilidade para um dado sistema e executar análises de confiabilidade adequadas e tarefas que assegurem o cumprimento desses requisitos.

Entre o fim da década de 1940 e o início da década de 1950, observou-se o surgimento da engenharia de confiabilidade, inicialmente aplicada aos campos de comunicação e transporte, em particular aos sistemas eletrônicos [4].

Já na década de 1960, com o advento de novas técnicas de confiabilidade aplicadas aos mais diversos setores industriais, teve início a análise detalhada de falhas de componentes, bem como seus efeitos sobre o desempenho de sistemas e sobre a segurança de instalações e pessoal.

Durante as décadas de 1970 e 1980, a indústria nuclear passou a ter uma participação fundamental nas inovações introduzidas nos métodos de análise de riscos e, basicamente em 1975, usinas nucleares foram o centro da primeira avaliação extensiva de risco de uma planta industrial [5]. A partir de então, tais métodos foram sendo gradativamente desenvolvidos, concentrando-se cada vez mais no binômio confiabilidade-segurança.

Particularmente para o setor de energia nuclear, sujeito a constantes e rigorosos critérios de segurança e suportado por sofisticados sistemas de controle, a contínua busca por melhoria da confiabilidade de sistemas tem um papel fundamental.

1.2. Revisão Bibliográfica

A análise de confiabilidade de sistemas, em especial para sistemas de segurança, vem se tornando objeto de estudos aplicados aos mais diversos setores industriais, principalmente a plantas de processo e plantas nucleares. No que diz respeito aos meios de condução para a análise desses estudos, são empregadas as técnicas de: análise de modos de falha e efeitos (FMEA), análise de árvores de falhas (FTA), árvores de eventos, dentre outras [1,6].

Concentrando-se na análise por árvores de falhas, pode-se inferir que esta, desde sua introdução em 1961 [7], tornou-se uma das principais técnicas para a análise de confiabilidade de sistemas, sendo amplamente utilizada em todos os setores industriais onde a necessidade de determinação do grau de confiabilidade dos sistemas envolvidos é de fundamental importância para uma operação segura e eficiente. Posteriormente, a técnica foi aprimorada de forma a ser implementada em *softwares* de computador [8,9].

Uma grande vantagem da FTA em relação a outros métodos é a sua flexibilidade de representação gráfica de sistemas complexos através de sua simbologia específica [9,10].

No processo de quantificação de uma árvore de falhas pelo método dos cortes mínimos, a função de probabilidade do evento topo é obtida a partir da representação por cortes mínimos da árvore, o que obriga todos esses cortes mínimos a serem determinados antes da avaliação da probabilidade do evento topo. Entende-se por corte mínimo uma combinação mínima de eventos que quando ocorre leva à falha do sistema [11].

No algoritmo desenvolvido para a obtenção de cortes [12] foi estabelecida a regra de que uma porta lógica *E* aumenta o tamanho de um corte mínimo, enquanto que uma porta lógica *OU* aumenta o número de cortes mínimos.

No algoritmo original, a obtenção dos cortes mínimos era possível desde que os eventos não fossem repetidos ou não existissem falhas de causa comum. Tal algoritmo serviu de base para o desenvolvimento da rotina computacional pioneira para uso em *softwares* comerciais de árvores de falhas, em 1972 [12]. Mais tarde, em 1974, essa rotina foi implementada em FORTRAN [13]. Estudos confirmam, mediante exemplos de aplicação prática em sistemas, que os cortes mínimos obtidos da análise por árvores de falhas pelo processo de Fussell-Vesely são bastante eficientes para fins de uma análise de confiabilidade [12,14].

O processo matemático de análise associado às árvores de falhas mostra como pode ser obtida a probabilidade do evento topo pela inserção das probabilidades individuais dos eventos básicos, ou seja, dos componentes [7,8,9,15].

O cálculo de análise por árvores de falhas para estudos de confiabilidade de sistemas é relativamente simples de ser executado manualmente devido à utilização de cálculos baseados no tipo de portas lógicas envolvidas. Porém, à medida que os sistemas tornam-se mais complexos, o número de cortes mínimos cresce, tornando-se exaustiva a busca pela probabilidade de ocorrência do evento topo pré-definido.

Atualmente, estão disponíveis diversos *softwares* comerciais para confecção de árvores de falhas integradas a ferramentas de quantificação que fornecem resultados em um intervalo curto de tempo e de forma eficiente. Por fim, já se conta com publicações que se dedicam ao estudo de confiabilidade de sistemas, sejam eles de segurança ou não, através de ferramentas computacionais modernas, como o ASTRA e o SQUAFTA [16,17].

1.3. Motivação

O grande volume de trabalhos publicados nos últimos anos revela a importância em se desenvolver e aperfeiçoar técnicas de análise de confiabilidade objetivando sua otimização. Uma abordagem que vem sendo amplamente discutida no que se refere a estudos de confiabilidade é a implantação da metodologia de Tomada de Decisão com Informação de Risco, *Risk Informed Decision Making* (RIDM). Essa metodologia parte dos resultados de uma Análise Probabilística de Segurança (APS) da planta em estudo para uma análise de confiabilidade mais realística de um subsistema, sistema ou, de forma mais ampla, um conjunto de sistemas. Consistente com os princípios de regulamentação de informação de risco, a APS gera uma das muitas entradas no processo de tomada de decisão. As entradas geradas pela APS podem ser variadas e, por sua vez, podem produzir subsídios para a definição de margens de segurança e de defesa em profundidade, mas seu principal papel é prover a avaliação dos possíveis impactos das modificações de projeto sobre o risco [18].

Esta é exatamente a motivação para o presente trabalho: a busca por uma abordagem *a priori*, onde se trate a análise de confiabilidade de um sistema de segurança por meio de dados genéricos, fornecendo argumentos para uma posterior

tomada de decisão com base em informações de risco calcadas nos resultados da APS de Angra 2, que se encontra em processo de desenvolvimento.

1.4. Objetivos

A dissertação visa a atingir os seguintes objetivos:

(i) avaliar a confiabilidade, mediante a utilização de árvores de falha, do Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE) de Angra 2, do ponto de vista de como o sistema está estruturado atualmente, para o cumprimento de seus requisitos de segurança num cenário de evento externo;

(ii) avaliar a confiabilidade do sistema mencionado no item (i) sob uma nova proposta de projeto que permaneça atendendo aos requisitos de segurança no contexto mencionado;

(iii)estabelecer uma comparação entre os dois projetos, atual e modificado, do ponto de vista de sua confiabilidade, analisando a viabilidade de se promover ou não tal modificação de projeto .

1.5. Organização do Trabalho

O Capítulo 2 apresenta uma visão geral da usina, suas bases de projeto para os acidentes postulados, as contra-medidas necessárias no tratamento desses acidentes e uma caracterização de eventos externos, sendo estes foco de estudo durante todo o trabalho de análise.

Uma descrição concisa do Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE) de Angra 2, bem como seu papel dentro da cadeia de refrigeração de emergência e as redundâncias necessárias no controle de um evento externo (EVA), são apresentadas no Capítulo 3.

No Capítulo 4 está a proposta de modificação de projeto para o sistema PE, com suas respectivas considerações.

O Capítulo 5 traz uma avaliação da confiabilidade do sistema em estudo, tanto a partir de sua estrutura atual como da proposta de modificação da estrutura, através do

método de árvore de falhas. Traz, também, as considerações pertinentes à confecção das árvores de falhas utilizadas.

No Capítulo 6 são apresentados e discutidos os resultados gerados a partir da quantificação dessas árvores de falhas.

No Capítulo 7 são realizadas as conclusões e sugestões para trabalhos futuros.

Capítulo 2
– Critérios e Bases de Projeto –

2.1. Apresentação geral da usina e suas contra-medidas no tratamento de acidentes

2.1.1. Introdução

A Central Nuclear de Angra 2 é uma usina de 1300 MW de potência que opera com um reator a água pressurizada, tendo água leve como moderador [19].

Trata-se de uma usina de quatro trens independentes (4 x 50%) no que diz respeito aos sistemas normais de operação e aos sistemas de segurança.

A classificação dos sistemas elétricos da usina se dá em três níveis:

- sistema normal de energia elétrica;
- sistema de energia elétrica de emergência 1 (SEEE1); e
- sistema de energia elétrica de emergência 2 (SEEE2).

No que concerne ao objetivo do presente trabalho, em relação ao contexto dos eventos externos (EVA), o SEEE2 será de fundamental relevância à argumentação de toda a dissertação.

No Apêndice A encontra-se um esquema simplificado desses sistemas elétricos [20].

2.1.2. As contra-medidas e sua importância

O conceito das contra-medidas, de grande importância ao projeto da usina, trata das medidas para o controle de distúrbios/acidentes, associadas ao tempo que pode transcorrer desde o início do acidente até o ponto em que intervenções manuais sejam necessárias. Tal conceito é influenciado pelo grau de automatização que a usina apresenta. Para o caso da central de Angra 2, ressalta-se a grande disponibilidade de sistemas mecânicos e de instrumentação.

Esse conceito assegura que, em casos de distúrbios ou acidentes, a partir das bases de projeto, a usina será conduzida a uma condição segura, por meio de medidas automáticas [21].

Essas medidas automáticas são organizadas em três planos:

- controles operacionais que atuam imediatamente e de forma moderada em um ou mais parâmetros, em casos de pequenos desvios do valor de referência. Por meio da instrumentação ou da ativação de um alarme, o pessoal de turno pode reconhecer a existência destes pequenos desvios e acompanhar a atuação do automatismo ou também atuar diretamente em um componente por meio da operação manual.

- ativação das limitações, estruturadas de forma redundante, caso estas primeiras medidas moderadas sejam ineficazes. Através da atuação da limitação, são evitadas atuações desnecessárias de proteção. As atuações da limitação têm prioridade sobre as de controle e as manuais. O Sistema de Limitação de Angra 2 (JT) consiste de dispositivos que impedem que os valores limites de algumas variáveis de processo preestabelecidas sejam ultrapassados. Quando estes valores limites são atingidos, os dispositivos de limitação entram em ação para trazer a usina de volta à condição normal, o que em alguns casos, pode resultar numa redução de potência.

- ativação de dispositivos de segurança no sistema de proteção do reator apenas no caso em que a extensão do distúrbio ou acidente é de tal forma que as contra-medidas anteriores não são suficientes. Estes trazem a usina para uma condição segura, evitando a evolução do distúrbio. As atuações de proteção do reator têm prioridade sobre a limitação. O Sistema de Proteção do Reator de Angra 2 (JR) tem a função de supervisionar e processar as variáveis de processo importantes para a segurança da usina e do meio ambiente e de iniciar ações automáticas de proteção a fim de manter a usina dentro dos limites de segurança. A escolha das variáveis de processo a serem supervisionadas, a seleção de critérios adequados de atuação e sua conexão com sinais que dão início a ações de proteção decorrem da análise de acidentes. Esse sistema, juntamente com os dispositivos de segurança ativos e passivos, pertence ao sistema de segurança do reator.

A Figura 2.1 apresenta a estrutura hierárquica dessas medidas automáticas.

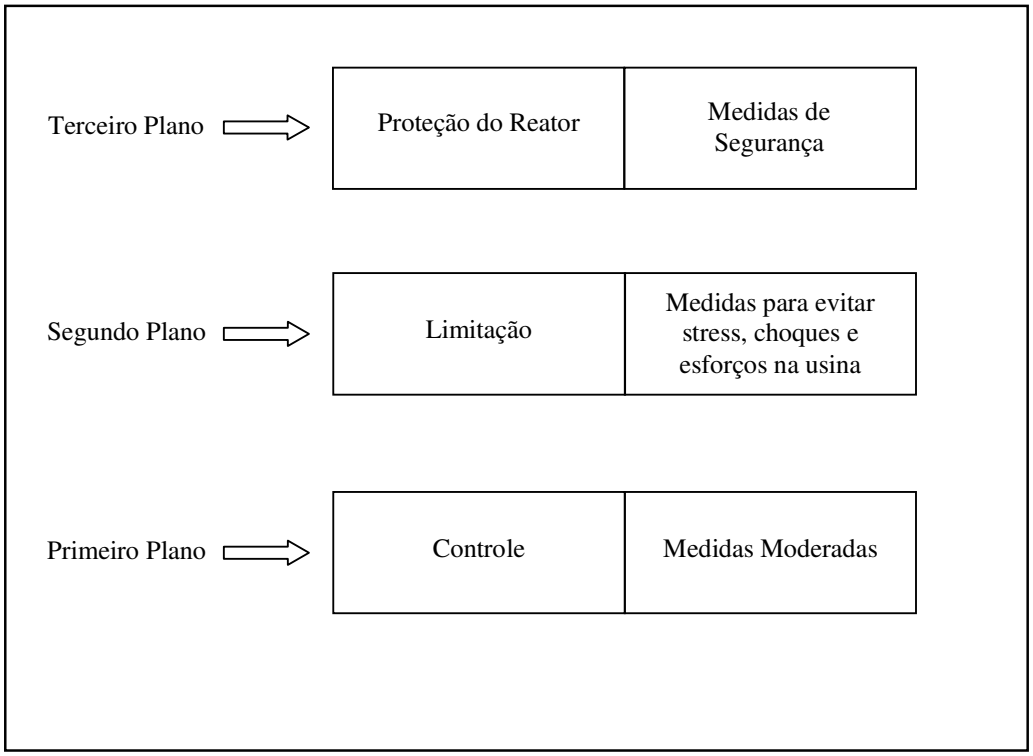


Figura 2.1. Hierarquia das medidas automáticas.

2.1.2.1. Contra-medidas manuais

Pelo conceito em si, não é necessária nenhuma atuação manual nos primeiros 30 minutos do evento. Por outro lado, não há, logicamente, nenhuma proibição de se atuar manualmente dentro deste período de tempo, caso o pessoal de turno já tenha feito as observações necessárias. O critério dos 30 minutos significa apenas que, dentro deste período de tempo, a segurança da usina não estará sujeita a riscos adicionais devido a uma ação humana.

De acordo com sua finalidade, podemos dividir em quatro tipos as atuações manuais:

1° - *Domínio imediato do acidente (Categoria A)*:

Nesta primeira categoria estão incluídas todas as medidas manuais que são necessárias de imediato para o domínio do acidente, isto é, para garantir os objetivos de proteção. O intervalo de tempo permitido antes do início destas medidas manuais é de, no mínimo, 30 minutos, de acordo com o conceito de contra-medidas.

2° - *Condução da usina para uma condição segura a longo prazo (Categoria B)*:

Nesta segunda categoria estão incluídas todas as contra-medidas manuais que não são de necessidade imediata para o domínio do acidente, mas que são necessárias para levar a usina a uma condição segura a longo prazo. Tratam-se de medidas manuais que, em princípio, são adotadas também em caso de operações normais, e o intervalo de tempo disponível para as mesmas, até que haja reação dos operadores, se situa numa faixa essencialmente maior do que 30 minutos.

3° - *Influência positiva na evolução do acidente (Categoria C)*:

Estas medidas são iniciadas dependendo da evolução do acidente. Servem para influenciar, de forma favorável, partes de sistemas ou componentes, de acordo com a evolução do acidente. Por exemplo, pode ser feita a retirada de operação de determinados sistemas ou a reativação de outros que estejam porventura indisponíveis por curto período de tempo. Não são definidos intervalos de tempo para esta categoria.

4° - *Domínio de eventos externos - EVA (Categoria D)*:

Em caso de EVA, importantes contra-medidas manuais são necessárias a partir da Sala de Controle de Emergência. A particularidade, nesses casos, é que as contra-medidas manuais imediatas para o domínio do acidente independem da extensão dos danos, isto é, o operador, ao assumir a Sala de Controle de Emergência, não precisa distinguir detalhadamente o tipo de acidente. Os sistemas de segurança são dispostos de tal forma que, para o caso de um evento externo durante a operação a potência, a usina seja mantida numa condição segura por um período de, pelo menos, 10 horas, sem ações manuais. Somente após este período é que são necessárias as contra-medidas manuais.

A Tabela 2.1 apresenta um resumo da classificação das medidas manuais apresentadas anteriormente.

Tabela 2.1. Classificação das medidas manuais.

	Categoria das medidas manuais	Intervalo de tempo permitido para iniciar as medidas manuais	Notas
A	Para domínio imediato do acidente	> 30 min	
B	Para condução da usina a uma condição segura a longo prazo	>> 30 min	Medidas manuais que também são previstas nos procedimentos operacionais
C	Para influenciar positivamente na evolução do acidente	Não definido	Não essencialmente necessárias para o controle do acidente
D	Para domínio de eventos externos (EVA)	≤ 10 h	Ocupação da sala de controle de emergência

2.2. Bases de Projeto e Caracterização de Eventos Externos

2.2.1. Critérios BMI de Segurança

Toda e qualquer estrutura, sistema e componente importante para a segurança da central nuclear de projeto alemão, como Angra 2, está respaldada nos critérios BMI (Ministério Federal do Interior da República Federativa da Alemanha). Esses critérios englobam todas as condições de funcionamento da planta, desde a operação normal até as condições mais adversas.

No que diz respeito ao presente trabalho, é relevante considerar o Critério BMI 2.6 que trata dos efeitos advindos de eventos externos. Esse critério estabelece que todos os componentes necessários para promover o desligamento seguro do reator e mantê-lo em tal condição e remover o calor residual ou prevenir possíveis liberações de substâncias radioativas devem ser projetados de maneira a cumprir todas as funções ligadas à segurança, até mesmo no caso de eventos externos, como por exemplo, os

terremotos. As bases de projeto para estes componentes devem estar de acordo com os eventos externos passíveis de ocorrência na região considerada.

2.2.2. Bases de classificação de estruturas, componentes e sistemas

Os requisitos de segurança em que são calcadas as bases de projeto da usina encontram-se descritos em documentos tais como os Critérios BMI de Segurança, anteriormente mencionados, padrões de segurança da Comissão de Padrões de Segurança Nuclear (KTA) e, guias de segurança, fornecidos pela Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA).

A classificação dos objetivos de segurança se dá de forma que estes estejam correlacionados com a importância de uma cultura de segurança e ao projeto da central, levando em conta a proteção de suas estruturas, sistemas e componentes [22]. Tais objetivos de segurança englobam desde itens mecânicos, de instrumentação e controle e elétricos a componentes e sistemas.

Diversas funções são relacionadas com a segurança da planta, da população ao redor desta e do meio ambiente. Dentre elas, destacam-se o desligamento seguro do reator, bem como a garantia de sua permanência nesta condição, a remoção do calor residual do núcleo do reator, a garantia de que as substâncias radioativas estão confinadas e não irão comprometer a população e seu meio ambiente e o fornecimento de informação necessária sobre o estado da planta durante todos os modos de operação da mesma.

2.2.3. Classificação sísmica

Uma característica relevante do acidente ocasionado por um evento externo (EVA) é a incidência de danos em grandes áreas da central, fora da sua zona de construções protegidas. A extensão do dano depende do tipo de evento.

Como primeira conseqüência desses danos, é suposta a perda de todos os sistemas localizados dentro dos edifícios destruídos. A perda desses sistemas conduz, em todos os casos assim exigidos, ao desligamento da central e à ativação de sinais de proteção do reator, através dos quais a central é transferida automaticamente para a operação segura de remoção de calor residual. As ações manuais são necessárias somente para a parada da central, para o início da refrigeração da piscina de elementos

combustíveis e para o resfriamento da central até 50˚C, através da cadeia de refrigeração de emergência.

A proteção contra eventos externos (EVA) é alcançada por meio da localização protegida dos sistemas necessários ou das redundâncias dos sistemas, em arranjos completamente separados, de modo que não possam ser danificados simultaneamente.

2.2.3.1. Eventos sísmicos

Os eventos sísmicos considerados na análise de EVA pertinentes ao presente trabalho são:

- Terremoto (DBE, SSE, SSB)
- Onda de pressão de explosão

As medições para terremotos válidas para o sítio são determinadas com bases em pareceres sismológicos das condições do local de construção. Consideram-se dois tipos de terremoto para o detalhamento do projeto de centrais nucleares [23]:

1˚ - *Terremoto de Projeto (DBE)*:

O terremoto de projeto é o terremoto de máxima intensidade que ocorreu no passado, no local da edificação da central, ou dentro de uma área em torno desta num raio máximo de aproximadamente 50 km.

2˚ - *Terremoto de Segurança (SSE)*:

O terremoto de segurança é o terremoto de máxima intensidade que, de acordo com os conhecimentos científicos, possa vir a ocorrer no local da edificação da central, considerando-se uma área em torno do sítio com raio máximo de aproximadamente 200 km.

Para a análise dos eventos externos, considera-se, também, o SSB que é o terremoto de segurança combinado com onda de pressão causada pela falha do tanque de água de alimentação (BPW) em conseqüência do terremoto de segurança (SSB = SSE + BPW).

Os componentes relevantes à segurança da central são projetados para resistir aos efeitos de terremotos para que se possa garantir o desligamento seguro do reator e a remoção do calor residual a longo prazo. É o caso do sistema em estudo, Sistema de

Refrigeração de Serviço de Segurança (PE), de Angra 2, que será detalhado no próximo capítulo.

Além dos terremotos mencionados, ondas de pressão de explosão também são eventos externos considerados no projeto de sistemas de segurança da central nuclear de Angra 2 [23, 24, 25].

2.2.3.2. Classes sísmicas

Os componentes da planta, no que diz respeito aos objetivos de segurança, são divididos implicitamente em três classes sísmicas [23].

- classe sísmica 1: agrupa os componentes que são requeridos para o desligamento seguro do reator e sua manutenção nessa condição e os responsáveis pela remoção do calor residual. Encontram-se inseridos nesta mesma classe componentes cuja falha possa causar ou resultar em um acidente com uma liberação inadmissível de materiais radioativos ao meio ambiente.

- classe sísmica 2A: nesta classe estão os componentes cujos efeitos ou danos potenciais possam afetar a ordem de funcionamento de alguns dos componentes de classe 1 da planta.

- classe sísmica 2: nela, estão todos os outros componentes da planta nuclear.

2.2.3.3. Funções de segurança

Os objetivos de segurança são alcançados mediante o cumprimento das funções de segurança do equipamento associado. Tais funções de segurança são requeridas depois ou, para alguns componentes, durante eventos sísmicos. As funções de segurança são: estabilidade, impermeabilidade e operabilidade.

- estabilidade (S): é a habilidade de um componente resistir a cargas que tendem a mudar sua orientação ou localização.

- impermeabilidade (D): denota a função passiva de restrição do fluido necessária à mitigação do acidente.

- operabilidade (função) (F): é a capacidade de um sistema ou parte deste, incluindo seus auxiliares, para o cumprimento dos objetivos de segurança requisitados.

A Tabela 2.2 resume a classificação de segurança de forma clara e objetiva.

Tabela 2.2. Classificação de segurança.

Classificação sísmica	**Classe sísmica**	**Função de segurança**
1F	I	operabilidade
1D	I	impermeabilidade
1S	I	estabilidade
2F	IIA	operabilidade
2D	IIA	impermeabilidade
2S	IIA	estabilidade
2-	II	-

Capítulo 3
– Sistema PE de Angra 2 –

3.1. Introdução

O Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE) de Angra 2, como parte integrante da cadeia de refrigeração nuclear, tem a função de transferir o calor dissipado das fontes na área nuclear e do Sistema de Refrigeração de Circuito Fechado de Segurança (PJ) para o meio ambiente. Esta transferência de calor tem de ser efetuada sob condições normais de operação, bem como em casos de suprimento elétrico de emergência. Com respeito à remoção do calor de decaimento, o sistema deve ser capaz de efetuar esta função até mesmo em caso de eventos externos (EVA).

3.2. Cadeia de Refrigeração de Emergência

A cadeia de refrigeração nuclear, que em caso de evento externo é também denominada de cadeia de refrigeração de emergência, pois demanda o funcionamento dos componentes preparados para tal (bombas de emergência e suas respectivas válvulas), é composta pelos sistemas:

- Sistema de Remoção de Calor Residual (JN);
- Sistema de Refrigeração de Componentes Nucleares (KA) e;
- Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE).

A interdependência entre os sistemas formadores da cadeia de refrigeração de emergência advém da necessidade de remoção do calor de decaimento do núcleo por todos os sistemas integrantes dessa cadeia. O processo de desligamento da usina para a condição desligada fria é promovido pelo Sistema de Remoção de Calor Residual (JN) que, por sua vez, é dependente do Sistema de Refrigeração de Componentes (KA), sendo que este último, para atuar, depende do resfriamento realizado pelo Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE).

A Figura 3.1 apresenta a estrutura simplificada de interdependência entre os sistemas formadores da cadeia de refrigeração de emergência do núcleo, onde as setas representadas indicam o sentido do fluxo de calor.

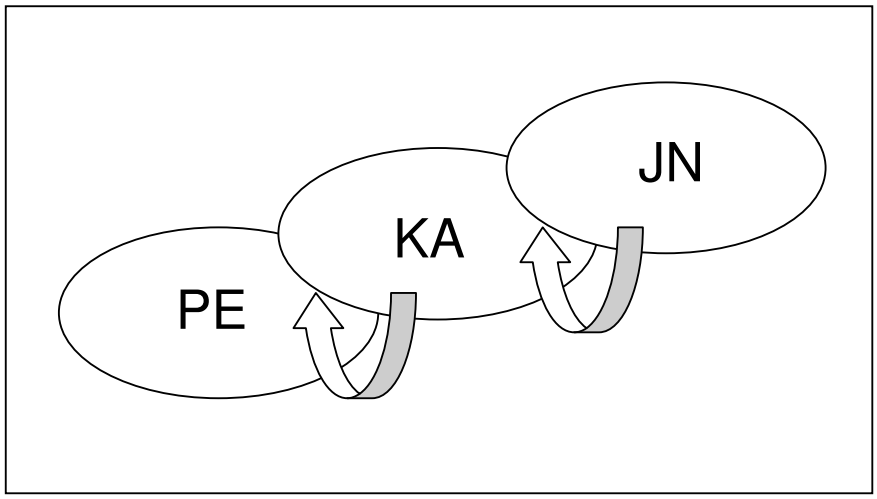


Figura 3.1. Cadeia de refrigeração de emergência.

3.3. Descrição do Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE)

3.3.1. Caracterização Geral do Sistema

Analogamente aos demais sistemas formadores da cadeia de refrigeração, o Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança é projetado em quatro circuitos independentes que compõem as redundâncias dessa cadeia [25].

O Sistema PE é responsável pelas seguintes funções operacionais, através do Sistema de Refrigeração de Componentes de Segurança e de Operação (KAA/KAB) [26]:

- remoção do calor dissipado pelas fontes de calor nos sistemas nucleares e auxiliares;
- remoção do calor de decaimento e resfriamento da usina durante a fase final de resfriamento no desligamento normal da usina; e
- remoção do calor de decaimento do combustível usado, armazenado na piscina de elementos combustíveis durante a operação normal da usina.

Além das funções operacionais, o Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança executa as funções de segurança de remoção do calor de decaimento e resfriamento da usina na última fase do desligamento em caso de alimentação elétrica de emergência, em caso de acidente de perda de refrigerante e em eventos externos.

Ademais, através do Sistema de Refrigeração de Circuito Fechado de Segurança (PJ) são realizadas as funções de:

- remoção do calor dos geradores diesel de emergência 1, em caso de alimentação elétrica de emergência; e

- remoção do calor dissipado nas máquinas de refrigeração e resfriadores do ar de ventilação para a estrutura da Tomada D`água de Serviço, em caso de alimentação elétrica de emergência, acidente de perda de refrigerante e eventos externos.

A estação de bombeamento do sistema consiste, principalmente, de duas categorias de bombas, sendo elas:

-Bombas de água de refrigeração de serviço de segurança, PEC10/20/30/40AP001 e;

-Bombas de água de refrigeração de serviço de emergência, PEC50/52AP001 e PEC80/82AP001.

Os motores de ambas as bombas são refrigerados a ar e, a fim de remover o calor, um sistema de recirculação de ar, Sistema de Ventilação para a Estrutura da Tomada D`água de Refrigeração de Serviço (SAQ2), é instalado em cada redundância.

É importante ressaltar que as linhas do sistema PE estão de acordo com os critérios mencionados no item 2.2 do Capítulo 2, projetadas para resistir à ocorrência de um EVA [22].

As Figuras 3.2a e 3.2b apresentam, de forma simplificada, o fluxograma do Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança, com seus principais componentes [27].

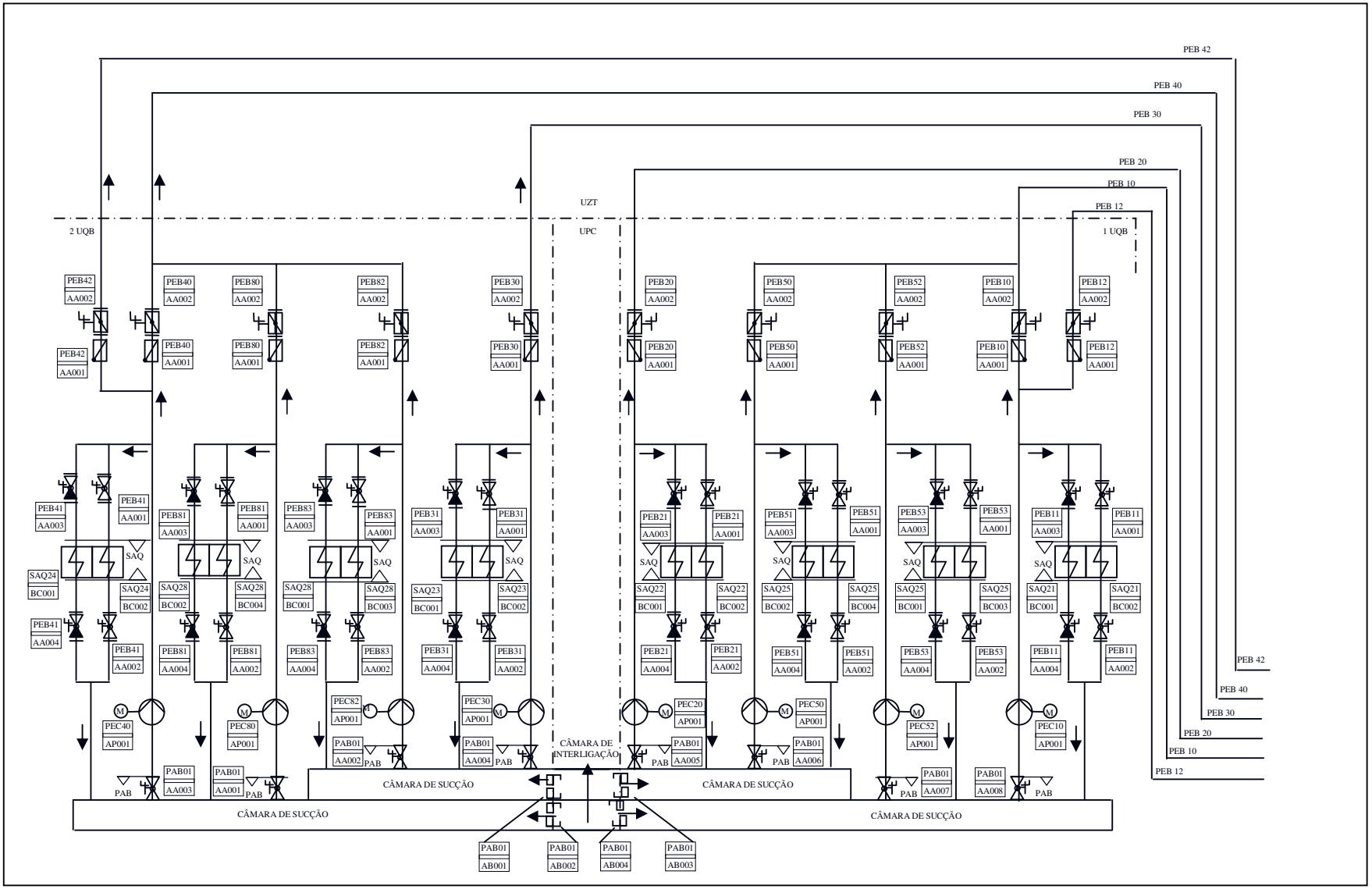


Figura 3.2a. Fluxograma simplificado do Sistema PE

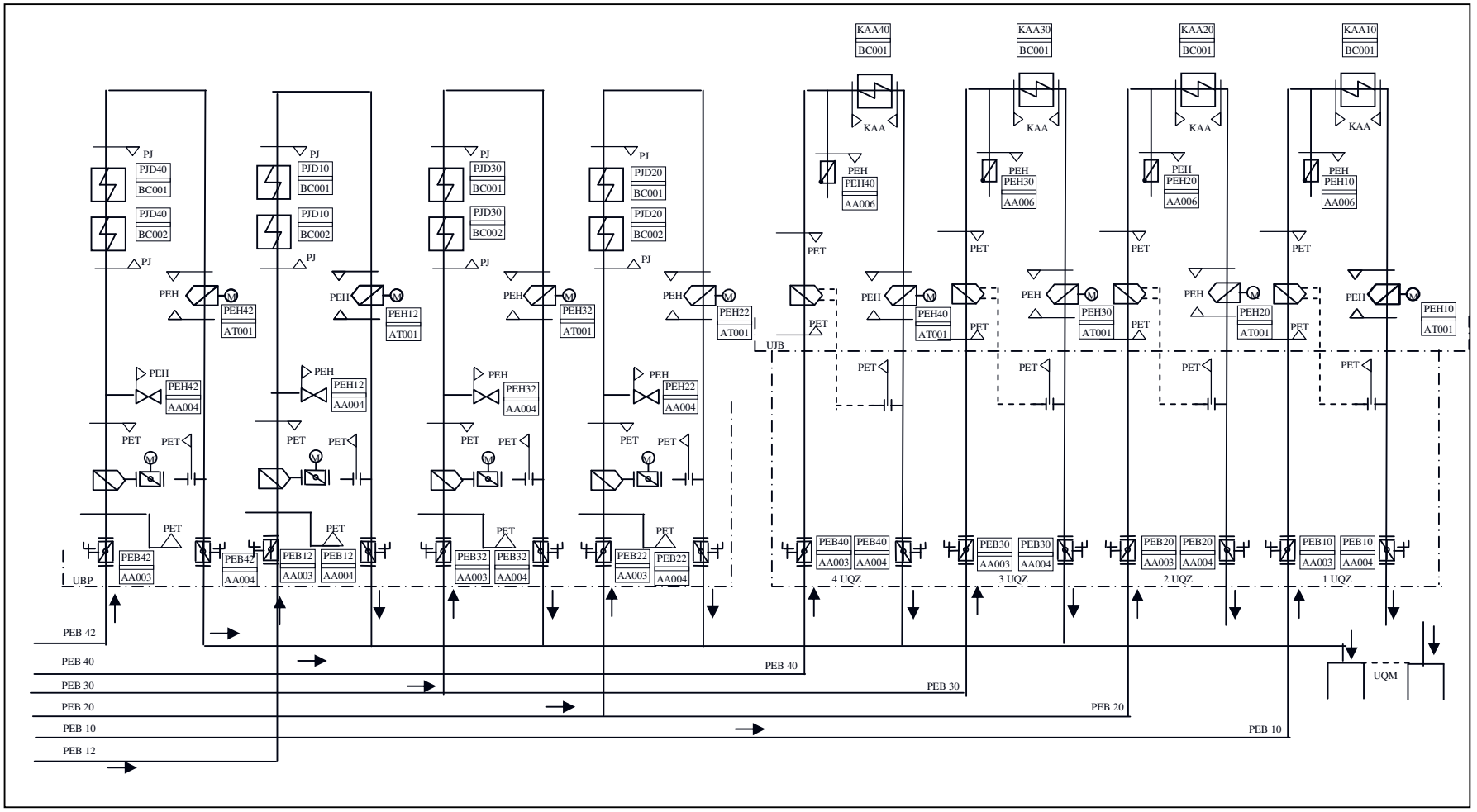


Figura 3.2b. Fluxograma simplificado do Sistema PE

Todos os componentes do sistema são operados da sala de controle principal e, adicionalmente, as bombas de água de refrigeração de emergência podem ser operadas também da sala de controle de emergência [26, 28, 29]. A alternativa de operação para essas bombas reside no fato de que, na ocorrência de um evento externo, supõe-se que a sala de controle principal é totalmente destruída.

A Tabela 3.1 apresenta um sumário de dados das bombas do Sistema PE (bombas de água de refrigeração de serviço de segurança e bombas de água de refrigeração de serviço de emergência).

Tabela 3.1. Sumário de dados das bombas do Sistema PE.

	PEC10/20/30/40AP001	PEC50/52AP001 PEC80/82AP001
Quantidade:	4	4
Projeto:	4 x 50%	2 pares x 100%
Tipo:	Vertical, centrífuga, semi-axial	Vertical, centrífuga, semi-axial
Vazão de projeto:	1165 kg/s	370 kg/s
Pressão de descarga:	2,1 bar	1,8 bar
Potência Nominal	370 kW	90 kW
Alimentação Elétrica:	SEEE1	SEEE2

Para o projeto de vazão máxima de descarga tanto das bombas de água de refrigeração de serviço de segurança, quanto das bombas de refrigeração de serviço de emergência, são consideradas as seguintes condições [28]:

- nível mais baixo da água do mar;
- perdas de pressão na estrutura da Tomada D`água;
- grau máximo de incrustações nas superfícies dos tubos dos trocadores de calor;
- perdas de pressão dinâmica na rede de tubulações;
- nível do Poço de Selagem Principal (UQJ);

3.3.2. Atuação do Sistema de Emergência

Como objeto de estudo para o presente trabalho, é relevante avaliar o Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança no que diz respeito às suas funções de emergência, concentrando-se, desta forma, na categoria de bombas de água de refrigeração de serviço de emergência.

A cadeia de remoção de calor residual de emergência deve estar pronta para a operação durante eventos externos. Isto significa dizer que as bombas de água de refrigeração de emergência, assim como a tubulação conectada ao Edifício do Reator, devem estar, em qualquer caso, disponíveis para a operação. As quatro bombas de água de refrigeração de emergência do sistema, PEC50/52AP001 e PEC80/82AP001 não são operadas durante a operação normal da usina. Falhas prováveis destas bombas são descobertas por testes funcionais periódicos.

Os trens PEB10 e PEB40, semelhantes aos demais sistemas da cadeia de refrigeração de emergência do núcleo, são denominados trens de desligamento. Através destes trens, a água de refrigeração de serviço pode ser bombeada pelas bombas de água de refrigeração de serviço de segurança PEC10/40AP001, ou pelas bombas de água de refrigeração de serviço de emergência PEC50/52AP001 ou PEC80/82AP001, respectivamente.

Os quatro trens de refrigeração de serviço de segurança PEB12, PEB22, PEB32 e PEB42 são providos com água de refrigeração, a fim de alimentar as quatro redundâncias PJB10, PJB20, PJB30 e PJB40. Somente as bombas de água de refrigeração de serviço de segurança podem fornecer água de refrigeração a esta categoria de consumidores; não é previsto o fornecimento de água de refrigeração por meio das bombas de água de refrigeração de serviço de emergência.

As quatro redundâncias de refrigeração de componentes de segurança são providas com água de refrigeração, através dos trens PEB10, PEB20, PEB30 e PEB40, pelas quatro bombas de água de refrigeração de serviço de segurança PEC10/20/30/40AP001. Os trens de desligamento do Sistema de Refrigeração de Componentes de Segurança, KAA10 e KAA40, além disso, podem ser supridos com água de refrigeração pelas bombas de água de refrigeração de serviço de emergência PEC50/52AP001 e PEC80/82AP001, respectivamente.

Cada um dos quatro trens de refrigeração pode ser isolado por válvulas de bloqueio, nas linhas de alimentação e descarga, operadas manualmente. Excetuando-se

as válvulas de retenção na descarga das bombas de água de refrigeração de segurança e das bombas de água de refrigeração de emergência, todas as válvulas do sistema apresentam bloqueio do tipo TMI, sendo travadas abertas e, podendo somente mudar de posição através das chaves de controle encontradas no claviculário das salas de Controle Principal e de Emergência.

É considerado que, na ocorrência de um evento externo, o Suprimento Elétrico de Emergência 1 seja perdido. Assim, o posterior resfriamento e remoção de calor de decaimento têm de ser efetuados pela cadeia de refrigeração de emergência. Partem-se manualmente, desta forma, através de módulos de controle na sala de controle de emergência, as bombas de água de refrigeração de serviço de emergência [30]. Neste caso, os resfriadores do circuito fechado de segurança (PJ) não são mais supridos com água de refrigeração, não sendo possível a operação das máquinas de refrigeração (QKA).

A Figura 3.3 mostra um esquema simplificado do Sistema de Suprimento Elétrico de Emergência 2. O sistema é projetado para resistir aos eventos externos e fornecer suprimento elétrico para os componentes requisitados numa situação de emergência, como as bombas de água de refrigeração de emergência PEC50/52AP001 e PEC80/82AP001 presas aos seus respectivos barramentos, BNA e BND.

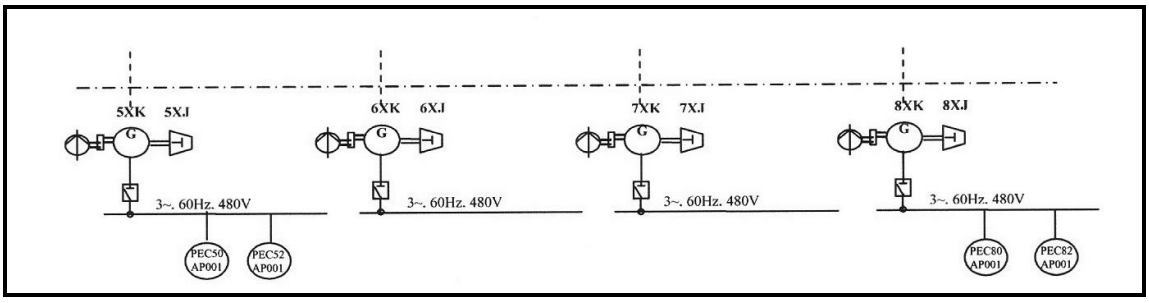


Figura 3.3. Esquema simplificado do Sistema de Emergência 2.

Então, é possível concluir que para o estudo vigente, num contexto de EVA, será considerado, na árvore de falhas, o fornecimento de água aos trocadores de calor dos trens de desligamento do Sistema KA (KAA10 e KAA40), que, por sua vez, irá promover o resfriamento para os trocadores do sistema JN, garantindo assim, a função da cadeia de refrigeração de emergência.

A Figura 3.4 apresenta o fluxograma simplificado do sistema PE, com as considerações e simplificações pertinentes à análise, nas condições de EVA.

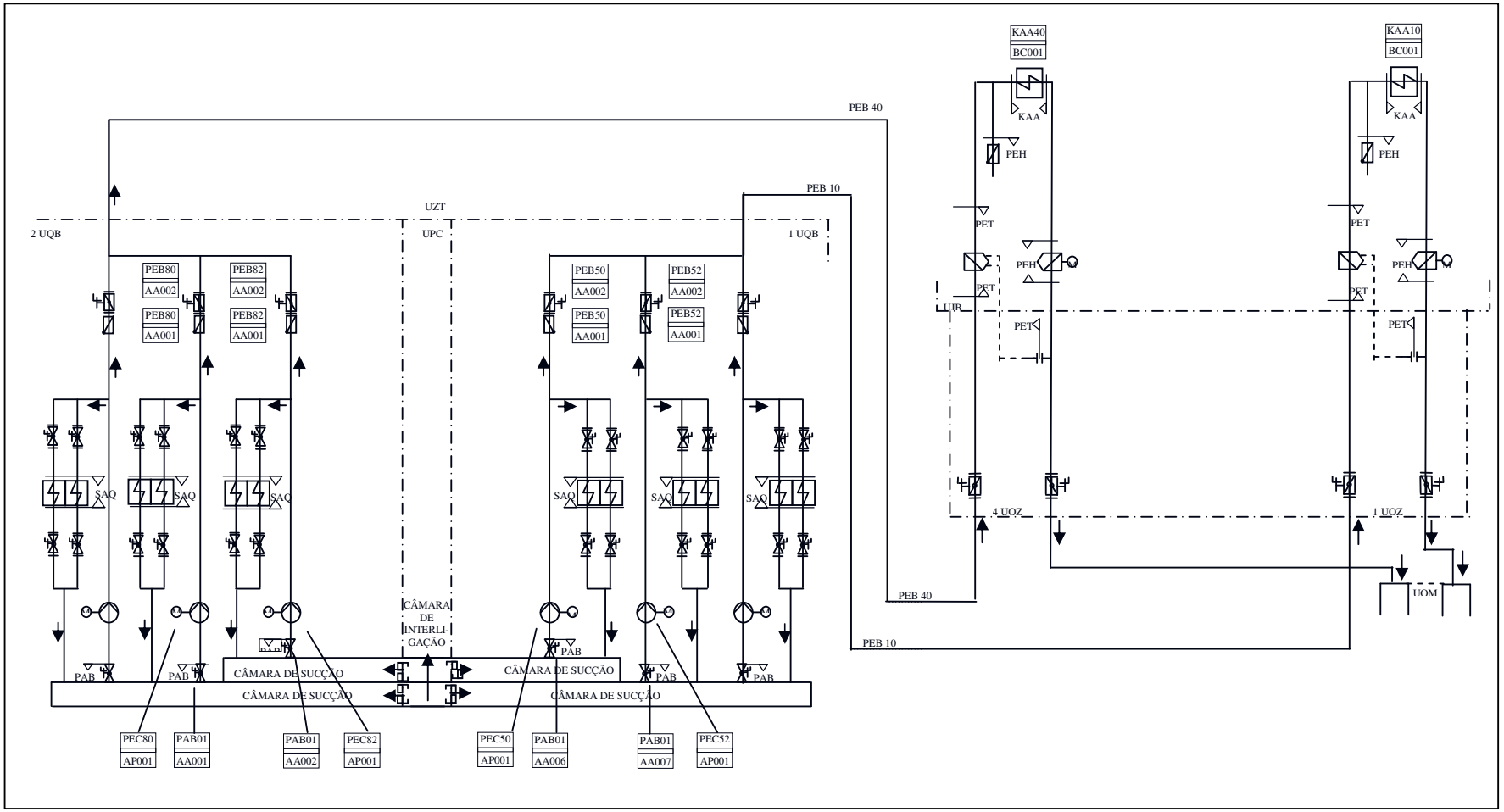


Figura 3.4. Fluxograma simplificado do Sistema PE para a análise em contexto de EVA.

3.3.3. Redundâncias Necessárias

Para a cadeia de refrigeração de emergência, o sistema PE é composto de quatro bombas de água de refrigeração de emergência, sendo duas instaladas na Redundância 1 (PEC50/52AP001) e duas na Redundância 4 (PEC80/82AP001).

Na ocorrência de um evento externo, a usina e os sistemas de automação são projetados de forma que nenhuma ação manual do operador seja necessária em um intervalo de 10 horas (autarquia de 10 horas) [31].

Conforme já mencionado no presente capítulo, o objetivo a longo prazo no caso de EVA é resfriar a usina para a condição subcrítica frio, despressurizada, através de ações manuais como:

- resfriamento da piscina de elementos combustíveis (FAK) através da cadeia de refrigeração de RCR de emergência, iniciada manualmente e;

- resfriamento através da cadeia de RCR de emergência, manualmente iniciada, para a condição de desligada frio, despressurizada.

Caso os dois trens de desligamento da cadeia de refrigeração de emergência estejam operáveis num EVA, implica que as quatro bombas de emergência PEC50/52AP001 e PEC80/82AP001 estejam em funcionamento. As bombas de água de alimentação de emergência (LAS) do Sistema de Água de Alimentação de Emergência (LAR) nestes trens são, então, desacopladas do conjunto gerador diesel de alimentação de emergência, a fim de evitar a sobrecarga do mesmo. Neste caso, um trem de desligamento fica responsável pela operação da piscina de elementos combustíveis (FAK) e o outro pela remoção do calor de decaimento.

No entanto, na ocorrência de um evento externo, duas de quatro bombas (PEC50/52AP001 ou PEC80/82AP001) de um mesmo trem são suficientes para fornecer o fluxo requerido de água de serviço para a cadeia de refrigeração de emergência, segundo especificação técnica [22]. Assim, estando operante apenas um trem da cadeia de RCR de emergência à prova de evento externo, a operação deste deve ser permutada intermitentemente entre refrigeração da piscina de elementos combustíveis e remoção de calor residual.

Considerando os aspectos mencionados, é possível concluir que o funcionamento de apenas um trem, dos dois de desligamento, é suficiente para assegurar o desligamento seguro da usina, depois de ocorrido um EVA.

Capítulo 4
– Proposta de Modificação de Projeto –

4.1. Introdução

Conforme mencionado no capítulo anterior, dada a ocorrência de um evento externo, basta que um dos dois trens de desligamento (10/40) esteja em funcionamento para garantir o desligamento seguro da planta, uma vez que o fluxo de duas bombas de água de refrigeração de emergência fornece a vazão necessária para a remoção do calor de decaimento. Essa constatação advém de bases de projeto que visam assegurar que sistemas de segurança irão atuar diante de uma anormalidade, como em caso de EVA.

Entretanto, são freqüentes os estudos de confiabilidade em sistemas para minimizar a freqüência de dano ao núcleo e à planta, o que muitas vezes pode resultar em mudanças de base de projeto sem, contudo, violar critérios de segurança, como os estabelecidos no Capítulo 2, item 2.2.

4.2. Proposta de Modificação de Projeto para o Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE)

O ponto de partida para a proposta de modificação de projeto na configuração do sistema em estudo baseia-se na averiguação dos efeitos da redução do número de componentes, buscando otimizar seu desempenho. O que é de fundamental relevância numa proposta de modificação de projeto é garantir que o sistema continue atuando sem deixar de atender os critérios de segurança.

Verifica-se que, para a proposta da modificação de projeto para o Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança, existe uma mesma dependência elétrica de corrente alternada das bombas de água de refrigeração de emergência do trem 10, quanto uma mesma dependência elétrica de corrente alternada das bombas de água de refrigeração de emergência do trem 40. Conforme descrito no item 3.3.2 e representado na figura 3.3 do Capítulo 3, as duas bombas de água de refrigeração de emergência do trem 10 de desligamento (Redundância 1) estão localizadas no mesmo barramento BNA

do Sistema Elétrico de Emergência 2. De forma análoga, as duas bombas de água de refrigeração de emergência do trem 40 de desligamento (Redundância 4) estão localizadas no mesmo barramento BND do Sistema Elétrico de Emergência 2.

Então, constata-se que uma falha ou indisponibilidade no barramento BNA indisponibiliza as duas bombas de água de refrigeração de emergência (PEC50/52AP001) deste trem, ao passo que uma falha ou indisponibilidade no barramento BND indisponibiliza as duas bombas de água de refrigeração de emergência (PEC80/82AP001) do trem 40 de desligamento. A necessidade de duas bombas de um mesmo trem de desligamento estarem em funcionamento, dada a ocorrência de um EVA e passadas as 10 horas de autarquia, faz com que mais componentes sejam passíveis de algum tipo de falha, sendo que a falha de um único por si só já indisponibiliza o respectivo trem do sistema.

Considerando que a falha de uma única bomba das duas bombas de água de refrigeração de emergência de um dos trens de desligamento (10 ou 40) já indisponibiliza o mesmo para o cumprimento da função a qual lhe é requerida, é coerente avaliar uma proposta de modificação de projeto da estrutura dessas bombas.

Portanto, a proposta sugerida é que cada par de bombas de cada trem de desligamento seja substituído por uma única bomba de emergência de vazão e potência nominal equivalente à das duas originais (do trem). A proposta reduz o número de componentes sujeitos a uma dada falha, o que se espera que implique numa probabilidade menor de falha do sistema.

A Figura 4.1. mostra um esquema simplificado do Sistema de Suprimento Elétrico de Emergência 2 com as novas bombas de emergência de capacidade e potência maiores representadas por uma cor distinta, PECXXAP001 e PECYYAP001, presas aos seus respectivos barramentos BNA e BND.

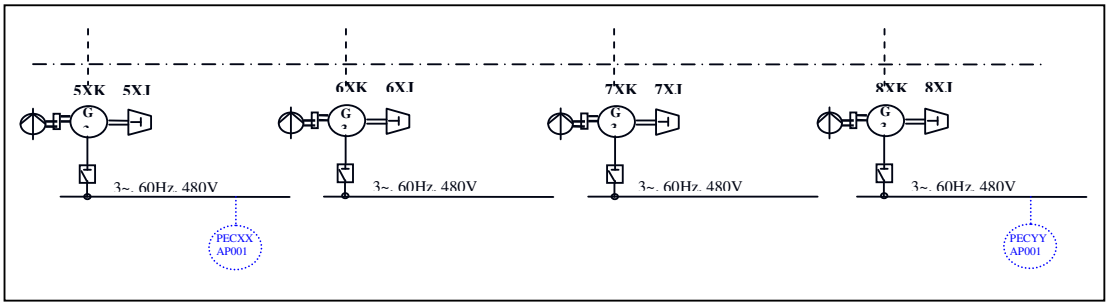


Figura 4.1. Esquema simplificado do Sistema de Emergência 2, com a nova estruturação de bombas de emergência do Sistema PE.

Desta forma, para uma nova análise por árvores de falhas, será considerada uma nova linha PEBXX que conterá a nova bomba de emergência do trem 10 de desligamento, PECXXAP001, juntamente com suas válvulas de sucção e descarga; e, uma nova linha PEBYY, que conterá a nova bomba de emergência do trem 40 de desligamento, PECYYAP001, igualmente com suas válvulas de sucção e descarga.

É válido ressaltar que para a estrutura atual do sistema PE com quatro bombas de água de refrigeração de emergência (duas por trem), cada uma dessas bombas succiona água de uma câmara de sucção distinta, ou seja, cada bomba está associada a uma câmara de sucção específica.

Analisando esse aspecto particular, propõe-se também como parte da modificação de projeto, duas possibilidades de sucção de câmaras distintas (PABXXAA00A/B para o Trem 10 e PABYYAA00A/B para o Trem 40), já que no caso da indisponibilidade de uma válvula de sucção para a bomba do trem (10 ou 40) ou de sua respectiva comporta, haveria outra alternativa para garantir o funcionamento da bomba de emergência para o sistema.

A Figura 4.2. apresenta o fluxograma simplificado do sistema PE relevante à análise numa ocorrência de EVA, com o novo projeto representado por linhas e componentes com uma cor distinta.

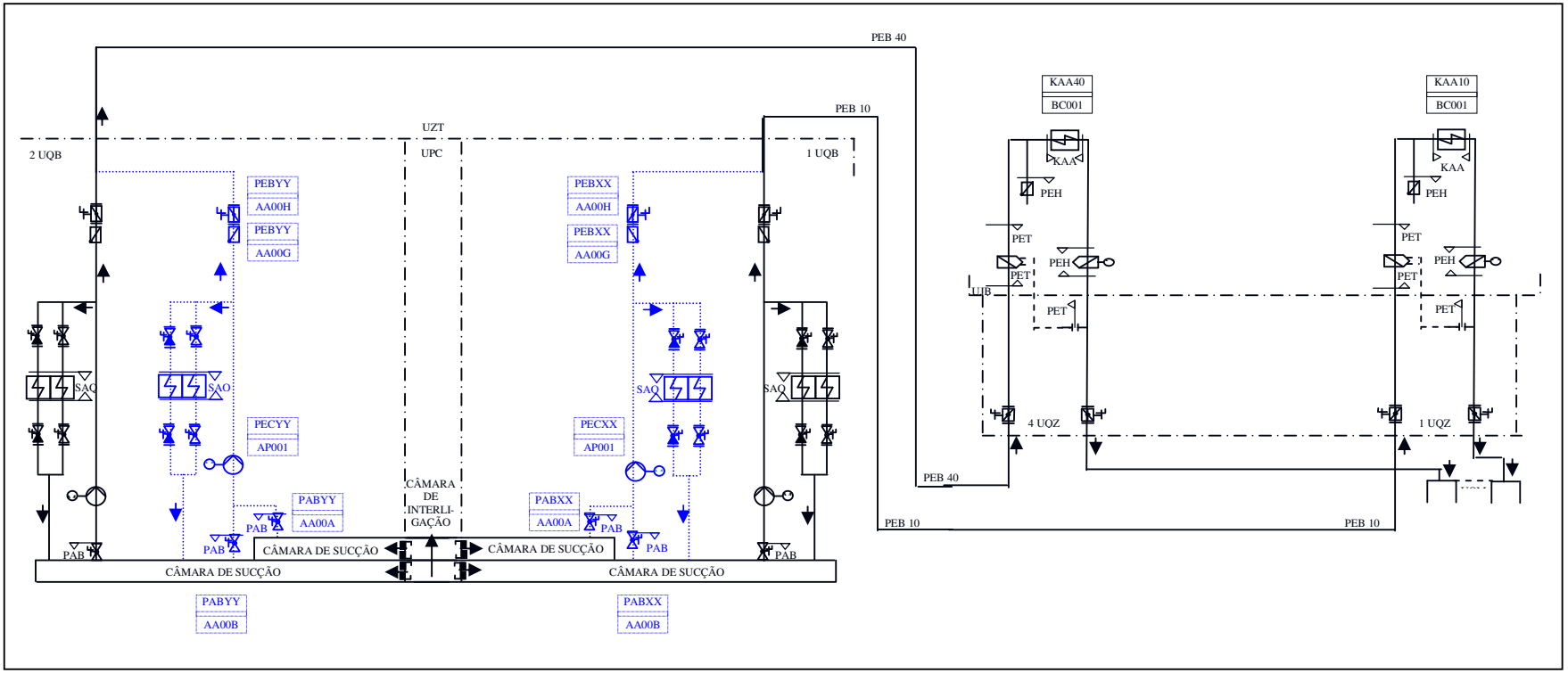


Figura 4.2. Fluxograma simplificado do Sistema PE para a análise em contexto de EVA, com a nova estruturação das bombas de água de refrigeração de emergência.

Capítulo 5

– Avaliação da Confiabilidade do Sistema PE –

5.1. Introdução

A tarefa mais importante para a redução da probabilidade de acidentes é identificar os mecanismos pelos quais estes podem ocorrer. Tais identificações requerem, por sua vez, que o analista tenha um entendimento detalhado do sistema, tanto sob a condição de como este opera, quanto sob as limitações de seus componentes. A fim de se evitar que mesmo os analistas mais experientes cometam falhas críticas para o funcionamento do sistema durante sua operação normal ou, principalmente, sob uma condição de acidente, é necessário que a análise de confiabilidade seja realizada de forma sistemática [1]. Por esta razão, um número cada vez maior de aproximações passíveis de serem consideradas em sistemas vem sendo desenvolvido para a análise de segurança. Vários são os métodos existentes para a análise de confiabilidade de sistemas, dentre os quais, os mais conhecidos são FMEA, árvore de eventos e árvore de falhas.

5.2. Método de Árvore de Falhas

A análise por árvores de falhas baseia-se na construção de um diagrama lógico através de um processo dedutivo que parte de um evento indesejado pré-definido, conhecido como evento topo, em busca das possíveis causas desse evento. O processo segue investigando as sucessivas combinações de falhas dos componentes de forma a atingir suas falhas básicas, as quais constituem o limite de resolução da análise. Esse processo dedutivo constitui uma argumentação do geral para o específico, ou seja, do efeito para a causa.

A técnica de avaliação do método consiste em perguntar-se pelos motivos pelos quais podem ser produzidos os eventos. Cada motivo é, por sua vez, outro evento cuja combinação lógica com outros identificados é realizada mediante operações lógicas *E* e

OU, representadas graficamente por portas lógicas. Exemplificando para dois eventos independentes *A* e *B*, tem-se:

$$\text{-Porta lógica } E\text{: } P(A \text{ e } B) = P(A) \times P(B) \tag{5.1}$$

$$\text{-Porta lógica } OU\text{: } P(A \text{ ou } B) = P(A) + P(B) - P(A) \times P(B) \tag{5.2}$$

O método é bastante relevante para avaliar a confiabilidade do sistema, uma vez que fornece uma descrição concisa e ordenada das várias combinações de ocorrências possíveis que podem resultar na ocorrência do evento topo pré-definido. Somado a este fator, a árvore de falhas permite identificar, claramente, os pontos fracos do sistema analisado.

Tendo definido o sistema e estruturado as árvores de falha pertinentes ao evento topo que é objeto de estudo, é possível determinar os cortes mínimos, fazer uma avaliação quantitativa, identificando os modos de falhas mais importantes e obter as conclusões plausíveis, bem como apresentar as recomendações que promoveriam, *a priori*, uma melhoria na confiabilidade do sistema.

5.3. CAFTA

O *software* utilizado para estruturar as árvores de falhas é o CAFTA, um editor de árvores de falhas e também de eventos, que permite ordenar de forma clara e objetiva a lógica de portas *E* e *OU*. Portanto, o *software* é considerado uma ferramenta de gestão [32].

5.4. Utilização de Banco de Dados Genérico

Dados de confiabilidade são de suma importância para a avaliação probabilística de segurança, e a qualidade desses dados está diretamente ligada à qualidade do estudo como um todo.

O uso de uma base de dados genérica para avaliar a confiabilidade de determinado sistema de uma planta nuclear pode contribuir, de forma significativa, para

estimar as probabilidades de falha dos componentes do sistema em questão, sem, contudo, inviabilizar o resultado do estudo.

Uma compilação de 21 fontes distintas para estimação de taxas de falha para componentes mecânicos, elétricos e de instrumentação e controle [33], bem como seus códigos de representação e seus modos de falha pertinentes, é utilizada para se chegar às probabilidades de falha dos componentes relevantes à análise do sistema PE. As fontes de dados utilizadas para a base de dados da IAEA, assim como a definição e códigos para modos de falhas genéricos, encontram-se nos apêndices B e C, respectivamente.

Para estudos probabilísticos de segurança é importante avaliar, também, erros humanos que podem causar impacto no desenvolvimento de cenário de acidente [34]. Utilizou-se a ref. [35] para fornecer estimativas quantitativas de erro humano para inclusão na análise por árvore de falhas do sistema em estudo.

5.5. Árvores de falhas para estruturas atual e modificada do sistema

5.5.1 Hipóteses de modelagem realizadas

Para a modelagem do Sistema PE fez-se necessária a realização de algumas hipóteses de acordo com o mencionado no Capítulo 3, item 3.3. As considerações e simplificações mais relevantes realizadas nas árvores de falha são:

- Excluem-se dos limites do sistema as bombas PEC10/20/30/40AP001, por se tratarem de componentes indisponíveis, em caso de EVA [26,36];

- A capacidade de resfriamento da cadeia de emergência de RCR é de aproximadamente 3-5 K/h (variável sazonalmente) e, a operação dessa cadeia de refrigeração de emergência precisa promover um resfriamento de 120˚C para 50˚C, a fim de garantir a condição de desligada - fria para a usina [31,36]. Assume-se, então, conservativamente, a capacidade de resfriamento mais baixa (3K/h), o que permite considerar para os componentes modelados, um tempo de missão de 24h.

5.5.2 Árvore de falhas para a estrutura atual do sistema

O evento topo (evento indesejado) considerado para a árvore de falhas do sistema PE, no contexto de EVA, é a falha na cadeia de refrigeração de emergência, comprometendo desta forma, a remoção de calor residual do núcleo, fundamental para o desligamento seguro da usina. Este evento topo é representado graficamente por uma porta lógica *OU* que contém tanto o evento básico de falha no sinal YB71 [30], sinal de partida manual para ambas as bombas de refrigeração de emergência, quanto a porta lógica *E* que representa a falha de ambos os trens de desligamento do sistema PE (10 e 40), os únicos possíveis de atuar num EVA. Desta porta, desenvolvem-se, respectivamente, as portas lógicas *OU* que representam as falhas no Trem 10 de desligamento do sistema para o cumprimento das funções de emergência e as falhas no Trem 40 de desligamento para o cumprimento dessas mesmas funções. Destas últimas, desenvolvem-se os eventos intermediários possíveis de ocorrência até se chegar aos eventos básicos.

As Figuras 5.1a, 5.1b, 5.1c e 5.1d apresentam, de forma ordenada, todos os eventos que compõem a árvore de falhas do sistema PE para o cumprimento de suas funções em caso de EVA.

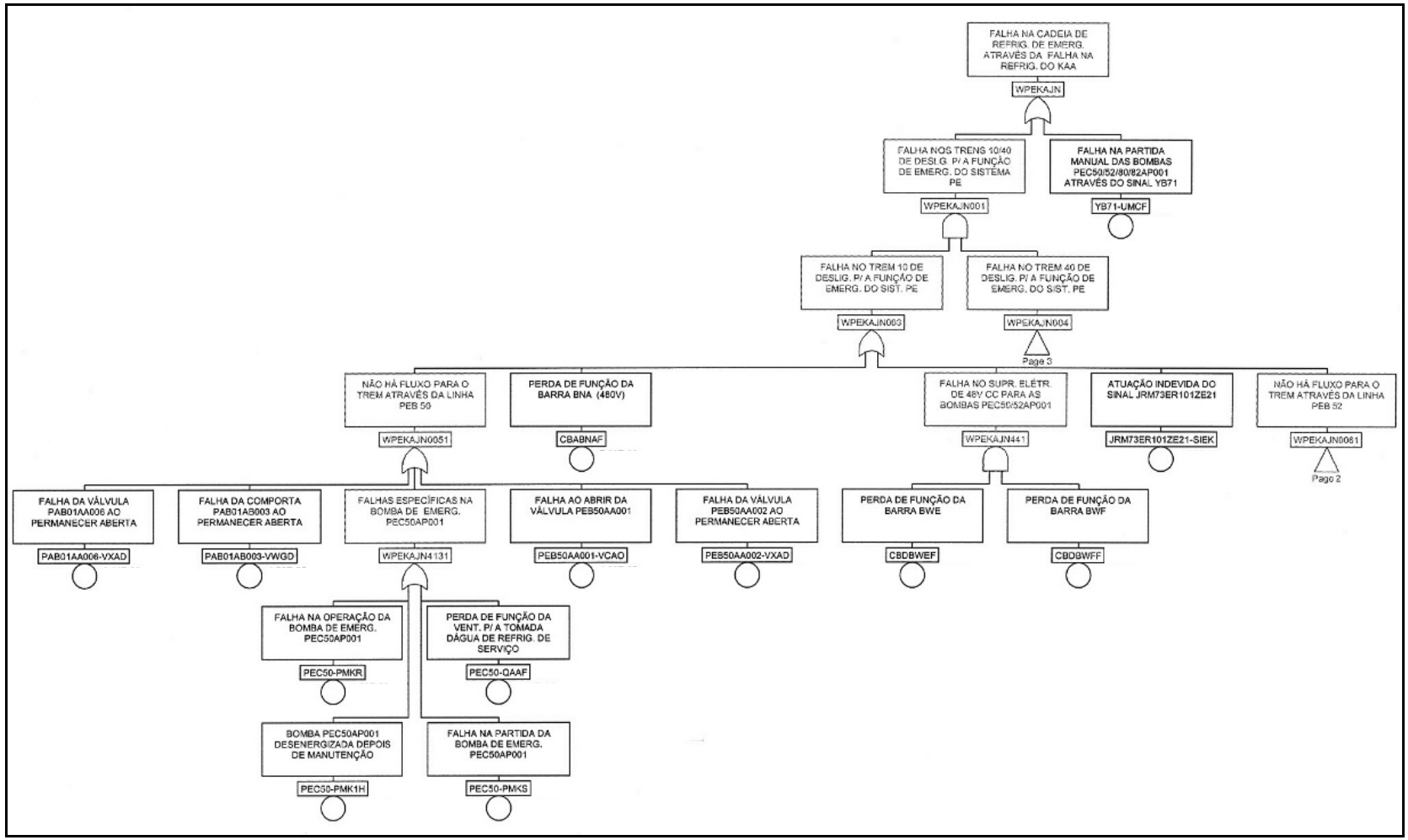


Figura 5.1a. Árvore de falhas para a estrutura atual do sistema PE, em contexto de EVA.

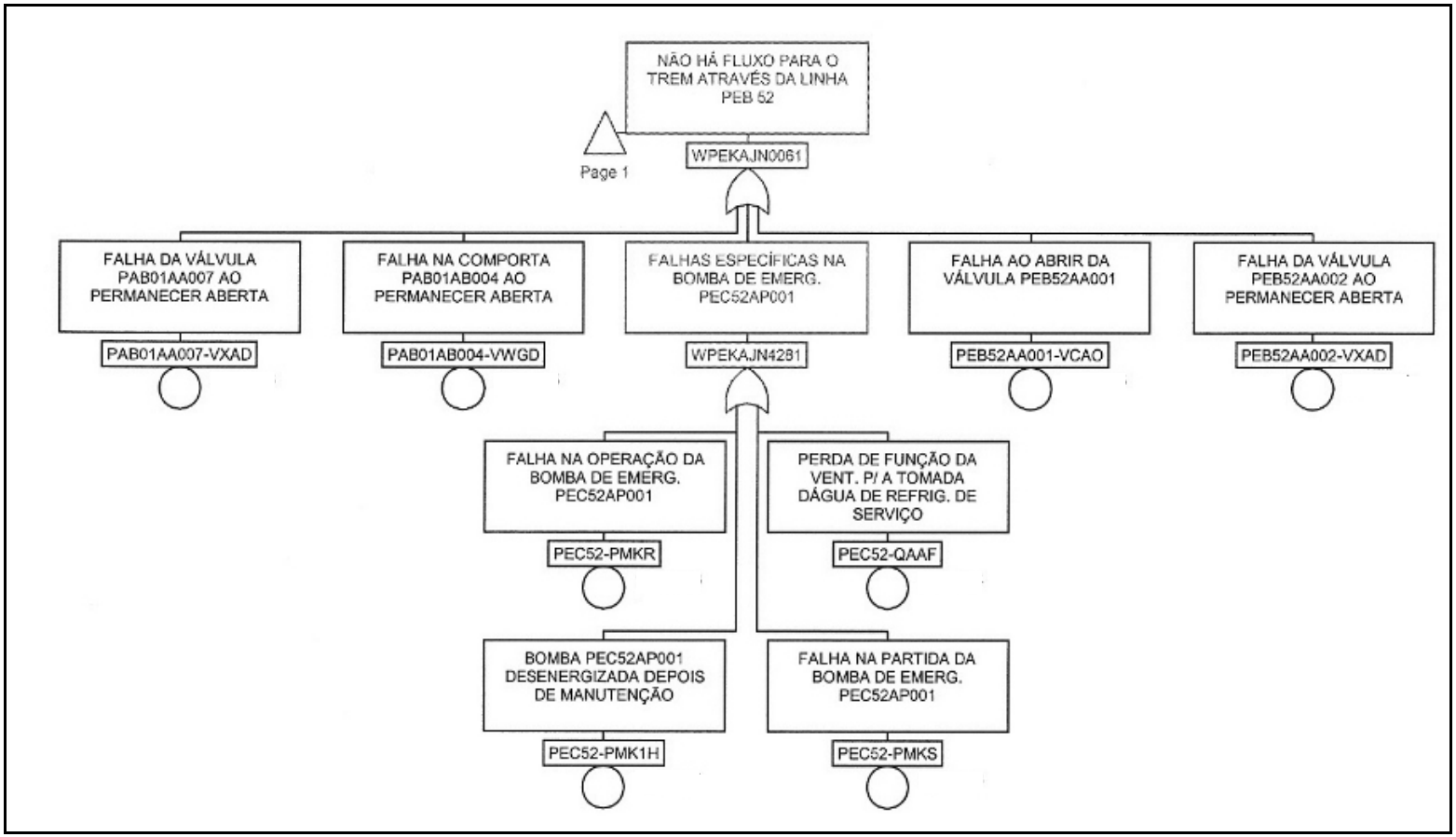


Figura 5.1b. Árvore de falhas para a estrutura atual do sistema PE, em contexto de EVA.

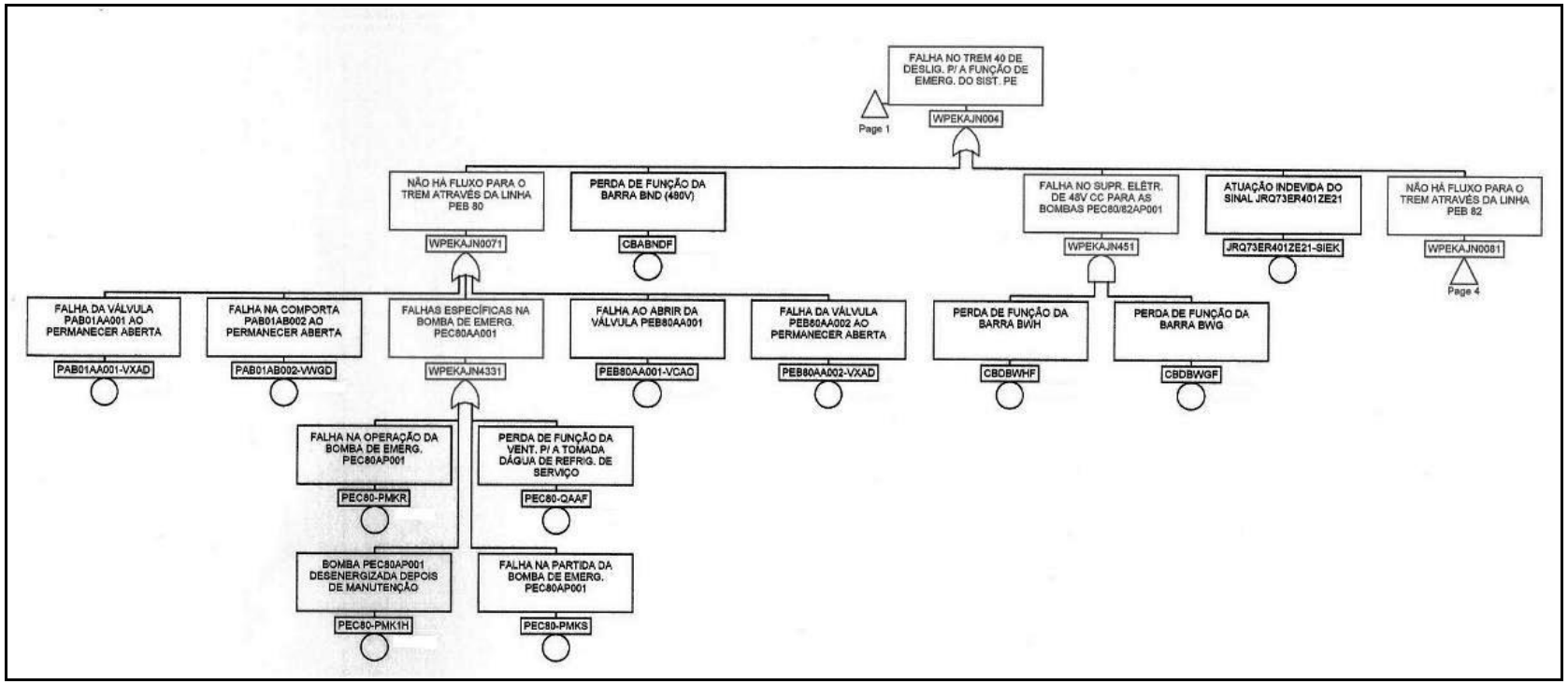


Figura 5.1c. Árvore de falhas para a estrutura atual do sistema PE, em contexto de EVA.

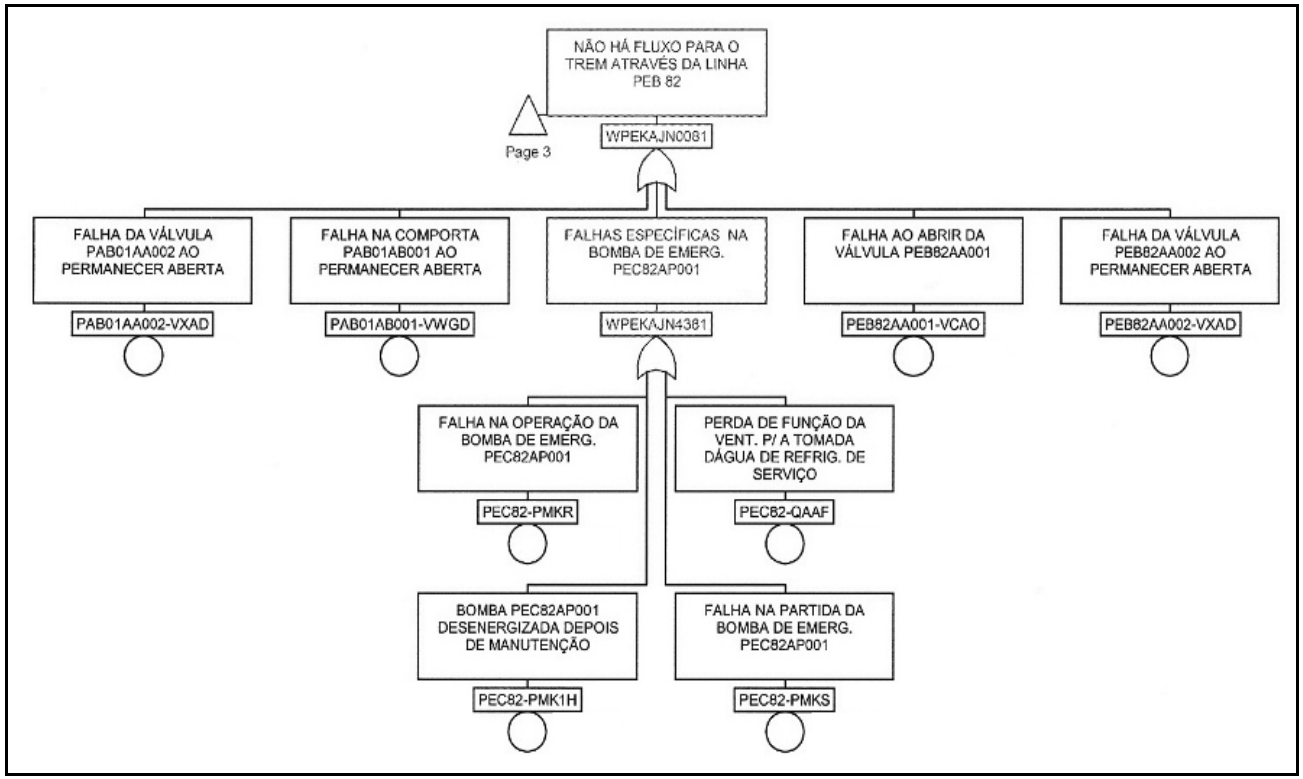


Figura 5.1d. Árvore de falhas para a estrutura atual do sistema PE, em contexto de EVA.

5.5.3 Árvore de falhas para a estrutura modificada do sistema

O evento topo (evento indesejado) considerado para a árvore de falhas do Sistema PE, no contexto de EVA, é o mesmo considerado para a árvore de falhas para a estrutura atual do sistema, pois este independe de uma mudança no projeto do sistema. A mudança da árvore de falhas mencionada no item anterior para a deste item reside no desenvolvimento da falha de ambos os trens de desligamento (10 e 40), que passam a apresentar, de acordo com o item 4.2 do Capítulo 4, uma única bomba de refrigeração de emergência em cada um dos trens de desligamento 10 e 40.

As Figuras 5.2a, 5.2b e 5.2c apresentam, de forma ordenada, todos os eventos que compõem a árvore de falhas do sistema PE para o cumprimento de suas funções em caso de EVA, na nova configuração proposta.

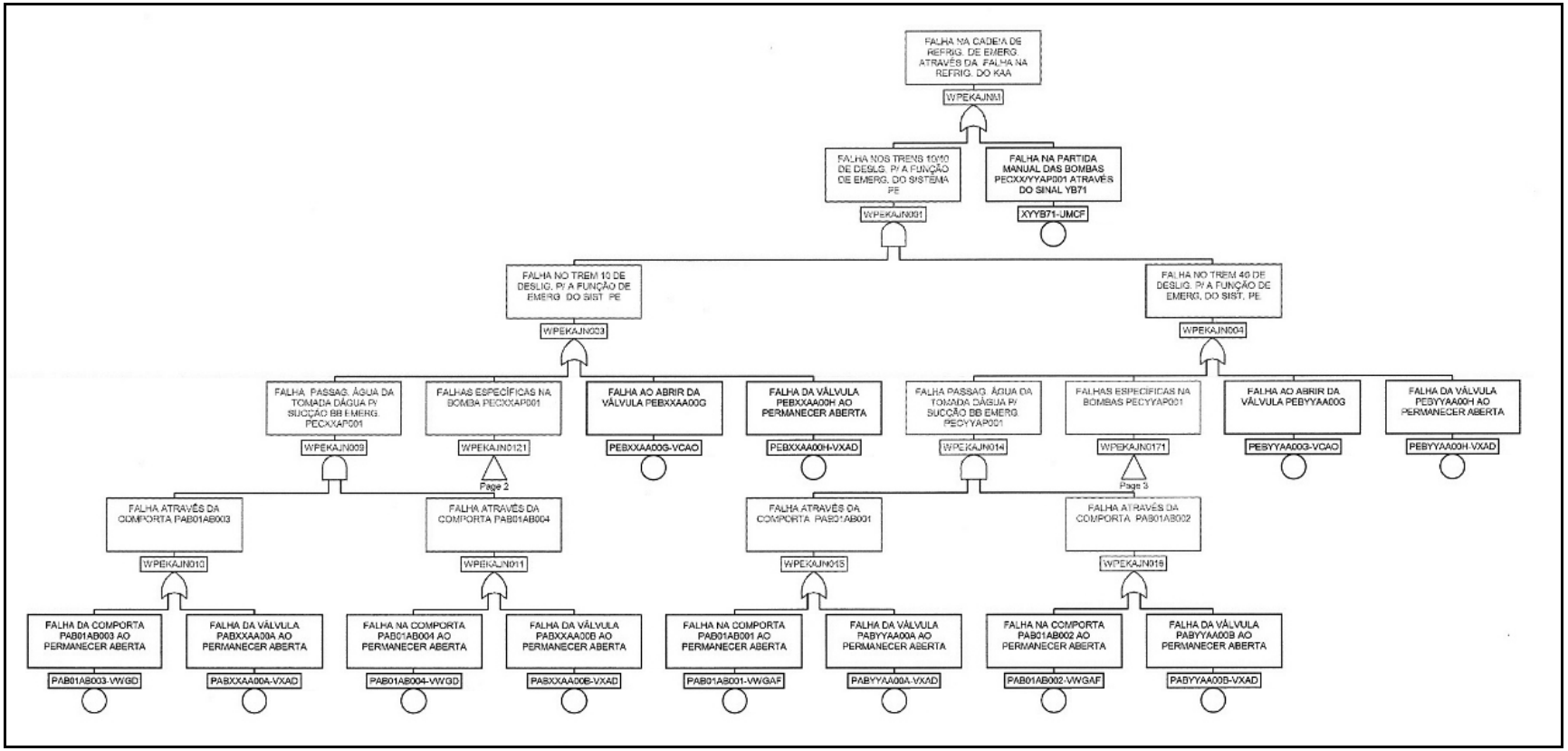


Figura 5.2a. Árvore de falhas para a estrutura modificada do sistema PE, em contexto de EVA.

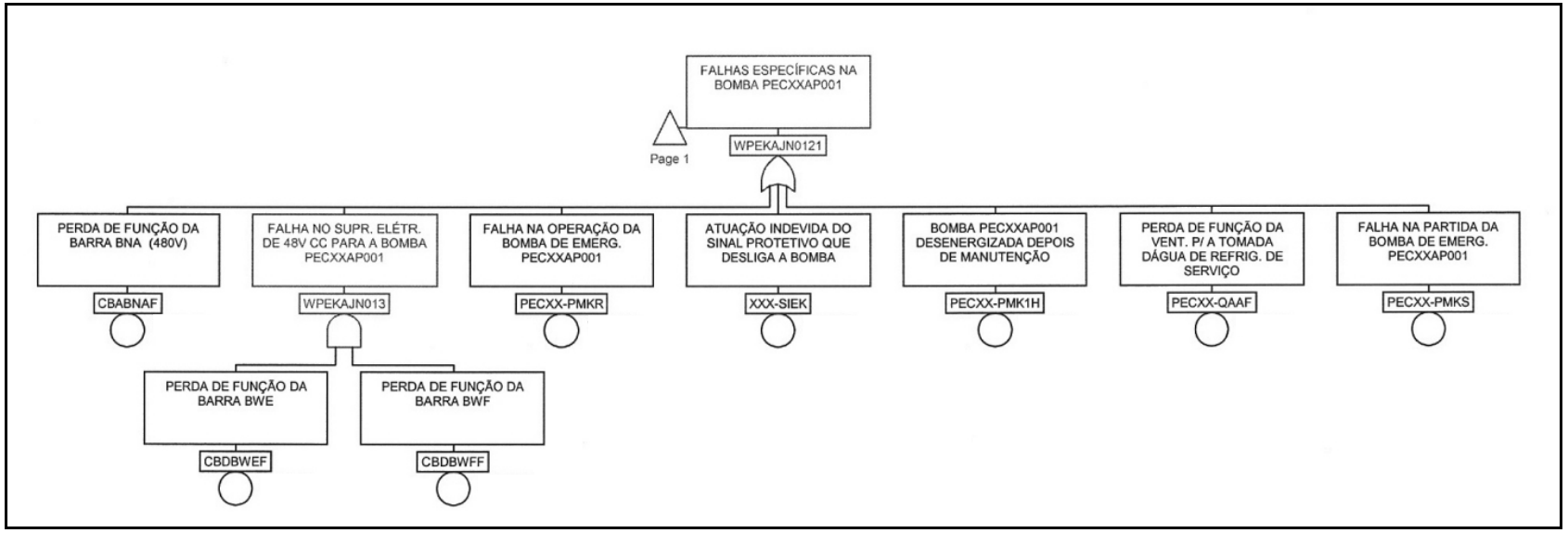


Figura 5.2b. Árvore de falhas para a estrutura modificada do sistema PE, em contexto de EVA.

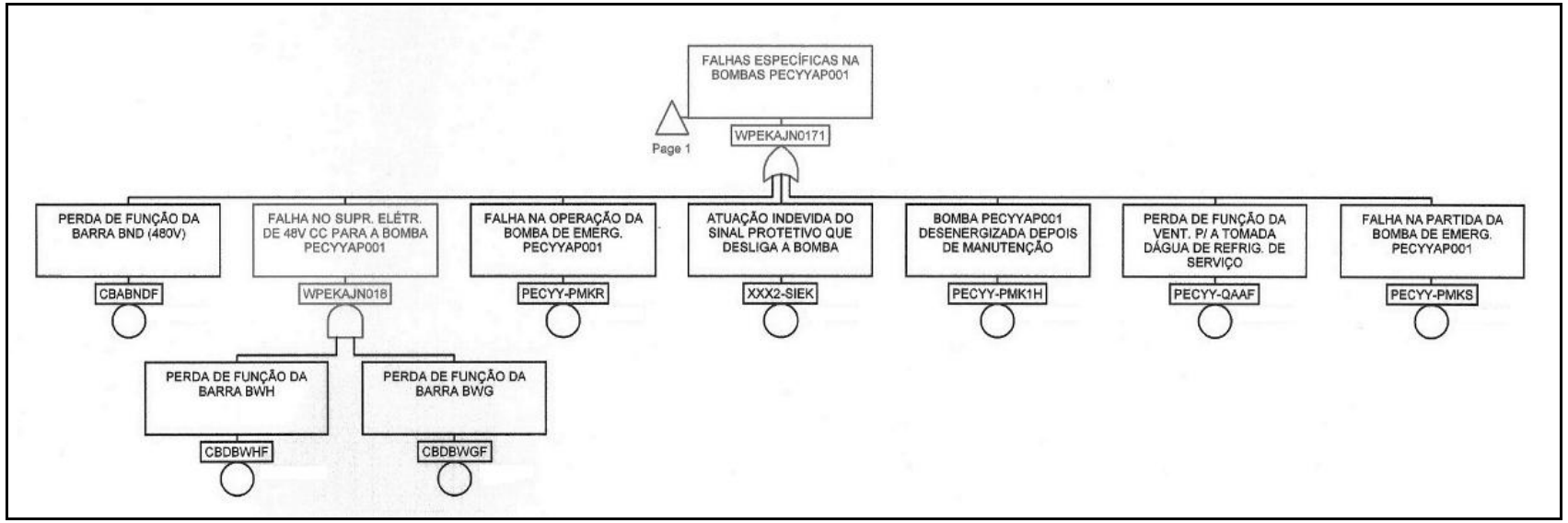


Figura 5.2c. Árvore de falhas para a estrutura modificada do sistema PE, em contexto de EVA.

O próximo capítulo apresentará e discutirá os resultados da quantificação das árvores desenvolvidas neste capítulo, a fim de se estabelecer uma comparação entre o projeto atual do sistema e o projeto proposto.

Capítulo 6

– Resultados e Discussão –

6.1. Introdução

Os resultados apresentados nesse capítulo são provenientes de uma análise de confiabilidade realizada para o Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE) da usina nuclear de Angra 2. A análise é focada na operação das bombas de água de refrigeração de serviço de emergência desse sistema que, segundo especificações técnicas, devem estar disponíveis para atuar num cenário de evento externo. O estudo tem como objetivo averiguar a viabilidade de redução de componentes necessários de atuação nesse contexto característico, do ponto de vista de se promover um ganho na confiabilidade do sistema. Apesar do estudo não englobar uma análise de custos envolvidos em testes e manutenções de componentes, considera-se plausível que, uma vez comprovada a redução da falha do sistema por uma conseqüente redução de componentes necessários para promover o desligamento seguro do reator, é esperado um ganho, também, do ponto de vista econômico.

As soluções foram obtidas através da metodologia de análise por árvores de falhas, considerando todas as possíveis combinações de contribuição de falha que levam ao evento topo de falha da função do sistema.

6.2. Resultados da Quantificação para as Estruturas Atual e Modificada do Sistema

6.2.1. Considerações gerais da quantificação

Os dados utilizados para a avaliação quantitativa do estudo são provenientes de uma base de dados genérica, já anteriormente mencionada [33]. Na base de dados considerada, as taxas de falha são assumidas constantes. Logo, para uma dada taxa de falha λ, tem-se sua confiabilidade dada por $R(t)$, onde:

$$R(t) = \exp\left[-\lambda t\right]. \tag{6.1}$$

Similarmente, tem-se a probabilidade de falha dada por:

$$1 - R(t) = 1 - \exp[-\lambda t]. \tag{6.2}$$

As probabilidades de falha calculadas mediante as taxas de falha dos componentes correspondentes, associadas aos tempos de missão ou demanda, estão apresentadas em uma planilha construída através do *software* Microsoft ® Excel 2003, apresentada no Apêndice D.

Como suplemento para o processo de quantificação, utilizou-se a ferramenta PRAQUANT, que é um programa que permite relacionar todas as entradas do processo de quantificação (importação da lógica das árvores de falha e dados), processá-las mediante a ferramenta FORTE, que é uma ferramenta de quantificação integrada ao CAFTA, e obter os resultados (cortes mínimos) [32].

Os cortes mínimos permitem entender os principais contribuintes para que ocorra a falha do sistema.

6.2.2. Resultado da quantificação para a estrutura atual do Sistema PE

Diante do processo de quantificação realizado de acordo com o mencionado no item anterior, pôde-se gerar um relatório de cortes mínimos da árvore de falhas para a configuração atual do sistema (4 bombas de água de refrigeração de serviço de emergência), estabelecendo a contribuição de cada corte mínimo possível e apresentando a probabilidade de ocorrência do evento topo, ou seja, a probabilidade de falha da função do sistema para o contexto analisado.

As Figuras 6.1.a a 6.1.i apresentam o relatório de cortes mínimos da árvore de falhas para a estrutura atual do sistema. No relatório, a primeira coluna apresenta a probabilidade de cada corte mínimo representado na quarta coluna. A segunda coluna representa o percentual cumulativo das probabilidades dos cortes mínimos em relação à probabilidade do evento topo.

Cutset Report

WPEKAJN = 1,63E-04 (Probability)

Probability	%	Class	Inputs...	
9,00E-06	5.5%		PEC50-PMK1H	PEC80-PMK1H
9,00E-06	11.1%		PEC50-PMK1H	PEC82-PMK1H
9,00E-06	16.6%		PEC52-PMK1H	PEC80-PMK1H
9,00E-06	22.1%		PEC52-PMK1H	PEC82-PMK1H
5,52E-06	25.5%		YB71-UMCF	
5,10E-06	28.7%		PEC50-PMK1H	PEC80-PMKS
5,10E-06	31.8%		PEC50-PMK1H	PEC82-PMKS
5,10E-06	34.9%		PEC50-PMKS	PEC80-PMK1H
5,10E-06	38.1%		PEC50-PMKS	PEC82-PMK1H
5,10E-06	41.2%		PEC52-PMK1H	PEC80-PMKS
5,10E-06	44.3%		PEC52-PMK1H	PEC82-PMKS
5,10E-06	47.5%		PEC52-PMKS	PEC80-PMK1H
5,10E-06	50.6%		PEC52-PMKS	PEC82-PMK1H
3,96E-06	53.0%		PEC50-PMK1H	PEC80-PMKR
3,96E-06	55.5%		PEC50-PMK1H	PEC82-PMKR
3,96E-06	57.9%		PEC50-PMKR	PEC80-PMK1H
3,96E-06	60.3%		PEC50-PMKR	PEC82-PMK1H
3,96E-06	62.8%		PEC52-PMK1H	PEC80-PMKR
3,96E-06	65.2%		PEC52-PMK1H	PEC82-PMKR
3,96E-06	67.6%		PEC52-PMKR	PEC80-PMK1H
3,96E-06	70.0%		PEC52-PMKR	PEC82-PMK1H
2,89E-06	71.8%		PEC50-PMKS	PEC80-PMKS
2,89E-06	73.6%		PEC50-PMKS	PEC82-PMKS
2,89E-06	75.4%		PEC52-PMKS	PEC80-PMKS
2,89E-06	77.1%		PEC52-PMKS	PEC82-PMKS
2,24E-06	78.5%		PEC50-PMKR	PEC80-PMKS
2,24E-06	79.9%		PEC50-PMKR	PEC82-PMKS
2,24E-06	81.3%		PEC50-PMKS	PEC80-PMKR
2,24E-06	82.7%		PEC50-PMKS	PEC82-PMKR
2,24E-06	84.0%		PEC52-PMKR	PEC80-PMKS
2,24E-06	85.4%		PEC52-PMKR	PEC82-PMKS
2,24E-06	86.8%		PEC52-PMKS	PEC80-PMKR
2,24E-06	88.2%		PEC52-PMKS	PEC82-PMKR
1,74E-06	89.2%		PEC50-PMKR	PEC80-PMKR
1,74E-06	90.3%		PEC50-PMKR	PEC82-PMKR
1,74E-06	91.4%		PEC52-PMKR	PEC80-PMKR

Figura 6.1.a. Relatório de cortes mínimos da configuração atual do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...	
1,74E-06	93.5%		PEC52-PMKR	PEC82-PMKR
4,32E-07	93.8%		PEC50-PMK1H	PEC80-QAAF
4,32E-07	94.1%		PEC50-PMK1H	PEC82-QAAF
4,32E-07	94.3%		PEC50-QAAF	PEC80-PMK1H
4,32E-07	94.6%		PEC50-QAAF	PEC82-PMK1H
4,32E-07	94.8%		PEC52-PMK1H	PEC80-QAAF
4,32E-07	95.1%		PEC52-PMK1H	PEC82-QAAF
4,32E-07	95.4%		PEC52-QAAF	PEC80-PMK1H
4,32E-07	95.6%		PEC52-QAAF	PEC82-PMK1H
2,45E-07	95.8%		PEC50-PMKS	PEC80-QAAF
2,45E-07	95.9%		PEC50-PMKS	PEC82-QAAF
2,45E-07	96.1%		PEC50-QAAF	PEC80-PMKS
2,45E-07	96.2%		PEC50-QAAF	PEC82-PMKS
2,45E-07	96.4%		PEC52-PMKS	PEC80-QAAF
2,45E-07	96.5%		PEC52-PMKS	PEC82-QAAF
2,45E-07	96.7%		PEC52-QAAF	PEC80-PMKS
2,45E-07	96.8%		PEC52-QAAF	PEC82-PMKS
1,90E-07	97.0%		PEC50-PMKR	PEC80-QAAF
1,90E-07	97.1%		PEC50-PMKR	PEC82-QAAF
1,90E-07	97.2%		PEC50-QAAF	PEC80-PMKR
1,90E-07	97.3%		PEC50-QAAF	PEC82-PMKR
1,90E-07	97.4%		PEC52-PMKR	PEC80-QAAF
1,90E-07	97.5%		PEC52-PMKR	PEC82-QAAF
1,90E-07	97.7%		PEC52-QAAF	PEC80-PMKR
1,90E-07	97.8%		PEC52-QAAF	PEC82-PMKR
1,37E-07	97.9%		PAB01AB001-VWGD	PEC50-PMK1H
1,37E-07	97.9%		PAB01AB001-VWGD	PEC52-PMK1H
1,37E-07	98.0%		PAB01AB002-VWGD	PEC50-PMK1H
1,37E-07	98.1%		PAB01AB002-VWGD	PEC52-PMK1H
1,37E-07	98.2%		PAB01AB003-VWGD	PEC80-PMK1H
1,37E-07	98.3%		PAB01AB003-VWGD	PEC82-PMK1H
1,37E-07	98.4%		PAB01AB004-VWGD	PEC80-PMK1H
1,37E-07	98.5%		PAB01AB004-VWGD	PEC82-PMK1H
1,29E-07	98.5%		PEB50AA001-VCAO	PEC80-PMK1H
1,29E-07	98.6%		PEB50AA001-VCAO	PEC82-PMK1H
1,29E-07	98.7%		PEB52AA001-VCAO	PEC80-PMK1H
1,29E-07	98.8%		PEB52AA001-VCAO	PEC82-PMK1H
1,29E-07	98.8%		PEB80AA001-VCAO	PEC50-PMK1H
1,29E-07	98.9%		PEB80AA001-VCAO	PEC52-PMK1H
1,29E-07	99.0%		PEB82AA001-VCAO	PEC50-PMK1H
1,29E-07	99.1%		PEB82AA001-VCAO	PEC52-PMK1H
7,75E-08	99.1%		PAB01AB001-VWGD	PEC50-PMKS
7,75E-08	99.2%		PAB01AB001-VWGD	PEC52-PMKS
7,75E-08	99.2%		PAB01AB002-VWGD	PEC50-PMKS

Figura 6.1.b. Relatório de cortes mínimos da configuração atual do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...	
7,75E-08	98.3%		PAB01AB002-VWGD	PEC52-PMKS
7,75E-08	98.3%		PAB01AB003-VWGD	PEC80-PMKS
7,75E-08	98.4%		PAB01AB003-VWGD	PEC82-PMKS
7,75E-08	98.4%		PAB01AB004-VWGD	PEC80-PMKS
7,75E-08	98.4%		PAB01AB004-VWGD	PEC82-PMKS
7,31E-08	98.5%		PEB50AA001-VCAO	PEC80-PMKS
7,31E-08	98.5%		PEB50AA001-VCAO	PEC82-PMKS
7,31E-08	98.6%		PEB52AA001-VCAO	PEC80-PMKS
7,31E-08	98.6%		PEB52AA001-VCAO	PEC82-PMKS
7,31E-08	98.7%		PEB80AA001-VCAO	PEC50-PMKS
7,31E-08	98.7%		PEB80AA001-VCAO	PEC52-PMKS
7,31E-08	98.8%		PEB82AA001-VCAO	PEC50-PMKS
7,31E-08	98.8%		PEB82AA001-VCAO	PEC52-PMKS
6,02E-08	98.8%		PAB01AB001-VWGD	PEC50-PMKR
6,02E-08	98.9%		PAB01AB001-VWGD	PEC52-PMKR
6,02E-08	98.9%		PAB01AB002-VWGD	PEC50-PMKR
6,02E-08	99.0%		PAB01AB002-VWGD	PEC52-PMKR
6,02E-08	99.0%		PAB01AB003-VWGD	PEC80-PMKR
6,02E-08	99.0%		PAB01AB003-VWGD	PEC82-PMKR
6,02E-08	99.1%		PAB01AB004-VWGD	PEC80-PMKR
6,02E-08	99.1%		PAB01AB004-VWGD	PEC82-PMKR
5,67E-08	99.1%		PEB50AA001-VCAO	PEC80-PMKR
5,67E-08	99.2%		PEB50AA001-VCAO	PEC82-PMKR
5,67E-08	99.2%		PEB52AA001-VCAO	PEC80-PMKR
5,67E-08	99.2%		PEB52AA001-VCAO	PEC82-PMKR
5,67E-08	99.3%		PEB80AA001-VCAO	PEC50-PMKR
5,67E-08	99.3%		PEB80AA001-VCAO	PEC52-PMKR
5,67E-08	99.3%		PEB82AA001-VCAO	PEC50-PMKR
5,67E-08	99.4%		PEB82AA001-VCAO	PEC52-PMKR
5,54E-08	99.4%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEC80-PMK1H
5,54E-08	99.4%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEC82-PMK1H
5,54E-08	99.5%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEC50-PMK1H
5,54E-08	99.5%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEC52-PMK1H
3,14E-08	99.5%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEC80-PMKS
3,14E-08	99.6%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEC82-PMKS
3,14E-08	99.6%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEC50-PMKS
3,14E-08	99.6%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEC52-PMKS
2,44E-08	99.6%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEC80-PMKR
2,44E-08	99.6%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEC82-PMKR
2,44E-08	99.6%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEC50-PMKR
2,44E-08	99.7%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEC52-PMKR
2,30E-08	99.7%		CBABNAF	PEC80-PMK1H
2,30E-08	99.7%		CBABNAF	PEC82-PMK1H
2,30E-08	99.7%		CBABNDF	PEC50-PMK1H

Figura 6.1.c. Relatório de cortes mínimos da configuração atual do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...	
2,30E-08	99.7%		CBABNDF	PEC52-PMK1H
2,07E-08	99.7%		PEC50-QAAF	PEC80-QAAF
2,07E-08	99.7%		PEC50-QAAF	PEC82-QAAF
2,07E-08	99.7%		PEC52-QAAF	PEC80-QAAF
2,07E-08	99.7%		PEC52-QAAF	PEC82-QAAF
1,31E-08	99.7%		CBABNAF	PEC80-PMKS
1,31E-08	99.7%		CBABNAF	PEC82-PMKS
1,31E-08	99.8%		CBABNDF	PEC50-PMKS
1,31E-08	99.8%		CBABNDF	PEC52-PMKS
1,01E-08	99.8%		CBABNAF	PEC80-PMKR
1,01E-08	99.8%		CBABNAF	PEC82-PMKR
1,01E-08	99.8%		CBABNDF	PEC50-PMKR
1,01E-08	99.8%		CBABNDF	PEC52-PMKR
6,57E-09	99.8%		PAB01AB001-VWGD	PEC50-QAAF
6,57E-09	99.8%		PAB01AB001-VWGD	PEC52-QAAF
6,57E-09	99.8%		PAB01AB002-VWGD	PEC50-QAAF
6,57E-09	99.8%		PAB01AB002-VWGD	PEC52-QAAF
6,57E-09	99.8%		PAB01AB003-VWGD	PEC80-QAAF
6,57E-09	99.8%		PAB01AB003-VWGD	PEC82-QAAF
6,57E-09	99.8%		PAB01AB004-VWGD	PEC80-QAAF
6,57E-09	99.8%		PAB01AB004-VWGD	PEC82-QAAF
6,41E-09	99.8%		PAB01AA001-VXAD	PEC50-PMK1H
6,41E-09	99.8%		PAB01AA001-VXAD	PEC52-PMK1H
6,41E-09	99.8%		PAB01AA002-VXAD	PEC50-PMK1H
6,41E-09	99.8%		PAB01AA002-VXAD	PEC52-PMK1H
6,41E-09	99.8%		PAB01AA006-VXAD	PEC80-PMK1H
6,41E-09	99.8%		PAB01AA006-VXAD	PEC82-PMK1H
6,41E-09	99.8%		PAB01AA007-VXAD	PEC80-PMK1H
6,41E-09	99.8%		PAB01AA007-VXAD	PEC82-PMK1H
6,41E-09	99.9%		PEB50AA002-VXAD	PEC80-PMK1H
6,41E-09	99.9%		PEB50AA002-VXAD	PEC82-PMK1H
6,41E-09	99.9%		PEB52AA002-VXAD	PEC80-PMK1H
6,41E-09	99.9%		PEB52AA002-VXAD	PEC82-PMK1H
6,41E-09	99.9%		PEB80AA002-VXAD	PEC50-PMK1H
6,41E-09	99.9%		PEB80AA002-VXAD	PEC52-PMK1H
6,41E-09	99.9%		PEB82AA002-VXAD	PEC50-PMK1H
6,41E-09	99.9%		PEB82AA002-VXAD	PEC52-PMK1H
6,19E-09	99.9%		PEB50AA001-VCAO	PEC80-QAAF
6,19E-09	99.9%		PEB50AA001-VCAO	PEC82-QAAF
6,19E-09	99.9%		PEB52AA001-VCAO	PEC80-QAAF
6,19E-09	99.9%		PEB52AA001-VCAO	PEC82-QAAF
6,19E-09	99.9%		PEB80AA001-VCAO	PEC50-QAAF
6,19E-09	99.9%		PEB80AA001-VCAO	PEC52-QAAF
6,19E-09	99.9%		PEB82AA001-VCAO	PEC50-QAAF

Figura 6.1.d. Relatório de cortes mínimos da configuração atual do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...	
6,19E-09	99.9%		PEB82AA001-VCAO	PEC52-QAAF
3,63E-09	99.9%		PAB01AA001-VXAD	PEC50-PMKS
3,63E-09	99.9%		PAB01AA001-VXAD	PEC52-PMKS
3,63E-09	99.9%		PAB01AA002-VXAD	PEC50-PMKS
3,63E-09	99.9%		PAB01AA002-VXAD	PEC52-PMKS
3,63E-09	99.9%		PAB01AA006-VXAD	PEC80-PMKS
3,63E-09	99.9%		PAB01AA006-VXAD	PEC82-PMKS
3,63E-09	99.9%		PAB01AA007-VXAD	PEC80-PMKS
3,63E-09	99.9%		PAB01AA007-VXAD	PEC82-PMKS
3,63E-09	99.9%		PEB50AA002-VXAD	PEC80-PMKS
3,63E-09	99.9%		PEB50AA002-VXAD	PEC82-PMKS
3,63E-09	99.9%		PEB52AA002-VXAD	PEC80-PMKS
3,63E-09	99.9%		PEB52AA002-VXAD	PEC82-PMKS
3,63E-09	99.9%		PEB80AA002-VXAD	PEC50-PMKS
3,63E-09	99.9%		PEB80AA002-VXAD	PEC52-PMKS
3,63E-09	99.9%		PEB82AA002-VXAD	PEC50-PMKS
3,63E-09	99.9%		PEB82AA002-VXAD	PEC52-PMKS
2,82E-09	99.9%		PAB01AA001-VXAD	PEC50-PMKR
2,82E-09	99.9%		PAB01AA001-VXAD	PEC52-PMKR
2,82E-09	99.9%		PAB01AA002-VXAD	PEC50-PMKR
2,82E-09	99.9%		PAB01AA002-VXAD	PEC52-PMKR
2,82E-09	99.9%		PAB01AA006-VXAD	PEC80-PMKR
2,82E-09	99.9%		PAB01AA006-VXAD	PEC82-PMKR
2,82E-09	99.9%		PAB01AA007-VXAD	PEC80-PMKR
2,82E-09	99.9%		PAB01AA007-VXAD	PEC82-PMKR
2,82E-09	100.0%		PEB50AA002-VXAD	PEC80-PMKR
2,82E-09	100.0%		PEB50AA002-VXAD	PEC82-PMKR
2,82E-09	100.0%		PEB52AA002-VXAD	PEC80-PMKR
2,82E-09	100.0%		PEB52AA002-VXAD	PEC82-PMKR
2,82E-09	100.0%		PEB80AA002-VXAD	PEC50-PMKR
2,82E-09	100.0%		PEB80AA002-VXAD	PEC52-PMKR
2,82E-09	100.0%		PEB82AA002-VXAD	PEC50-PMKR
2,82E-09	100.0%		PEB82AA002-VXAD	PEC52-PMKR
2,66E-09	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEC80-QAAF
2,66E-09	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEC82-QAAF
2,66E-09	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEC50-QAAF
2,66E-09	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEC52-QAAF
2,08E-09	100.0%		PAB01AB001-VWGD	PAB01AB003-VWGD
2,08E-09	100.0%		PAB01AB001-VWGD	PAB01AB004-VWGD
2,08E-09	100.0%		PAB01AB002-VWGD	PAB01AB003-VWGD
2,08E-09	100.0%		PAB01AB002-VWGD	PAB01AB004-VWGD
1,96E-09	100.0%		PAB01AB001-VWGD	PEB50AA001-VCAO
1,96E-09	100.0%		PAB01AB001-VWGD	PEB52AA001-VCAO
1,96E-09	100.0%		PAB01AB002-VWGD	PEB50AA001-VCAO

Figura 6.1.e. Relatório de cortes mínimos da configuração atual do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...	
1,96E-09	100.0%		PAB01AB002-VWGD	PEB52AA001-VCAO
1,96E-09	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PEB80AA001-VCAO
1,96E-09	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PEB82AA001-VCAO
1,96E-09	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PEB80AA001-VCAO
1,96E-09	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PEB82AA001-VCAO
1,85E-09	100.0%		PEB50AA001-VCAO	PEB80AA001-VCAO
1,85E-09	100.0%		PEB50AA001-VCAO	PEB82AA001-VCAO
1,85E-09	100.0%		PEB52AA001-VCAO	PEB80AA001-VCAO
1,85E-09	100.0%		PEB52AA001-VCAO	PEB82AA001-VCAO
1,11E-09	100.0%		CBABNAF	PEC80-QAAF
1,11E-09	100.0%		CBABNAF	PEC82-QAAF
1,11E-09	100.0%		CBABNDF	PEC50-QAAF
1,11E-09	100.0%		CBABNDF	PEC52-QAAF
8,43E-10	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PAB01AB001-VWGD
8,43E-10	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PAB01AB002-VWGD
8,43E-10	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PAB01AB003-VWGD
8,43E-10	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PAB01AB004-VWGD
7,95E-10	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEB80AA001-VCAO
7,95E-10	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEB82AA001-VCAO
7,95E-10	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEB50AA001-VCAO
7,95E-10	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEB52AA001-VCAO
3,50E-10	100.0%		CBABNAF	PAB01AB001-VWGD
3,50E-10	100.0%		CBABNAF	PAB01AB002-VWGD
3,50E-10	100.0%		CBABNDF	PAB01AB003-VWGD
3,50E-10	100.0%		CBABNDF	PAB01AB004-VWGD
3,42E-10	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	JRQ73ER401ZE21-SIEK
3,30E-10	100.0%		CBABNAF	PEB80AA001-VCAO
3,30E-10	100.0%		CBABNAF	PEB82AA001-VCAO
3,30E-10	100.0%		CBABNDF	PEB50AA001-VCAO
3,30E-10	100.0%		CBABNDF	PEB52AA001-VCAO
3,08E-10	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PEC50-QAAF
3,08E-10	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PEC52-QAAF
3,08E-10	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PEC50-QAAF
3,08E-10	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PEC52-QAAF
3,08E-10	100.0%		PAB01AA006-VXAD	PEC80-QAAF
3,08E-10	100.0%		PAB01AA006-VXAD	PEC82-QAAF
3,08E-10	100.0%		PAB01AA007-VXAD	PEC80-QAAF
3,08E-10	100.0%		PAB01AA007-VXAD	PEC82-QAAF
3,08E-10	100.0%		PEB50AA002-VXAD	PEC80-QAAF
3,08E-10	100.0%		PEB50AA002-VXAD	PEC82-QAAF
3,08E-10	100.0%		PEB52AA002-VXAD	PEC80-QAAF
3,08E-10	100.0%		PEB52AA002-VXAD	PEC82-QAAF
3,08E-10	100.0%		PEB80AA002-VXAD	PEC50-QAAF
3,08E-10	100.0%		PEB80AA002-VXAD	PEC52-QAAF

Figura 6.1.f. Relatório de cortes mínimos da configuração atual do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...	
3,08E-10	100.0%		PEB82AA002-VXAD	PEC50-QAAF
3,08E-10	100.0%		PEB82AA002-VXAD	PEC52-QAAF
1,42E-10	100.0%		CBABNAF	JRQ73ER401ZE21-SIEK
1,42E-10	100.0%		CBABNDF	JRM73ER101ZE21-SIEK
9,74E-11	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PAB01AB003-VWGD
9,74E-11	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PAB01AB004-VWGD
9,74E-11	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PAB01AB003-VWGD
9,74E-11	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PAB01AB004-VWGD
9,74E-11	100.0%		PAB01AA006-VXAD	PAB01AB001-VWGD
9,74E-11	100.0%		PAB01AA006-VXAD	PAB01AB002-VWGD
9,74E-11	100.0%		PAB01AA007-VXAD	PAB01AB001-VWGD
9,74E-11	100.0%		PAB01AA007-VXAD	PAB01AB002-VWGD
9,74E-11	100.0%		PAB01AB001-VWGD	PEB50AA002-VXAD
9,74E-11	100.0%		PAB01AB001-VWGD	PEB52AA002-VXAD
9,74E-11	100.0%		PAB01AB002-VWGD	PEB50AA002-VXAD
9,74E-11	100.0%		PAB01AB002-VWGD	PEB52AA002-VXAD
9,74E-11	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PEB80AA002-VXAD
9,74E-11	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PEB82AA002-VXAD
9,74E-11	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PEB80AA002-VXAD
9,74E-11	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PEB82AA002-VXAD
9,18E-11	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PEB50AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PEB52AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PEB50AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PEB52AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PAB01AA006-VXAD	PEB80AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PAB01AA006-VXAD	PEB82AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PAB01AA007-VXAD	PEB80AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PAB01AA007-VXAD	PEB82AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PEB50AA001-VCAO	PEB80AA002-VXAD
9,18E-11	100.0%		PEB50AA001-VCAO	PEB82AA002-VXAD
9,18E-11	100.0%		PEB50AA002-VXAD	PEB80AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PEB50AA002-VXAD	PEB82AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PEB52AA001-VCAO	PEB80AA002-VXAD
9,18E-11	100.0%		PEB52AA001-VCAO	PEB82AA002-VXAD
9,18E-11	100.0%		PEB52AA002-VXAD	PEB80AA001-VCAO
9,18E-11	100.0%		PEB52AA002-VXAD	PEB82AA001-VCAO
5,90E-11	100.0%		CBABNAF	CBABNDF
3,95E-11	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PAB01AA001-VXAD
3,95E-11	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PAB01AA002-VXAD
3,95E-11	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEB80AA002-VXAD
3,95E-11	100.0%		JRM73ER101ZE21-SIEK	PEB82AA002-VXAD
3,95E-11	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PAB01AA006-VXAD
3,95E-11	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PAB01AA007-VXAD
3,95E-11	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEB50AA002-VXAD

Figura 6.1.g. Relatório de cortes mínimos da configuração atual do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...		
3,95E-11	100.0%		JRQ73ER401ZE21-SIEK	PEB52AA002-VXAD	
1,64E-11	100.0%		CBABNAF	PAB01AA001-VXAD	
1,64E-11	100.0%		CBABNAF	PAB01AA002-VXAD	
1,64E-11	100.0%		CBABNAF	PEB80AA002-VXAD	
1,64E-11	100.0%		CBABNAF	PEB82AA002-VXAD	
1,64E-11	100.0%		CBABNDF	PAB01AA006-VXAD	
1,64E-11	100.0%		CBABNDF	PAB01AA007-VXAD	
1,64E-11	100.0%		CBABNDF	PEB50AA002-VXAD	
1,64E-11	100.0%		CBABNDF	PEB52AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PAB01AA006-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PAB01AA007-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PEB50AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA001-VXAD	PEB52AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PAB01AA006-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PAB01AA007-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PEB50AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA002-VXAD	PEB52AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA006-VXAD	PEB80AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA006-VXAD	PEB82AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA007-VXAD	PEB80AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PAB01AA007-VXAD	PEB82AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PEB50AA002-VXAD	PEB80AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PEB50AA002-VXAD	PEB82AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PEB52AA002-VXAD	PEB80AA002-VXAD	
4,56E-12	100.0%		PEB52AA002-VXAD	PEB82AA002-VXAD	
3,05E-13	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEC80-PMK1H
3,05E-13	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEC82-PMK1H
3,05E-13	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEC50-PMK1H
3,05E-13	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEC52-PMK1H
1,73E-13	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEC80-PMKS
1,73E-13	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEC82-PMKS
1,73E-13	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEC50-PMKS
1,73E-13	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEC52-PMKS
1,34E-13	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEC80-PMKR
1,34E-13	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEC82-PMKR
1,34E-13	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEC50-PMKR
1,34E-13	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEC52-PMKR
1,46E-14	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEC80-QAAF
1,46E-14	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEC82-QAAF
1,46E-14	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEC50-QAAF
1,46E-14	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEC52-QAAF
4,63E-15	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PAB01AB001-VWGD
4,63E-15	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PAB01AB002-VWGD
4,63E-15	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PAB01AB003-VWGD

Figura 6.1.h. Relatório de cortes mínimos da configuração atual do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...			
4,63E-15	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PAB01AB004-VWGD	
4,37E-15	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEB80AA001-VCAO	
4,37E-15	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEB82AA001-VCAO	
4,37E-15	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEB50AA001-VCAO	
4,37E-15	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEB52AA001-VCAO	
1,88E-15	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	JRQ73ER401ZE21-SIEK	
1,88E-15	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	JRM73ER101ZE21-SIEK	
7,80E-16	100.0%		CBABNAF	CBDBWGF	CBDBWHF	
7,80E-16	100.0%		CBABNDF	CBDBWEF	CBDBWFF	
2,17E-16	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PAB01AA001-VXAD	
2,17E-16	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PAB01AA002-VXAD	
2,17E-16	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEB80AA002-VXAD	
2,17E-16	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEB82AA002-VXAD	
2,17E-16	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PAB01AA006-VXAD	
2,17E-16	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PAB01AA007-VXAD	
2,17E-16	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEB50AA002-VXAD	
2,17E-16	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEB52AA002-VXAD	
1,03E-20	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	CBDBWGF	CBDBWHF

Figura 6.1.i. Relatório de cortes mínimos da configuração atual do Sistema PE.

6.2.3. Resultado da quantificação para a estrutura modificada do Sistema PE

De forma análoga ao processo de quantificação realizado para a estrutura atual do Sistema PE, foi obtido o relatório de cortes mínimos da árvore de falhas para a estrutura modificada do sistema (2 bombas de água de refrigeração de serviço de emergência) com a nova probabilidade de ocorrência do evento topo.

As Figuras 6.2.a a 6.2.e apresentam o relatório de cortes mínimos da árvore de falhas para a estrutura modificada do sistema.

Cutset Report

WPEKAJNM = 4,44E-05 (Probability)

Probability	%	Class	Inputs...	
9,00E-06	20.3%		PECXX-PMK1H	PECYY-PMK1H
5,52E-06	32.7%		XYYB71-UMCF	
5,10E-06	44.2%		PECXX-PMK1H	PECYY-PMKS
5,10E-06	55.7%		PECXX-PMKS	PECYY-PMK1H
3,96E-06	64.6%		PECXX-PMK1H	PECYY-PMKR
3,96E-06	73.5%		PECXX-PMKR	PECYY-PMK1H
2,89E-06	80.0%		PECXX-PMKS	PECYY-PMKS
2,24E-06	85.1%		PECXX-PMKR	PECYY-PMKS
2,24E-06	90.1%		PECXX-PMKS	PECYY-PMKR
1,74E-06	94.1%		PECXX-PMKR	PECYY-PMKR
4,32E-07	95.0%		PECXX-PMK1H	PECYY-QAAF
4,32E-07	96.0%		PECXX-QAAF	PECYY-PMK1H
2,45E-07	96.6%		PECXX-PMKS	PECYY-QAAF
2,45E-07	97.1%		PECXX-QAAF	PECYY-PMKS
1,90E-07	97.5%		PECXX-PMKR	PECYY-QAAF
1,90E-07	98.0%		PECXX-QAAF	PECYY-PMKR
1,29E-07	98.3%		PEBXXAA00G-VCAO	PECYY-PMK1H
1,29E-07	98.5%		PEBYYAA00G-VCAO	PECXX-PMK1H
7,31E-08	98.7%		PEBXXAA00G-VCAO	PECYY-PMKS
7,31E-08	98.9%		PEBYYAA00G-VCAO	PECXX-PMKS
5,67E-08	99.0%		PEBXXAA00G-VCAO	PECYY-PMKR
5,67E-08	99.1%		PEBYYAA00G-VCAO	PECXX-PMKR
5,54E-08	99.3%		PECXX-PMK1H	XXX2-SIEK
5,54E-08	99.4%		PECYY-PMK1H	XXX-SIEK
3,14E-08	99.4%		PECXX-PMKS	XXX2-SIEK
3,14E-08	99.5%		PECYY-PMKS	XXX-SIEK
2,44E-08	99.6%		PECXX-PMKR	XXX2-SIEK
2,44E-08	99.6%		PECYY-PMKR	XXX-SIEK
2,30E-08	99.7%		CBABNAF	PECYY-PMK1H
2,30E-08	99.7%		CBABNDF	PECXX-PMK1H
2,07E-08	99.8%		PECXX-QAAF	PECYY-QAAF
1,31E-08	99.8%		CBABNAF	PECYY-PMKS
1,31E-08	99.8%		CBABNDF	PECXX-PMKS
1,01E-08	99.9%		CBABNAF	PECYY-PMKR
1,01E-08	99.9%		CBABNDF	PECXX-PMKR
6,41E-09	99.9%		PEBXXAA00H-VXAD	PECYY-PMK1H

Figura 6.2.a. Relatório de cortes mínimos da configuração modificada do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...		
6,41E-09	99.9%		PEBYYAA00H-VXAD	PECXX-PMK1H	
6,19E-09	99.9%		PEBXXAA00G-VCAO	PECYY-QAAF	
6,19E-09	100.0%		PEBYYAA00G-VCAO	PECXX-QAAF	
3,63E-09	100.0%		PEBXXAA00H-VXAD	PECYY-PMKS	
3,63E-09	100.0%		PEBYYAA00H-VXAD	PECXX-PMKS	
2,82E-09	100.0%		PEBXXAA00H-VXAD	PECYY-PMKR	
2,82E-09	100.0%		PEBYYAA00H-VXAD	PECXX-PMKR	
2,66E-09	100.0%		PECXX-QAAF	XXX2-SIEK	
2,66E-09	100.0%		PECYY-QAAF	XXX-SIEK	
1,85E-09	100.0%		PEBXXAA00G-VCAO	PEBYYAA00G-VCAO	
1,11E-09	100.0%		CBABNAF	PECYY-QAAF	
1,11E-09	100.0%		CBABNDF	PECXX-QAAF	
7,95E-10	100.0%		PEBXXAA00G-VCAO	XXX2-SIEK	
7,95E-10	100.0%		PEBYYAA00G-VCAO	XXX-SIEK	
3,42E-10	100.0%		XXX-SIEK	XXX2-SIEK	
3,30E-10	100.0%		CBABNAF	PEBYYAA00G-VCAO	
3,30E-10	100.0%		CBABNDF	PEBXXAA00G-VCAO	
3,08E-10	100.0%		PEBXXAA00H-VXAD	PECYY-QAAF	
3,08E-10	100.0%		PEBYYAA00H-VXAD	PECXX-QAAF	
1,42E-10	100.0%		CBABNAF	XXX2-SIEK	
1,42E-10	100.0%		CBABNDF	XXX-SIEK	
9,18E-11	100.0%		PEBXXAA00G-VCAO	PEBYYAA00H-VXAD	
9,18E-11	100.0%		PEBXXAA00H-VXAD	PEBYYAA00G-VCAO	
5,90E-11	100.0%		CBABNAF	CBABNDF	
3,95E-11	100.0%		PEBXXAA00H-VXAD	XXX2-SIEK	
3,95E-11	100.0%		PEBYYAA00H-VXAD	XXX-SIEK	
1,64E-11	100.0%		CBABNAF	PEBYYAA00H-VXAD	
1,64E-11	100.0%		CBABNDF	PEBXXAA00H-VXAD	
6,24E-12	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PECXX-PMK1H
6,24E-12	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	PECYY-PMK1H
4,56E-12	100.0%		PEBXXAA00H-VXAD	PEBYYAA00H-VXAD	
3,53E-12	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PECXX-PMKS
3,53E-12	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	PECYY-PMKS
2,74E-12	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PECXX-PMKR
2,74E-12	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	PECYY-PMKR
3,05E-13	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PECYY-PMK1H
3,05E-13	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PECXX-PMK1H
2,99E-13	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PECXX-QAAF
2,99E-13	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	PECYY-QAAF
2,92E-13	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PABYYAA00B-VXAD	PECXX-PMK1H
2,92E-13	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PABYYAA00A-VXAD	PECXX-PMK1H
2,92E-13	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	PECYY-PMK1H
2,92E-13	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	PECYY-PMK1H
1,73E-13	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PECYY-PMKS

Figura 6.2.b. Relatório de cortes mínimos da configuração modificada do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...		
1,73E-13	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PECXX-PMKS
1,66E-13	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PABYYAA00B-VXAD	PECXX-PMKS
1,66E-13	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PABYYAA00A-VXAD	PECXX-PMKS
1,66E-13	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	PECYY-PMKS
1,66E-13	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	PECYY-PMKS
1,34E-13	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PECYY-PMKR
1,34E-13	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PECXX-PMKR
1,28E-13	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PABYYAA00B-VXAD	PECXX-PMKR
1,28E-13	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PABYYAA00A-VXAD	PECXX-PMKR
1,28E-13	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	PECYY-PMKR
1,28E-13	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	PECYY-PMKR
8,94E-14	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PEBXXAA00G-VCAO
8,94E-14	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	PEBYYAA00G-VCAO
3,84E-14	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	XXX-SIEK
3,84E-14	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	XXX2-SIEK
1,60E-14	100.0%		CBABNAF	PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF
1,60E-14	100.0%		CBABNDF	PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD
1,46E-14	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PECYY-QAAF
1,46E-14	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PECXX-QAAF
1,40E-14	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PABYYAA00B-VXAD	PECXX-QAAF
1,40E-14	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PABYYAA00A-VXAD	PECXX-QAAF
1,40E-14	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	PECYY-QAAF
1,40E-14	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	PECYY-QAAF
1,37E-14	100.0%		PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	PECYY-PMK1H
1,37E-14	100.0%		PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD	PECXX-PMK1H
7,76E-15	100.0%		PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	PECYY-PMKS
7,76E-15	100.0%		PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD	PECXX-PMKS
6,02E-15	100.0%		PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	PECYY-PMKR
6,02E-15	100.0%		PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD	PECXX-PMKR
4,44E-15	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PEBXXAA00H-VXAD
4,44E-15	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	PEBYYAA00H-VXAD
4,37E-15	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEBYYAA00G-VCAO
4,37E-15	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEBXXAA00G-VCAO
4,19E-15	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PABYYAA00B-VXAD	PEBXXAA00G-VCAO
4,19E-15	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PABYYAA00A-VXAD	PEBXXAA00G-VCAO
4,19E-15	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	PEBYYAA00G-VCAO
4,19E-15	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	PEBYYAA00G-VCAO
1,88E-15	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	XXX2-SIEK
1,88E-15	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	XXX-SIEK
1,80E-15	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PABYYAA00B-VXAD	XXX-SIEK
1,80E-15	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PABYYAA00A-VXAD	XXX-SIEK
1,80E-15	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	XXX2-SIEK
1,80E-15	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	XXX2-SIEK
7,80E-16	100.0%		CBABNAF	CBDBWGF	CBDBWHF

Figura 6.2.c. Relatório de cortes mínimos da configuração modificada do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...			
7,80E-16	100.0%		CBABNDF	CBDBWEF	CBDBWFF	
7,48E-16	100.0%		CBABNAF	PAB01AB001-VWGAF	PABYYAA00B-VXAD	
7,48E-16	100.0%		CBABNAF	PAB01AB002-VWGAF	PABYYAA00A-VXAD	
7,48E-16	100.0%		CBABNDF	PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	
7,48E-16	100.0%		CBABNDF	PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	
6,57E-16	100.0%		PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	PECYY-QAAF	
6,57E-16	100.0%		PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD	PECXX-QAAF	
2,17E-16	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PEBYYAA00H-VXAD	
2,17E-16	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PEBXXAA00H-VXAD	
2,08E-16	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PABYYAA00B-VXAD	PEBXXAA00H-VXAD	
2,08E-16	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PABYYAA00A-VXAD	PEBXXAA00H-VXAD	
2,08E-16	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	PEBYYAA00H-VXAD	
2,08E-16	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	PEBYYAA00H-VXAD	
1,96E-16	100.0%		PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	PEBYYAA00G-VCAO	
1,96E-16	100.0%		PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD	PEBXXAA00G-VCAO	
8,43E-17	100.0%		PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	XXX2-SIEK	
8,43E-17	100.0%		PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD	XXX-SIEK	
3,50E-17	100.0%		CBABNAF	PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD	
3,50E-17	100.0%		CBABNDF	PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	
9,75E-18	100.0%		PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	PEBYYAA00H-VXAD	
9,75E-18	100.0%		PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD	PEBXXAA00H-VXAD	
4,32E-18	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD
2,11E-19	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF
2,11E-19	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD
2,03E-19	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD
2,03E-19	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD
2,03E-19	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	PABYYAA00B-VXAD
2,03E-19	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	PABYYAA00A-VXAD
1,03E-20	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	CBDBWGF	CBDBWHF
9,90E-21	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PAB01AB001-VWGAF	PABYYAA00B-VXAD
9,90E-21	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PAB01AB002-VWGAF	PABYYAA00A-VXAD
9,90E-21	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD
9,90E-21	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD
9,49E-21	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB002-VWGAF	PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD
9,49E-21	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	PABYYAA00B-VXAD
9,49E-21	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD
9,49E-21	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	PABYYAA00A-VXAD
9,49E-21	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	PABYYAA00A-VXAD
9,49E-21	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PAB01AB004-VWGD	PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD
4,64E-22	100.0%		CBDBWEF	CBDBWFF	PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD
4,64E-22	100.0%		CBDBWGF	CBDBWHF	PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD
4,44E-22	100.0%		PAB01AB001-VWGAF	PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	PABYYAA00B-VXAD
4,44E-22	100.0%		PAB01AB002-VWGAF	PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	PABYYAA00A-VXAD
4,44E-22	100.0%		PAB01AB003-VWGD	PABXXAA00B-VXAD	PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD

Figura 6.2.d. Relatório de cortes mínimos da configuração modificada do Sistema PE.

Probability	%	Class	Inputs...			
4,44E-22	100.0%		PAB01AB004-VWGD	PABXXAA00A-VXAD	PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD
2,08E-23	100.0%		PABXXAA00A-VXAD	PABXXAA00B-VXAD	PABYYAA00A-VXAD	PABYYAA00B-VXAD

Figura 6.2.e. Relatório de cortes mínimos da configuração modificada do Sistema PE.

6.3. Análise dos Resultados

Os relatórios de cortes mínimos obtidos para as estruturas analisadas do sistema constituem um meio poderoso para a identificação dos pontos fracos potenciais do sistema e o estabelecimento de mudanças de melhoria de projeto para uma tomada de decisão.

Os cortes mínimos são geralmente caracterizados como de primeira ordem, segunda ordem, etc., de acordo com o número de eventos que os compõem [11].

A Tabela 6.1 apresenta a comparação do número e ordem de cortes mínimos estabelecidos pela quantificação das árvores de falhas tanto da estrutura atual do sistema, como da estrutura modificada proposta do trabalho.

Tabela 6.1. Comparação entre número e ordem de cortes mínimos das estruturas do Sistema PE analisadas.

	Estrutura Atual do Sistema	Contribuição	Estrutura Modificada do Sistema	Contribuição
Cortes de 1ª ordem	1	$5{,}52 \times 10^{-06}$ (3,39 %)	1	$5{,}52 \times 10^{-06}$ (12,40 %)
Cortes de 2ª ordem	324	$1{,}57 \times 10^{-04}$ (96,45 %)	64	$3{,}89 \times 10^{-05}$ (87,54 %)
Cortes de 3ª ordem	36	$2{,}55 \times 10^{-12}$ ($1{,}56 \times 10^{-06}$ %)	80	$2{,}97 \times 10^{-11}$ ($6{,}7 \times 10^{-05}$ %)
Cortes de 4ª ordem	1	$1{,}03 \times 10^{-20}$ (0,16 %)	25	$5{,}66 \times 10^{-18}$ (0,06 %)

Com base na análise dos relatórios de cortes mínimos gerados, constata-se que, em geral, os cortes com probabilidades de falha mais altas são os relacionados à operação das bombas de água de refrigeração de emergência. Essa constatação vai ao encontro de que uma redução no número dessas bombas de duas para uma única em cada trem de desligamento, contribui para uma melhoria na confiabilidade do sistema, no que diz respeito à função que lhe compete no cenário de EVA estudado. É notória a redução no número de cortes mínimos de segunda ordem comparando a análise realizada para a estrutura a atual e a realizada para a proposta de modificação de projeto do sistema em estudo.

É relevante considerar, também, a redução na probabilidade de falha do sistema de uma estrutura para a outra, de $1{,}63 \times 10^{-04}$ para $4{,}44 \times 10^{-05}$.

6.3.1. Análise de sensibilidade

Considerando o fato de que tanto as árvores de falhas elaboradas, quanto os resultados obtidos da quantificação foram obtidos de uma base de dados para taxas de falhas genéricas de componentes [33], é possível estabelecer uma análise de até quanto o valor da taxa de falha genérica para as bombas de água de refrigeração de serviço de emergência da estrutura de projeto proposta (PECXXAP001 e PECYYAP001) poderia variar de forma a permanecer viável a modificação de projeto. A viabilidade dessa

análise baseia-se em caráter intuitivo, assumindo como real a taxa de falha das quatro bombas de refrigeração de emergência (PEC50/52AP001 e PEC80/82AP001) na sua atual estrutura. Embora, por hipótese de trabalho, a taxa de falha utilizada para as bombas de refrigeração de emergência seja a mesma, independente da especificidade da bomba, é relevante supor que a taxa de falha das bombas para o novo projeto pode assumir outros valores, uma vez que a nova proposta supõe bombas de potência e capacidade maiores a fim de manter o fluxo necessário de água de refrigeração para os trocadores do Sistema de Refrigeração de Componentes (KA).

Considerando a hipótese mencionada, pôde-se testar o comportamento de taxas de falha gradativamente mais altas para essas bombas, partindo-se do atual valor estabelecido na base de dados utilizada ($\lambda = 5{,}5x10^{-5}\ h^{-1}$) e observando seus impactos na probabilidade de falha do sistema.

A Tabela 6.2 apresenta a variação gradual para as taxas de falhas das bombas de refrigeração de emergência (supostamente para a nova estrutura proposta) e as probabilidades de falha do Sistema PE associadas a essas taxas.

É importante ressaltar que a transformação dessas taxas de falha das bombas em probabilidades de falha desses mesmos componentes advém do tempo de missão pertinente ao trabalho, de 24 horas, com o cálculo calcado de forma similar ao desenvolvido para a quantificação das árvores, através do apresentado no Apêndice D.

Tabela 6.2. Impacto do aumento gradual das taxas de falha das bombas de refrigeração de emergência da nova estrutura na probabilidade de falha do Sistema PE.

$\lambda_{medio}(h^{-1})$	1-R(t)=Prob. Falha do Componente	Prob. Falha do Sistema
5,50E-05	1,32E-03	4,44E-05
7,50E-05	1,80E-03	5,06E-05
8,50E-05	2,04E-03	5,39E-05
9,50E-05	2,28E-03	5,73E-05
1,05E-04	2,52E-03	6,08E-05
1,55E-04	3,71E-03	7,99E-05
2,55E-04	6,10E-03	1,27E-04
2,70E-04	6,46E-03	1,35E-04
2,80E-04	6,70E-03	1,40E-04
3,00E-04	7,17E-03	1,52E-04
3,10E-04	7,41E-03	1,57E-04
3,20E-04	7,65E-03	1,63E-04

A Figura 6.3 representa, graficamente, a curva traçada para os dados contidos na Tabela 6.2, concluindo, *a priori*, que para valores maiores da taxa de falha para as bombas em questão de até $\lambda_{medio} = 3{,}2x10^{-04}\ h^{-1}$ ainda seria vantajosa a modificação de projeto, sob o ponto de vista de confiabilidade, sem extrapolar a probabilidade de falha do sistema encontrada para a estrutura atual em vigor ($1{,}63x10^{-04}$).

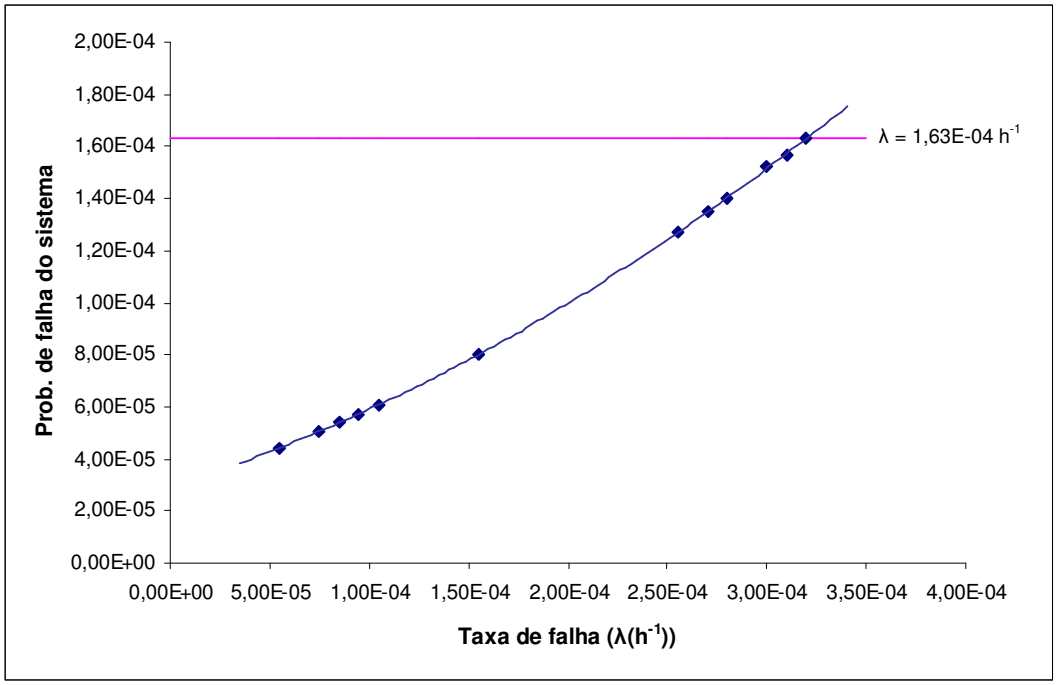


Figura 6.3. Taxas de falha das bombas de refrigeração de emergência *versus* Probabilidades de falha do Sistema.

Capítulo 7

– Conclusões e Sugestões para Trabalhos Futuros –

7.1. Conclusões

A utilização de técnicas para a avaliação de confiabilidade de sistemas, particularmente sistemas de segurança, é objeto de constante desafio na busca de melhorias que promovam uma redução da falha na função requerida do sistema.

O presente trabalho apresentou uma avaliação de confiabilidade para o Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança (PE) de Angra 2 para a sua atual configuração, disposta de 4 bombas de água de refrigeração de serviço de emergência. Posteriormente, foi realizada uma nova avaliação da confiabilidade desse sistema para uma configuração proposta de substituição das atuais quatro bombas de água de refrigeração de emergência por duas de maiores capacidade e potência. Vale ressaltar que a proposta de configuração sugerida permanece atendendo aos requisitos de segurança inerentes ao sistema, tal como tubulações específicas para resistir a eventos externos, como terremotos.

O método utilizado foi o de análise por árvores de falhas (FTA), sendo possível a identificação das principais contribuições de falhas ligadas às bombas de água de refrigeração de emergência do sistema. Para a operação dessas bombas foi contextualizado o cenário específico de atuação das mesmas, ou seja, o de eventos externos (EVA), onde exclusivamente a cadeia de refrigeração de emergência do núcleo é atuada a fim de se promover o desligamento seguro da planta.

Os dados utilizados para os componentes de operação do sistema nesse contexto foram obtidos de uma base de dados genérica da Agência Internacional de Energia Atômica.

O modelo aplicado, árvore de falhas, permite uma flexibilidade para se incorporar registros mais precisos de componentes, bem como se adaptar a outros tipos de componentes e sistemas.

Os resultados obtidos da quantificação das árvores de falhas demonstram uma redução na probabilidade de falha, em relação à configuração atual do sistema, superior a 72%. Esse fato corrobora a aplicabilidade do método de avaliação de confiabilidade

realizado, sendo suscetível a uma adaptação da metodologia aplicada a outras situações práticas e a uma possível implementação para a usina nuclear de Angra 3, embora tenha sido desconsiderada, *a priori*, uma avaliação de custos.

7.2. Sugestões para Trabalhos Futuros

No sentido de validar, de forma mais ampla, a proposta abordada no desenvolvimento do trabalho, é relevante fazer em paralelo à análise de confiabilidade realizada, uma avaliação dos custos envolvidos com testes e manutenções dos componentes pertinentes à abordagem do estudo. A integração do enfoque de caráter econômico ao ponto de vista de confiabilidade permite um poder de decisão mais fundamentado em se proceder ou não uma modificação de projeto. Embora seja esperado que com uma redução do número de componentes haja uma conseqüente redução em custos relativos à manutenção, somente uma avaliação integrada permitirá uma otimização do projeto. É válido ressaltar que com a avaliação isolada de confiabilidade realizada, a redução de componentes, mais especificamente a substituição de 4 por 2 bombas de água de refrigeração do sistema, não implicou na redução de redundâncias do sistema, permanecendo o mesmo com as redundâncias 10 e 40 para o correto funcionamento da cadeia de refrigeração de emergência.

Outra abordagem que pode ser posteriormente de grande suporte à complementação deste trabalho de dissertação é, através do resultado da Análise Probabilística de Segurança (APS) de Angra 2 que vem sendo realizada, fazer uma análise dos dados que serão levantados para todos os componentes do Sistema PE, integrando a freqüência de um evento iniciador de EVA ao sistema de segurança num único modelo. Tal modelo integrado possibilitaria processar todas as incertezas relativas aos parâmetros envolvidos no sistema, permitindo uma Tomada de Decisão baseada em Informação de Risco, conhecida como *Risk Informed Decision Making* (RIDM) [18, 37]. A metodologia de RIDM aliada às entradas geradas pela APS deve ser respaldada pelo conceito de defesa em profundidade, promovendo uma avaliação dos impactos quanto às modificações propostas, relacionando os requisitos regulatórios ao projeto e operação compatíveis com sua competência para a segurança e saúde da população.

E, também no intuito de enriquecer o presente trabalho, uma nova análise de sensibilidade baseada em um levantamento de dados reais do histórico operacional da planta pode ser realizada para a obtenção do impacto nos resultados finais dos modelos e hipóteses consideradas.

Referências Bibliográficas

[1] LEWIS, E. E., *Introduction to Reliability Engineering*. 2 ed. New York, John Wiley & Sons, 1994.

[2] NBR-5462, *Confiabilidade e Mantenabilidade*, *Normas Técnicas Brasileiras – NBR*, 1994.

[3] DHILLON, B.S., *Design Reliability Fundamentals and Applications*, Washington, D.C., 1999.

[4] VILLEMEUR, A., *Reliability, Availability, Maintainability and Safety Assessment –Volume 1: Methods and Techniques*. 1 ed. Chichester, UK, John Wiley & Sons, 1992.

[5] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, *Reactor safety study: an assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants*, WASH-1400, NUREG 75/014, 1975.

[6] FULLWOOD, R. R., *Probabilistic Safety Assessment in the Chemical and Nuclear Industries.* Boston, Butterworth-Heinemann, 1998.

[7] WATSON, H. A., BELL TELEPHONE LABORATORIES, *Launch Control Safety Study – Technical Report*, Bell Telephone Laboratories, Murray Hill, NJ, 1961.

[8] HAASL, D.F., *Advanced Concepts in Fault Tree Analysis*, System Safety Symposium, Boeing Company Seattle, June 8-9, 12, 1965.

[9] VESELY, W.E., GOLDBERG, F.F., ROBERTS, N.H. *et al*., *Fault Tree Handbook*, NUREG-0492, Washington, D.C., 1981.

[10] BROOKE, P.J., PAIGE, R.F., "Fault trees for security system design and analysis", *Computers & Securuty*, v. 22, pp. 256-264, 2003.

[11] ESCOLA POLITÉCNICA/UFRJ. *Árvores de Falhas – Módulo 08*, Material Didático utilizado no Curso de Avaliação e Gerenciamento de Riscos – AGR, UFRJ, março-setembro 2004.

[12] FUSSEL, J.B., VESELY, W.E., *A New Methodology for Obtaining Cut Sets for Fault Trees*, Trans, ANS, Vol.15, p.262, 1972.

[13] FUSSEL, J.B., HENRY, E.B., MARSHALL, N.H., *MOCUS- A Computer Program to Obtain Minimal Sets from Fault Trees*, NESC0653 ANCR-1156, August, 1974.

[14] DUTUIT, Y., HAUZY, A., "Approximate estimation of system reliability via fault tress", *Reliability Engineering and System Safety*, v. 87, pp. 163-172, 2005.

[15] KUMAMOTO, H., HENLEY, J.E., *Reliability Engineering and Risk Assessment*, Prentice-Hall, Inc., Englewood Cliffs, N.J. 07632, 1981.

[16] DEMICHELA, M., PICCININI, N., CIARAMBINO, I. *et al.*, "On the numerical solution of fault trees", *Reliability Engineering and System Safety*, v. 82, pp. 141-147, 2003.

[17] HAUPTMANNS, U., "Semi-quantitative fault tree analysis for process plant safety using frequency and probability ranges", *Journal of Loss Prevention in the Process Industries*, v. 17, pp. 339-345, 2004.

[18] SALDANHA, P.L.C., *Aspectos Gerais da Regulamentação com Informação do Risco (RIDM)*, Material Didático para Seminário sobre Aspectos Gerais da Regulamentação com Informação no Risco (RIDM), PEN/COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, março 2006.

[19] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Curso de Formação de Operadores Licenciáveis – CFOL – Visão Geral da Usina – VIGE*, outubro 1997.

[20] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Pressurized Water Reactor – Overall Single Line Diagram– YU/B/1*, Rev.17, setembro 2003.

[21] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Curso de Formação de Operadores Licenciáveis – CFOL – Conceito de Operação de Emergência – COPE*, agosto 2004.

[22] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Final Safety Analysis Report – FSAR – Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unit 2* – Rev.9, janeiro 2005.

[23] KTA - SAFETY STANDARDS OF THE NUCLEAR SAFETY STANDARDS COMISSION - KTA 2201.1. *Design of Nuclear Power Plants against Seismic Events*, junho 1990.

[24] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMISSION – REGULATORY GUIDE 1.91, *Evaluation of Explosions Postulated to Occur on Transportation Routes Near Nuclear Power Plant Sites*, janeiro, 1975.

[25] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Cálculo da Probabilidade de Impacto de Aeronaves na Usina Nuclear de Angra 2 – Technical Report GAS.T/2/BP/020001* , Rev.1, julho 2002.

[26] NUCLEN – ENGENHARIA E SERVIÇOS S.A. *System Description – Secured Service Cooling Water System PE – CE-PE-000058* , Rev.3, novembro 1996.

[27] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Secured Service Cooling Water System (Secured Service and Emergency Service Cooling Water Pumps) PEB/PEC – XG-PE-046026*, Rev. 7, abril 2005.

[28] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Curso de Formação de Operadores Licenciáveis – CFOL – Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança – PE*, abril 2001.

[29] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Manual de Operação da Usina – MOU – Sistema de Refrigeração de Serviço de Segurança PEB/C*, junho 2005.

[30] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Diagramas Lógicos YF-PEC50/52/80/82AP001*, dezembro 1989.

[31] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Manual de Operação da Usina – MOU – Impactos Externos durante Operação à Potência*, janeiro 2004.

[32] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE and DATA SYSTEMS & SOLUTIONS, LCC. *CAFTA Fault Tree Analysis System User's Manual*, Versão 5.2, California, abril 2005.

[33] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment*, IAEA-TECDOC-478, Vienna, 1988.

[34] LE BOT, P., "Human reliability data, human error and accident models – illustration through the Three Mile Island accident analysis", *Reliability Engineering and System Safety*, v. 83, pp. 153-167, 2004.

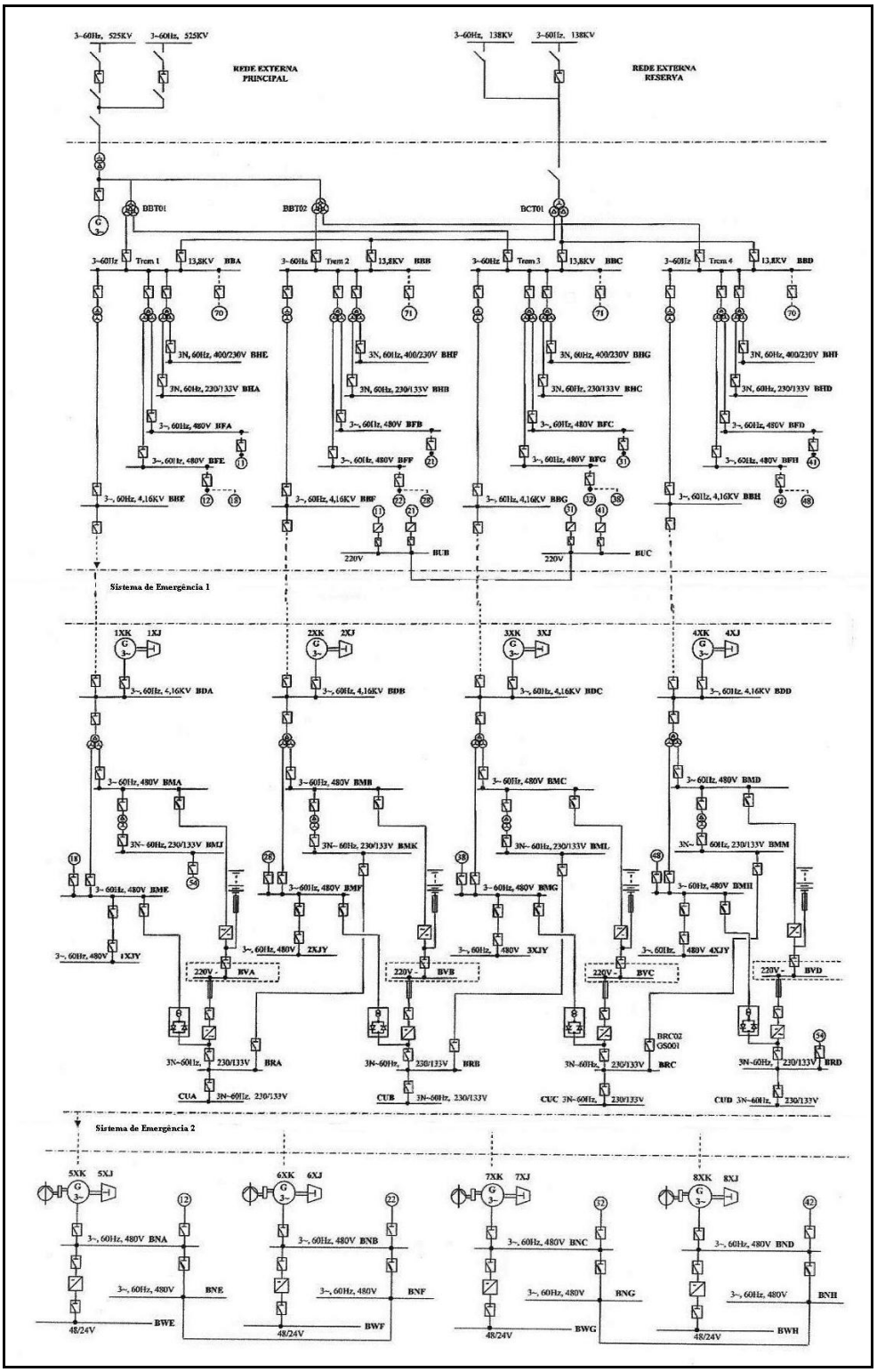
[35] SWAIN, A.D., GUTTMANN, H.E., *Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications – Final Report*, NUREG/CR-1278, RX, AN., 1983.

[36] ELETROBRÁS TERMONUCLEAR S.A. - *Curso de Formação de Operadores Licenciáveis – CFOL – Eventos Externos, Parada da Sala de Controle de Emergência – EVA*, agosto 2004.

[37] DE SOUSA, A.L.B., *Uma Avaliação Crítica da Aplicação da Inspeção Baseada em Risco em Instalações Químicas e Nucleares*. Dissertação de M.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, 2004.

Apêndice A

– Esquema do Sistema Elétrico de Angra 2 –



Apêndice B

– Fontes Utilizadas para a Base de Dados da IAEA –

NOME DAS FONTES
HWR assessment
EPRI-NP-2433, Diesel-Generator Reliability at Nuclear power Plants: Data and Preliminary Analysis, Science Application, Inc., June, 1982.
German Risk Study (Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke), GRS, FRG, 1979.
IEEE Standard 500, IEEE Guide to he Collection and Presentation of Electrical, Electronic, Sensing Component, and Mechanical Equipment Reliability Data for Nuclear-Power Generating Stations, Appendix D, Reliability Data for Nuclear-Power Generating Stations, IEEE 1984.
NUREG/CR-2728 Interim Reliability Evaluation Program Procedure Guide, Sandia National Laboratories, January 1983.
NUREG/CR-1205 Data Summaries of Licencee Events Reports of Pumps at U.S. Commercial Nuclear Power Plants EG & Idaho, Inc., January 1982.
NUREG/CR-1331 Data Summaries of Licencee Event Reports of Control Rods and Drive Mechanisms at US Commercial Nuclear Power Plants, EG & G Idaho, Feb, 1980.
NUREG/CR-1363 Data Summaries of Licencee Event Reports of Valves at US Commercial Nuclear Power Plants, EG & G Idaho, Inc., October 1982.
NUREG/CR-1740 Data Summaries of Licencee Event Reports of Selected Instrumentation and Control Components at US Commercial Nuclear Power Plants EG & G Idaho, Inc., July, 1984.
NUREG/CR-2815 Probabilistic Safety Analysis Procedure Guide, Brookhaven National Laboratory, August 1985.
NUREG/CR-2886 In-Plant Reliability Data Base for Nuclear Plant Components: Interim Data Report, the Pump Component, Oak Ridge National Lab, December 1982.
NUREG/CR-3831 In-Plant Reliability Data Base for Nuclear Plant Components: Interim Data Report, Diesel Generators, Batteries, Charges and Inverters. Oak Ridge National Lab, January 1985.
NUREG/CR 4550 Vol.1 Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events: Methodology Guidelines, September, 1987.
NUREG/CR 4550 Vol.3 Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events: Surry, Unit 1. Sandia National Laboratory, November 1986.
NASC 60, OCONEE PRA, A Probabilistic Risk Assessment of Oconne Unit 3, The Nuclear Safety Research Center, EPRI, and Duke Power Co..June, 1984.
Old PWR Reactor
Shoreham Nuclear Power Station Probabilistic Safety Assessment, Science Application, Inc.
PWR/RX 312 Sizewell 'B' PWR Pre-Construction Safety Report, Component Failure Data for PWR System Reliability Assessment, NNC, UK, June, 1982.
RKS 85-25 Reliability Data Book for Components in Swedish Nuclear Power Plants, RKS, SKI Sweden
WASH-1400, Reactor Safety Study, An Assessment of Accident in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, US NRC, October, 1975.
Zion Nuclear Power Station, Probabilistic Safety Study, Commonwealth Edison Co., 1981

Apêndice C

– Definição e Código para Modos de Falha –

MODO DE FALHA	CÓDIGO PARA MODO DE FALHA
TODOS OS MODOS	A
DEGRADAÇÃO	B
FALHA EM MUDAR DE POSIÇÃO	C
FALHA EM PERMANECER NA POSIÇÃO	D
FALHA EM FECHAR	E
FALHA NA FUNÇÃO	F
CURTO COM O TERRA	G
CURTO-CIRCUITO	H
DESCONEXÃO DE CIRCUITO ELÉTRICO	I
OBSTRUÇÃO/RUPTURA	J
ATUAÇÃO ESPÚRIA	K
FALHA EM ABRIR	O
OBSTRUÇÃO	Q
FALHA EM OPERAR	R
FALHA NA PARTIDA	S
RUPTURA	T
OUTRAS FALHAS CRÍTICAS	X
VAZAMENTO/VAZAMENTO EXTERNO	Y
QUEDA DA BARRA DE CONTROLE	1
FALHA NA INSERÇÃO	2
MOVEMENTO INADEQUADO	3
FALHA NA BARRA DE CONTROLE	4
AQUECIMENTO EXCESSIVO	5
VAZAMENTO (COMPONENTE DO VASO DO REATOR)	6
VAZAMENTO (TUBULAÇÃO)	7
VAZAMENTO INTERNO	8

Dentre os modos de falha apresentados neste apêndice, vale ressaltar que o modo de falha *Todos os Modos* caracteriza qualquer falha que possa ocorrer ao componente. É usada em casos onde a definição do modo de falha ou o dado para um modo de falha particular não é disponível.

Apêndice D

– Cálculo das Probabilidades de Falha mediante Base de Dados da IAEA –

Código	Denominação	Modo de Falha	$\lambda_{medio}(h^{-1})$	t (h)	$\lambda_{medio}(d^{-1})$	d	Prob.Falha	R(t)	1-R(t)=Prob. Falha
PMKRH	bomba motorizada de água de serviço	FALHA EM OPERAR	0,000055	24				0,998680871	0,001319129
PMKSH	bomba motorizada de água de serviço	FALHA NA PARTIDA			0,0017	1	0,0017	0,9983	0,0017
CB5HT	barra de corrente alternada <=500v	CURTO-CIRCUITO	0,00000032	24				0,99999232	$7,67997x10^{-06}$
CBDFO	barra de corrente contínua	FALHA NA FUNÇÃO	0,00000042	24				0,99998992	$1,00799x10^{-05}$
VCAOZ	válvula de retenção para sistemas de RCR	FALHA EM ABRIR			0,000043	1	0,000043	0,999957	$4,3x10^{-05}$
VXADO	válvula manual geral	FALHA EM PERMANECER NA POSIÇÃO	0,000000089	24				0,999997864	$2,136x10^{-06}$
VWGAE	válvula-comporta	TODOS OS MODOS	0,0000019	24				0,999954401	$4,5599x10^{-05}$
UMCFF	dispositivo de controle manual	FALHA NA FUNÇÃO	0,00000023	24				0,99999448	$5,51998x10^{-06}$
SIEKT	dispositivo de limite eletrônico	ATUAÇÃO ESPÚRIA	0,00000077	24				0,99998152	$1,84798x10^{-05}$
QAAFB	refrigerador de ar	FALHA NA FUNÇÃO	0,000006	24				0,99985601	0,00014399