INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES

Autarquia associada à Universidade de São Paulo

ESTIMATIVA DA FREQUÊNCIA DE DANOS AO NÚCLEO DEVIDO A PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO E BLOQUEIO DE CANAL DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR DE PESQUISAS IEA-R1 DO IPEN-CNEN/SP - APS NÍVEL 1

DANIEL MASSAMI HIRATA

Dissertação apresentada como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Mestre em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear – Reatores.

Orientador:
Dra. Gaianê Sabundjian

SÃO PAULO

2009

DEDICATÓRIA

À querida e amada esposa Helenice, sempre ao meu lado, ajudando-me a superar todas as dificuldades que surgem ao longo do caminho.

Às amadas filhas, Laura e Luíza, cujas existências representam alegria e esperança.

À amiga Gaianê, sempre alegre e disposta a ajudar ao próximo.

AGRADECIMENTOS

À minha esposa Helenice pelo amor, carinho, dedicação, paciência e palavras de estímulo.

Às minhas filhas Laura e Luíza pelo amor, carinho, compreensão, paciência e incentivo.

À orientadora Dra. Gaianê Sabundjan pelo apoio, competência e incansável dedicação durante todas as etapas do trabalho.

Ao Luis Sérgio de Carvalho pela inestimável colaboração para a melhoria da qualidade deste trabalho.

Ao José Roberto Berretta pela presteza e precisão ao fornecer informações sobre o IEA-R1.

Ao Norio Yasuda pela execução dos diagramas unifilares.

Ao meu irmão Flavio Hirata pela colaboração durante a elaboração do texto.

Ao Claudio Souza do Nascimento pela colaboração no texto.

À Monique Moura Barroso Ramos pelos esclarecimentos em relação a tópicos da estatística.

A Patrícia da Silva Pagetti de Oliveira pela cessão de material de consulta.

Aos colegas da Divisão de Análise de Segurança pelo apoio e incentivo.

A Direção do CTMSP que permitiu minha participação nas atividades do Curso de Pós-Graduação.

A todos que me tem ajudado a ver o mundo com outros sentidos.

ESTIMATIVA DA FREQUÊNCIA DE DANOS AO NÚCLEO DEVIDO A PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO E BLOQUEIO DE CANAL DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR DE PESQUISAS IEA-R1 DO IPEN-CNEN/SP - APS NÍVEL 1

Daniel Massami Hirata

RESUMO

Neste trabalho é aplicada a metodologia da Análise Probabilística de Segurança nível 1 ao reator IEA-R1. Inicialmente são descritos os eventos iniciadores de acidentes identificados no reator para duas categorias: perda de vazão e perda de refrigerante primário. Dentre eles foram escolhidos dois eventos iniciadores para análise mais detalhada do acidente e obtenção da estimativa da freqüência de danos ao núcleo devido a sua ocorrência. Foram selecionados os seguintes eventos iniciadores: bloqueio de canal de refrigeração (maior probabilidade) e perda de refrigerante por grande ruptura da tubulação do circuito primário (maiores consequências). Para modelar a evolução do acidente a partir da ocorrência do evento iniciador e da atuação ou não dos sistemas de segurança utilizou-se Árvore de Eventos. Através de Árvore de Falhas, também foi avaliada a confiabilidade dos seguintes sistemas: sistema de desligamento do reator, isolamento da piscina, sistema de resfriamento de emergência (SRE) e sistema elétrico. Como resultados foram obtidas as estimativas das frequências de danos ao núcleo do reator e as probabilidades de falha dos sistemas analisados. As freqüências de danos ao núcleo mostraram-se dentro das margens esperadas, sendo da mesma ordem de grandeza que os encontrados para reatores similares. As confiabilidades dos sistemas de desligamento do reator, de isolamento da piscina e do SRE foram satisfatórias para as condições em que estes sistemas foram exigidos. Todavia, para o sistema elétrico seria recomendável uma análise para verificar a possibilidade de modernização a fim de aumentar a sua confiabilidade.

ESTIMATIVE OF CORE DAMAGE FREQUENCY IN IPEN`S IEA-R1 RESEARCH REACTOR (PSA LEVEL 1) DUE TO THE INITIATING EVENT OF LOSS OF COOLANT CAUSED BY LARGE RUPTURE IN THE PIPE OF THE PRIMARY CIRCUIT

Daniel Massami Hirata

ABSTRACT

This work applies the methodology of Probabilistic Safety Assessment Level 1 to the research reactor IEA-R1 IPEN-CNEN/SP. Two categories of identified initiating events of accidents in the reactor are studied: loss of flow and loss of primary coolant. Among the initiating events, blockage of flow channel and loss of cooling fluid by major pipe rupture in the primary circuit are chosen for a detailed analysis. The event tree technique is used to analyze the evolution of the accident, including the actuation or the fail of actuation of the safety systems and the reactor damages. Using the fault tree the reliability of the following reactor safety systems is evaluated: reactor shutdown system, isolation of the reactor pool, Emergency Core Cooling System (ECCS) and the electric system. Estimative for the frequency of damage to the reactor core and the probability of failure of the analyzed systems are calculated. The estimated values for the frequencies of core damage are within the expected margins and are of the same order of magnitude as those found for similar reactors. The reliability of the reactor shutdown system, isolation of the reactor pool and ECCS are satisfactory for the conditions these systems are required. However, for the electric system it is suggested an upgrade to increase its reliability.

.

ÍNDICE

Página

ÍNDICE V

ABREVIATURAS VII

1 INTRODUÇÃO 9

1.1 OBJETIVO DO TRABALHO 10
1.2 MOTIVAÇÃO DO TRABALHO 11
1.3 ITENS DO TRABALHO 11

2 HISTÓRICO E REVISÃO BIBLIOGRÁFICA 13

3 METODOLOGIA UTILIZADA 17

3.1 METODOLOGIA DE UMA APS 17
3.1.1 ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA NÍVEL 1 18
3.2 FERRAMENTAS UTILIZADAS EM UMA APS NÍVEL 1 19
3.2.1 ÁRVORE DE FALHAS 19
3.2.2 ÁRVORE DE EVENTOS 20
3.3 PROGRAMA COMPUTACIONAL UTILIZADO 21
3.3.1 AVALIAÇÃO DAS ÁRVORES DE FALHAS 22
3.3.2 AVALIAÇÃO DAS ÁRVORE DE EVENTOS 25
3.3.3 MEDIDAS DE "IMPORTÂNCIA" 25
3.3.4 ANÁLISE DE INCERTEZAS 27
3.4 DESCRIÇÃO DO REATOR IEA-R1 28
3.4.1 NÚCLEO 29
3.4.2 CIRCUITO PRIMÁRIO 31
3.4.3 SISTEMA DE RESFRIAMENTO DE EMERGÊNCIA (SRE) 33
3.4.4 SISTEMAS DE PROTEÇÃO E EMERGÊNCIA 34
3.4.5 SISTEMA DE VENTILAÇÃO 34
3.4.6 SISTEMA DE ENERGIA ELÉTRICA 35

4 ANÁLISE DOS EVENTOS INICIADORES 37

4.1 DESCRIÇÃO DOS EVENTOS INICIADORES 37
4.1.1 PERDA DE VAZÃO 37
4.1.1.2 FECHAMENTO INADVERTIDO DAS VÁLVULAS DE ISOLAMENTO DA PISCINA 39
4.1.1.3 BLOQUEIO DE CANAL DE RESFRIAMENTO 39
4.1.1.4 REDUÇÃO DA VAZÃO DEVIDO A DESVIO DA VAZÃO PELO NÚCLEO 40
4.1.1.5 REDUÇÃO DA VAZÃO DE REFRIGERANTE DO PRIMÁRIO 41
4.1.2 PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO 41
4.1.2.1 RUPTURA DA FRONTEIRA DO CIRCUITO PRIMÁRIO 42
4.1.2.2 DANOS NA PISCINA 42
4.1.2.3 ESVAZIAMENTO DA PISCINA. 43
4.1.2.4 FALHAS NOS TUBOS DE IRRADIAÇÃO OU OUTRAS PENETRAÇÕES 44
4.2 ESTIMATIVA DA FREQUÊNCIA DE DANOS AO NÚCLEO 47
4.2.1 BLOQUEIO DE CANAL DE REFRIGERAÇÃO 53
4.2.1.1 ÁRVORE DE EVENTOS 56
4.2.1.2 ÁRVORE DE FALHAS 58
4.2.2 PERDA DE REFRIGERANTE POR GRANDE RUPTURA DA TUBULAÇÃO DO CIRCUITO PRIMÁRIO 61
4.2.2.1 ÁRVORE DE EVENTOS 63
4.2.2.1 ÁRVORE DE FALHAS 65

5 CONCLUSÕES 80

ANEXO A: DIAGRAMA UNIFILAR SIMPLIFICADO DO SISTEMA ELÉTRICO 83

ANEXO B: LISTA DOS EVENTOS INICIADORES IDENTIFICADOS NO RAS [5] 87

APÊNDICE A – LISTA DOS EVENTOS BÁSICOS UTILIZADOS NAS ANÁLISES COM OS RESPECTIVOS DADOS DE ENTRADA **89**

APÊNDICE B – ÁRVORES DE FALHAS PARA OS PAINÉIS ELÉTRICOS ANALISADOS **94**

APÊNDICE C – PRINCIPAIS CORTES MÍNIMOS GERADOS PELO SAPHIRE PARA O EVENTO TOPO DE FALHA NO ISOLAMENTO DA PISCINA **101**

APÊNDICE D – PRINCIPAIS CORTES MÍNIMOS GERADOS PELO SAPHIRE PARA O EVENTO TOPO DE FALHA DO SRE (PÓS-LOCA) **102**

APÊNDICE E – PRINCIPAIS CORTES MÍNIMOS GERADOS PELO SAPHIRE PARA A SEQ. 4 DA ÁRVORE DE EVENTOS DA FIG. 4.4 ..... **103**

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS **104**

LISTA DE FIGURAS

Página

FIGURA 3.1 - Configuração típica do núcleo do reator IEA-R1 29
FIGURA 3.2 - Seção longitudinal de um elemento combustível padrão utilizado no reator IEA-R1 30
FIGURA 3.3 - Fluxograma do circuito primário. 32
FIGURA 4.1 – Visualização do bloqueio de canal 55
FIGURA 4.2 - Árvore de Eventos para o evento iniciador de bloqueio de canal 58
FIGURA 4.3 - Árvore de Falhas para o evento topo – “Falha no Desligamento do Reator” 59
FIGURA 4.4 - Árvore de Eventos para o evento iniciador de ruptura da tubulação do primário 63
FIGURA 4.5 - Evento topo – falha no isolamento da piscina (1/5) 67
FIGURA 4.6 - Evento topo – falha do SRE (pós LOCA) (1/3) 72
FIGURA B.1 - Barramento essencial CCM-E/V-11 sem energia (1/2) 94
FIGURA B.2 - Barramento vital CCM-E/V-11 sem energia (1/3) 96
FIGURA B.3 - Falta 220 V no quadro QCA-V-31 99
FIGURA B.4 - Falta 220 V no quadro QCA-V-21 100

LISTA DE TABELAS

TABELA 4.1 - Dados de falha utilizados na análise 49
TABELA 4.2 - Probabilidade de falha dos sistemas analisados obtidos nas AFs 76
TABELA 4.3 - Frequência de ocorrência das sequências acidentais SEQ. 2 e SEQ. 4 76

ABREVIATURAS

AE	Árvore de Eventos
AEC	Atomic Energy Commissions
AF	Árvore de Falhas
APS	Análise Probabilística de Segurança
BWR	Boling Water Reactor
CCM	Centro de Controle de Motores
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
IAEA	Agência Internacional de Energia Atômica
INEL	Idaho National Engineering Laboratory's
IPEN	Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
IRRAS	Integrated Reliability and Risk Analysis System
LOCA	Loss of Coolant Accident
MPI	Modo de Potência Ininterrupto
MTR	Material Test Reactor
NRC	Nuclear Regulatory Commission
PSA	Probabilistic Safety Assessment
PWR	Pressurized Water Reactor
RAS	Relatório de Análise de Segurança
SAPHIRE	Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations
SC	Sala de Controle
SCRAM	Desligamento do reator
SDEE	Sistema de Distribuição Elétrica Essencial
SDEN	Sistema de Distribuição Elétrica Normal
SDEV	Sistema de Distribuição Elétrica Vital
SE	Sala de Emergência

SEQ.	Sequência Acidental
SRE	Sistema de Resfriamento de Emergência

1 INTRODUÇÃO

Com a crescente possibilidade de construção de novas usinas nucleares no Brasil é recomendável que o projeto e a operação destas plantas garantam um alto grau de segurança. Por esta razão, a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) que é o órgão licenciador brasileiro, exige que sejam realizadas simulações de alguns acidentes e transientes termo-hidráulicos, considerados como os de base de projeto [1], a fim de verificar a integridade da planta quando submetida a condições adversas. Os acidentes a serem estudados para uma instalação nuclear deverão ser aqueles que apresentam maior risco para o público. Estes acidentes podem ser identificados previamente por meio da Análise Probabilística de Segurança (APS).

A APS é uma ferramenta para a quantificação do risco associada à operação de um reator nuclear ou de outras instalações com potencial de perigo, sendo utilizada tanto na fase de projeto quanto na fase operacional da instalação. Por meio dessa análise são obtidas as probabilidades de ocorrência de acidentes, e avaliadas suas consequências, fornecendo uma estimativa numérica que pode indicar que a instalação é segura. A APS pode ser utilizada também para estimar a redução do risco que pode ser alcançada com a adoção de algumas propostas de alteração no projeto da instalação ou com algumas práticas operacionais e de manutenção. A APS é dividida em três etapas (níveis 1, 2 e 3), que abordam respectivamente: a avaliação das frequências de ocorrência de acidentes, a avaliação do termo fonte e a avaliação das consequências do acidente para o público.

Neste trabalho será abordada à APS nível 1 aplicada ao reator de pesquisa IEA-R1 instalado no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP, seguindo os procedimentos de análise recomendados nos guias de procedimento da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) [2, 3, 4].

1.1 Objetivo do trabalho

O objetivo deste trabalho é o de realizar parte da Análise Probabilística de Segurança (APS) nível 1, para o reator de pesquisa IEA-R1. Neste trabalho serão avaliados os principais eventos iniciadores de acidentes identificados e descritos no Relatório de Análise de Segurança (RAS) do IEA-R1 [5] estimando a frequência de danos ao núcleo decorrentes destes eventos iniciadores. Foram escolhidas duas categorias de eventos iniciadores: a perda de vazão e a perda de refrigerante primário. Deve-se salientar que apenas alguns acidentes dentro destas categorias são analisados, baseados nas probabilidades de ocorrências e/ou consequências que comprometam a integridade do núcleo do reator. Baseados nestes critérios foram escolhidos os seguintes eventos iniciadores de acidentes:

(a) perda de vazão: por meio do bloqueio de canal ;

(b) perda de refrigerante: pela perda de refrigerante primário por grande ruptura (LOCA – *Loss of Coolant Accident*).

Para cada um destes acidentes serão realizadas as seguintes etapas:

- elaboração da Árvore de Eventos (AE) que modela a resposta da instalação quando da ocorrência do evento iniciador;
- identificação na AE das sequências acidentais, decorrentes do evento iniciador, que levam a cenários com danos ao núcleo do reator;
- avaliação por meio de Árvores de Falhas (AFs) da confiabilidade dos sistemas de segurança, que devem atuar no sentido de mitigar a ocorrência do evento iniciador;
- quantificação da frequência de ocorrência das sequências acidentais que levam a cenários com danos ao núcleo do reator;
- comparação dos resultados com outras instalações nucleares similares.

1.2 Motivação do trabalho

A motivação deste trabalho surgiu devido à necessidade de se avaliar a segurança da operação do reator IEA-R1 quando do aumento da potência para 5 MW (th).

Neste trabalho, é analisada a confiabilidade dos principais sistemas de segurança do reator (sistema de proteção, Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE), isolamento da piscina e sistema elétrico). Assim, poderão ser identificados possíveis pontos vulneráveis em termos de segurança da instalação, permitindo a fixação de prioridades e a concentração de esforços nos pontos identificados como os mais sensíveis, ou seja, naqueles que mais podem contribuir para a melhoria da segurança da planta caso seja adotado algum tipo de alteração de projeto. Também poderá ser comparado o desempenho em termos de segurança do reator IEA-R1 com os resultados de análises realizadas em outros reatores de pesquisa similares [6, 7, 8].

1.3 Itens do trabalho

No Capítulo 2 são apresentadas uma revisão bibliográfica e uma evolução histórica da aplicação da APS na indústria nuclear. No Capítulo 3 é apresentada a metodologia da APS, seus principais fundamentos teóricos e ferramentas a serem utilizadas no trabalho. Também é apresentada uma descrição sucinta do reator IEA-R1, destacando-se os sistemas com função de segurança. No Capítulo 4 são apresentadas as análises dos eventos iniciadores, com suas hipóteses, considerações, suas Árvores de Falhas e de Eventos. No Capítulo 5 são apresentadas as conclusões, recomendações e as próximas etapas do trabalho.

No ANEXO A encontra-se o diagrama unifilar simplificado do sistema elétrico. O ANEXO B contém a lista dos eventos iniciadores analisados no RAS do IEA-R1 [5]. No APÊNDICE A estão listados os eventos básicos utilizados nas análises com o programa SAPHIRE e os respectivos dados de entrada. O APÊNDICE B apresenta as Árvores de Falhas para os painéis elétricos analisados, que foram geradas com o SAPHIRE. No APÊNDICE C encontram-se os principais cortes mínimos gerados pelo SAPHIRE para o evento topo de falha no isolamento da piscina. No APÊNDICE D são mostrados os principais cortes

mínimos gerados pelo SAPHIRE para o evento topo de falha do SRE (pós-LOCA). No APÊNDICE E estão os principais cortes mínimos gerados pelo SAPHIRE para a SEQ. 4 da Árvore de Eventos descrito no Capítulo 4 e finalmente as referências bibliográficas utilizadas no trabalho.

2 HISTÓRICO E REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

Com o crescimento do número de centrais nucleares e o aumento de suas potências no final dos anos 60 e início dos anos 70, a segurança dos reatores tornou-se um importante tema de interesse para o público. A partir daí surgiram debates sobre a confiabilidade dos sistemas de segurança e da probabilidade de ocorrência de grandes acidentes na indústria nuclear.

A abordagem determinística na análise de projetos de centrais nucleares foi complementada pelo desenvolvimento dos métodos probabilísticos, que inicialmente foram aplicados para calcular a probabilidade de eventos externos como, por exemplo, a queda de aeronaves. Posteriormente as técnicas de APS foram utilizadas para desenvolver cenários de acidentes hipotéticos que poderiam resultar em danos severos ao núcleo, e calcular a frequência de ocorrência de tais acidentes. O primeiro estudo deste tipo foi o WASH-1400 publicado em 1975 nos Estados Unidos [9] que contém a primeira avaliação do risco potencial de danos ao núcleo para dois reatores de potência dos tipos BWR (*Peach Atomic Power Station*) e PWR (*Surry Power Station UNIT 1*). Este estudo serve como um *benchmark* comparativo para outras avaliações de análise de risco. A partir daí e até o final dos anos 80 foram elaboradas mais de 70 APSs para reatores de potência ao redor do mundo, com a finalidade de demonstrar ao público o baixo risco dos reatores nucleares. As APSs das plantas nucleares de Zion, nos Estados Unidos, e Sizewell, no Reino Unido, são exemplos deste tipo de estudo [10].

O acidente em *Three Mile Island* em 1979 [9] acentuou a importância deste tipo de avaliação. Uma das recomendações feitas após o acidente foi que técnicas de análise probabilística deveriam ser utilizadas de modo a complementar os procedimentos convencionais de avaliação de segurança de centrais nucleares, e que metas probabilísticas deveriam ser desenvolvidas para facilitar a determinação de níveis aceitáveis de segurança para os reatores. Como mencionado anteriormente, um grande número de APSs de plantas genéricas e específicas foi realizado ou estão em andamento nos países da Comunidade Européia que atualmente operam centrais nucleares. Estes estudos além de estimarem o valor absoluto da probabilidade de dano ao núcleo do reator,

também procuram determinar os elementos que podem contribuir para esse dano e o grau de importância de cada um deles.

O acidente de Chernobyl em 1986 [9] revelou as potenciais consequências da falha no gerenciamento da segurança de reatores e acentuou a necessidade de se desenvolver rapidamente aplicações de APSs nas áreas de gerenciamento de segurança e prevenção de acidentes.

Em novembro de 1988 a NRC (*Nuclear Regulatory* Commission) dos Estados Unidos solicitou que as instalações nucleares realizassem um exame detalhado para identificar a vulnerabilidade da ocorrência de acidentes severos baseados na abordagem probabilística, incentivando a sua aplicação em um maior número possível de instalações. Outros países também utilizaram esta mesma abordagem tais como a Espanha, a Suécia e a França [10].

Considera-se que a utilização da APS é um instrumento de gerenciamento da segurança de centrais nucleares e oferece benefícios imediatos para aqueles que utilizam as suas técnicas no projeto e operação, e para todos aqueles que estão envolvidos no aumento da segurança de reatores. A implementação da APS pode reduzir a frequência de transientes e acidentes, e beneficiar a indústria nuclear como um todo.

Aplicações de técnicas de APS demonstraram ao longo do tempo uma habilidade única na avaliação de configurações alternativas ou modificações que poderiam ser implementadas em uma instalação já existente. Assim, fica evidente que a APS pode ser utilizada com sucesso na avaliação e gerenciamento de operações relacionadas à segurança e nas modificações habitualmente implementadas em sistemas que fazem parte do reator. Tais modificações devem ser documentadas adequadamente de modo a garantir que as atualizações nos modelos da APS reflitam precisamente a configuração atual da instalação. Este processo é denominado *Living PSA* [11] cujo elemento básico é um estudo bem estruturado, documentado, altamente detalhado e específico para a instalação. Enquanto uma APS fornece o perfil da segurança de uma instalação em um determinado momento, o *Living PSA* monitora e influencia na mudança deste perfil ao longo do tempo. Esta habilidade para monitorar o impacto nas mudanças de projeto e de processo da planta, e influenciar nas mudanças que melhoram a segurança, faz do *Living PSA* uma poderosa ferramenta para tomada de decisão. Como exemplo desse processo de melhoria podem ser citadas as seguintes

centrais nucleares: Millstone-1 (Connecticut), Yankee (Massachusetts), Big Rock Point (Michigan) e Catawbe (South Carolina) [10].

Apesar da APS trazer inúmeros benefícios para segurança das instalações, os seus resultados possuem incertezas. Tais incertezas não são intrínsecas ao método, mas geralmente pode ser atribuída a falta de conhecimento detalhado da instalação analisada. As principais fontes de incertezas nas análises são aquelas devido aos dados de confiabilidade adotados no estudo [7] (confiabilidade dos componentes, falhas de modo comum e erros humanos) e as incertezas devido às hipóteses assumidas na análise. Apesar destas incertezas, a APS tornou-se um importante complemento ao método de análise determinístico verificando e melhorando o nível de segurança da instalação pela identificação de seus pontos fracos.

Adicionalmente o *Aging* PSA [12] analisa o envelhecimento dos componentes de uma central nuclear e também pode ser utilizado no estudo de extensão da sua vida útil.

No Brasil a aplicação da APS nível 1 foi realizada para as duas usinas nucleares em operação, ANGRA-1 e ANGRA-2, no entanto, ambas estão em fase de aprovação junto a CNEN.

A aplicação da APS em reatores de pesquisa não é frequente, no entanto, foram encontrados na literatura alguns estudos em reatores de pesquisa, que estão descritos de forma resumida a seguir.

O reator grego (GR1) é do tipo piscina e opera a 5 MW de potência. Este reator pertence ao *National Center for Scientific Research Demokritos*, onde foi realizada uma APS [6] como parte da revisão da análise de segurança necessária para avaliar as modificações realizadas no reator de pesquisa, que neste caso foi à mudança do tipo de combustível de alto enriquecimento para o de baixo enriquecimento.

Foi também realizada uma APS para o novo reator de pesquisa *Ansto* [7] que é do tipo piscina e será construído na Austrália. A referência [7] é o apêndice do resumo do Relatório Preliminar de Análise de Segurança elaborado como parte do licenciamento deste novo reator.

Outro reator de pesquisa tipo piscina de 5 MW que realizou uma APS é o iraniano *Tehran* [8]. Nesta análise foram classificados em ordem de importância os sistemas e componentes relacionados à segurança.

A referência [13] apresenta uma APS para o Triga *Mark II* [11]. Esta análise utiliza dados de uma base genérica e dados específicos da instalação, compara os resultados obtidos e mostra a necessidade de se obter informações específicas do reator.

A APS tem sido realizada também para reatores inovadores que se encontram na fase final de projeto. A referência [14] apresenta uma aplicação da APS para este tipo de reator (reator argentino CAREM-25) que foi utilizada como parte dos requisitos de licenciamento, tendo atendido as metas estabelecidas pelo órgão licenciador.

A partir do exposto acima justifica-se a necessidade de realizar uma APS nível 1 para o reator IEA-R1, uma instalação já em operação, com um determinado grau de envelhecimento e submetido a um aumento de potência.

3 METODOLOGIA UTILIZADA

3.1 Metodologia de uma APS

Através da Análise Probabilística de Segurança avalia-se o risco representado por uma instalação com potencial de perigo. Para isso deve-se obter dois resultados principais: a frequência de ocorrência dos acidentes identificados na instalação e a avaliação das consequências da ocorrência destes acidentes.

Para definir-se um acidente, inicialmente seleciona-se um evento iniciador e então examina-se a sucessão de eventos que podem ocorrer durante a evolução do acidente. Uma sucessão de eventos que leva a um determinado cenário acidental é chamada de sequência acidental (SEQ.).

Para uma instalação nuclear uma sequência acidental de interesse é aquela que tem como consequência a liberação de radioatividade para o meio ambiente. A frequência de ocorrência desta sequência acidental é dada genericamente pela equação (3.1) [15]:

$$f = f_{EI} \times P(F_{SM} / EI) \times P(F_{CONF} / F_{SM}) \qquad (3.1)$$

onde:

f = frequência de ocorrência da sequência acidental de liberação de material radioativo para o ambiente;

f_{EI} = frequência do evento iniciador;

$P(F_{SM} / EI)$ = probabilidade de falha do sistema mitigador dado que ocorreu o evento iniciador;

$P(F_{CONF} / F_{SM})$ = probabilidade de falha do sistema de confinamento dado que ocorreu o evento iniciador e a falha do sistema mitigador.

A partir da frequência de ocorrência e das consequências obtém-se o risco para o público devido a esta sequência acidental. Avaliando-se todas as sequências acidentais obtém-se o risco para o público devido à operação de uma determinada instalação.

A APS é dividida em três fases, descritas a seguir:

APS nível 1: analisa como a ocorrência de um evento iniciador pode evoluir a um acidente, através da identificação de uma sucessão de eventos que podem ocorrer após o evento iniciador, que levam a um cenário acidental e estima a frequência de ocorrência deste cenário. Para um reator nuclear a frequência calculada é a de ocorrência de dano ao núcleo;

APS nível 2: consiste na análise da evolução do acidente e do termo fonte. A análise do termo fonte é realizada quando existe a liberação de material tóxico, reativo, inflamável ou radioativo. Esta análise obtém estimativas da quantidade de material liberado, que é uma fração do inventário total presente na instalação. Na área nuclear os termo fontes são agrupados de acordo com os seguintes parâmetros: a quantidade liberada; a duração de liberação e o risco associado a cada radionuclídeo liberado;

APS nível 3: esta análise é uma complementação da análise da APS nível 2, onde é avaliada toda a gama de conseqüências para o público causadas pela dispersão de materiais perigosos para o meio ambiente.

3.1.1 Análise Probabilística de Segurança nível 1

A execução de uma APS nível 1 envolve a realização das seguintes atividades [16]:

- familiarização com a instalação e entendimento profundo de sua operação, através da obtenção de um grande volume de informações a ela relacionadas;
- identificação e seleção dos eventos iniciadores de acidentes;
- verificação daa completeza da lista através da comparação com registros de eventos ocorridos durante a operação e em outros estudos;
- identificação de quais sistemas ou funções são necessários para cada evento iniciador e, portanto quais devem ser modelados por

meio das Árvores de Falhas (AFs) e devem ser incluídos como cabeçalhos nas AEs;

- definição dos critérios de sucesso dos cabeçalhos das AEs;
- levantamento da interdependência entre os sistemas;
- desenvolvimento das AFs para os sistemas identificados como cabeçalhos das AEs;
- desenvolvimento das AEs para cada evento iniciador com os seus respectivos cabeçalhos. Para cada Árvore de Eventos (AE) deve ser realizada uma análise de modo a eliminar as sequências (ramos da árvore) sem significado físico ou aqueles irrelevantes;
- levantamento dos dados a serem utilizados nas quantificações das Árvores de Falha e de Eventos (frequências dos eventos iniciadores, dados de falhas de componente, falhas humanas, etc.);
- quantificação das AFs e AEs de modo a se obter as probabilidades de falhas dos sistemas de segurança e as frequências de ocorrência de cada sequência acidental.

3.2 Ferramentas utilizadas em uma APS nível 1

As principais ferramentas utilizadas em uma APS nível 1são as Árvores de Falhas e de Eventos que são descritas a seguir.

3.2.1 Árvore de Falhas

A AF [17] tem sido largamente empregada em análise de risco de centrais nucleares para determinar a probabilidade de falha de sistemas de segurança que devem mitigar a ocorrência de um evento iniciador de acidente. As AFs são diagramas lógicos que representam graficamente relações sequenciais de causa e efeito entre eventos. Na construção de uma AF, parte-se da definição de um evento indesejado, chamado evento topo, que é geralmente a falha de um sistema e procura-se descobrir as combinações de eventos que levam à ocorrência dessa falha indesejada. Estes eventos, denominados eventos básicos, podem estar relacionados com falhas intrínsecas dos componentes, erros humanos ou quaisquer outros eventos pertinentes. A AF é construída pela

interligação de símbolos especiais que representam eventos e portões lógicos, que são definidos a seguir:

Portão lógico: resume uma relação de causa e efeito. Os eventos causa constituem as diferentes entradas do portão lógico, que tem como saída um único evento efeito, resultado da combinação lógica dos eventos de entrada (E, OU, etc.);

Eventos: os eventos são conectados por portões lógicos e representam situações operacionais ou estados de equipamentos ou componentes.

Exemplos de AFs são apresentados no capitulo 4.

Construída a AF podem ser obtidos dois importantes resultados: a probabilidade de ocorrência do evento topo (geralmente a falha de um sistema) e a relação dos cortes mínimos da árvore. Corte mínimo é o menor grupo de eventos básicos que se pode formar cuja ocorrência conjunta leva à ocorrência do evento topo.

Evento básico constitui um ponto terminal de uma AF, onde se atinge o limite de detalhamento do evento. Em termos quantitativos é representado por uma taxa de falhas, numero de falhas em um intervalo de tempo.

Através da taxa de falhas obtém-se a probabilidade de ocorrência do evento básico (probabilidades de falha de componentes, falhas humanas, etc.), a probabilidade dos cortes mínimos e a seguir a probabilidade de ocorrência do evento topo (probabilidade de falha de um dado sistema). A obtenção destas probabilidades é detalhada no Item 3.3.

3.2.2 Árvore de Eventos

O método de análise de AE é empregado na APS para determinar a frequência de ocorrência das sequências de acidentes fisicamente possíveis que podem ser originadas a partir da ocorrência de um evento iniciador. É constituída por diversos cabeçalhos, adequadamente ordenados, sendo que o primeiro representa um determinado evento iniciador e, os demais, sistemas ou funções de segurança, que devem atuar no sentido de mitigar a ocorrência do evento iniciador. A ordem dos cabeçalhos, embora não altere os resultados quantitativos,

é muito importante para a eficiência e rapidez da análise. Adota-se normalmente para ordenar os cabeçalhos um dos seguintes critérios: temporal, funcional e relações entre sistemas.

A AE, propriamente dita, situa-se abaixo dos cabeçalhos e é constituída por traços horizontais que se bifurcam no limite da coluna correspondente a um cabeçalho. Em cada bifurcação da árvore, a direção para cima representa o sucesso da operação do sistema ou função associada ao cabeçalho que se inicia, e a direção para baixo representa a falha do mesmo. Desta forma, constrói-se a AE básica, a qual apresenta um total de $2^{(n-1)}$ caminhos possíveis (sequências de acidentes), onde n é o número de cabeçalhos.

Após a ocorrência do evento iniciador, a evolução do acidente dependerá da correta atuação ou não dos sistemas e/ou ações operacionais que exercem funções de segurança. Os sistemas que diretamente executam uma determinada função de segurança são denominados de sistemas de linha de frente, enquanto que aqueles que são necessários para o correto funcionamento dos sistemas de linha de frente são denominados sistemas de suporte.

As probabilidades de sucesso ou falha da operação do sistema ou função de segurança associada aos cabeçalhos são obtidas normalmente pelas AFs. Com estas probabilidades obtém-se as frequências de ocorrência dos $2^{(n-1)}$ caminhos possíveis, sequências de acidentes.

São apresentados no Capítulo 4 alguns exemplos de AE.

3.3 Programa computacional utilizado

Para a construção das AFs e das AEs será utilizado o programa SAPHIRE (*Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations*) [18]. Desenvolvido pela INEL (*Idaho National Engineering Laboratory)* para auxiliar na elaboração de Análise Probabilística de Risco de centrais nucleares. O processo de desenvolvimento foi iniciado em 1987 por solicitação da NRC, tendo como resultado o lançamento do programa IRRAS (*Integrated Reliability and Risk Analysis System)*. O IRRAS foi posteriormente substituído pelo SAPHIRE. Este programa é um sistema integrado que permite a obtenção das probabilidades de falha dos sistemas modelados por AF e as

frequências de ocorrência das sequências acidentais modeladas por AE. Os principais recursos do SAPHIRE estão descritos resumidamente a seguir.

3.3.1 Avaliação das Árvores de Falhas

Construída a lógica da AF o programa SAPHIRE [18] fornece a relação dos cortes mínimos. A probabilidade de cada corte mínimo neste estudo (assumindo-se a independência entre os eventos básicos) é obtida pela equação (3.2):

$$C_i = q_1 \times q_2 \times .. \times q_k \tag{3.2}$$

onde:

$C_i =$ probabilidade do corte mínimo i;

$q_k =$ probabilidade de ocorrência do k-ésimo evento básico do corte mínimo.

Para o cálculo da probabilidade de ocorrência (falha) dos eventos básicos são disponíveis sete tipos de cálculo que devem ser escolhidos como opções do SAPHIRE, que melhor representa a situação estudada.

Inicialmente são definidos os seguintes termos:

q = probabilidade de falha do evento básico;

λ = taxa de falhas do evento básico (falhas/hora);

T = tempo de missão (horas);

μ = tempo médio de reparo (horas);

τ = intervalo entre testes (horas).

A seguir estão descritos os modelos (opções) utilizados pelo programa SAPHIRE, para o cálculo da probabilidade de falha dos eventos básicos e que são dadas pelas equações (3.3) a (3.9) apresentadas a seguir:

<u>Opção 1</u>:

$$q = p \tag{3.3}$$

onde: p é uma probabilidade especificada pelo usuário.

É utilizada para representar a probabilidade de falha na demanda, por exemplo, na partida de um gerador diesel, na partida de uma bomba, etc.

Opção 2:

$$q = \lambda T \tag{3.4}$$

Esta é uma aproximação do evento raro para o cálculo de *q* para um componente sem reparo durante seu tempo de missão. A aproximação do evento raro pode ser utilizada quando a taxa de falhas do componente é baixa.

Opção 3:

$$q = 1 - e^{-\lambda T} \tag{3.5}$$

É o valor exato de *q* para componentes sem reparo durante seu tempo de missão.

Opção 4:

$$q = \lambda \mu \tag{3.6}$$

É a aproximação do evento raro para o cálculo de *q* para componentes reparáveis durante seu tempo de missão. Se $T < \mu$, então $q = \lambda T$ que é uma melhor aproximação. Portanto nesta aproximação é utilizado o menor valor entre μ e *T*.

Opção 5:

$$q = \frac{\lambda T}{(1 + \lambda T)} (1 - e^{-\left(\lambda + \frac{1}{\mu}\right)T}) \tag{3.7}$$

Fornece o valor exato de *q* para componentes reparáveis durante seu tempo de missão.

Opção 6:

$$q = \frac{\lambda \tau}{2} \tag{3.8}$$

É a aproximação do evento raro para componentes em *standby* com período (τ) determinado entre os testes realizados.

<u>Opção 7</u>:

$$q = 1 + \frac{e^{-\lambda\tau} - 1}{\lambda\tau} \tag{3.9}$$

Fornece o valor exato de *q* para componentes em *standby* com período (τ) determinado entre os testes realizados.

Obtidos os valores das probabilidades de falha dos eventos básicos, calcula-se a probabilidade C_i dos *n* cortes mínimos, por meio da equação (3.2). A partir dos valores de C_i é obtida a probabilidade *P* de ocorrência do evento topo (falha de um sistema) utilizando-se um dos três métodos, descritos a seguir:

(1) Aproximação do Evento Raro

$$P = \sum_{i=1}^{n} C_i \tag{3.10}$$

É uma boa aproximação quando os valores das probabilidades C_i dos cortes mínimos são pequenos.

(2) Aproximação *Upper bound*

$$P = 1 - \prod_{i=1}^{n} (1 - C_i) \tag{3.11}$$

Calcula a aproximação da probabilidade da união dos cortes mínimos.

(3) Valor exato da união dos cortes mínimos

Para este cálculo é utilizado o algoritmo da união entre os cortes mínimos. O algoritmo executa os seguintes passos:

- adição dos cortes mínimos;
- subtração das combinações 2 a 2 dos cortes mínimos;
- adição das combinações 3 a 3 dos cortes mínimos e assim sucessivamente.

Durante a obtenção do valor exato da união, o algoritmo utiliza nas multiplicações entre termos, uma das leis Booleanas *(AA = A)* de modo a reduzir termos idênticos.

3.3.2 Avaliação das Árvore de Eventos

No SAPHIRE, a AE é construída introduzindo-se os cabeçalhos, que representam o evento iniciador (com uma determinada frequência de ocorrência *f*) e os sistemas disponíveis para mitigá–lo. O i-ésimo cabeçalho que representa o i-ésimo sistema pode ser introduzido apenas adicionando-se um evento com uma determinada probabilidade de falha P_i ou pode ser um evento topo de uma AF previamente construída para modelar a falha de um sistema. Assim a probabilidade P_i de falha deste cabeçalho será a obtida resolvendo-se a AF correspondente.

Construída a AE, deve-se definir as sequências acidentais de interesse e suas regras de relacionamento com os cabeçalhos (sucesso ou falha do sistema representado pelo cabeçalho). A frequência de ocorrência de uma seqüência acidental é obtida percorrendo-se seu caminho, do evento iniciador até o estado final. Neste caminho, em cada ponto de bifurcação, ramo para cima representa sucesso do sistema, com probabilidade ($1 - P_i$) e ramo para baixo representa falha (com probabilidade P_i). A frequência de ocorrência é obtida efetuando-se o produto da frequência *f* do evento iniciador pelas probabilidades de sucesso $(1 - P_i)$ ou a probabilidade de falha (P_i), encontradas ao longo do caminho da sequência. Também são fornecidos os cortes mínimos de cada sequência de interesse, o que permite assim, detectar quais grupos de componentes pode comprometer a segurança da instalação.

3.3.3 Medidas de “importância”

A contribuição de um evento básico para a ocorrência do evento topo ou para uma sequência acidental é denominada “importância”. Este parâmetro pode ser bastante útil no projeto de sistemas, diagnósticos e otimizações. Por exemplo, manutenções, inspeções e testes podem ser realizados baseados na ordem de importância dos componentes, consequentemente, sistemas podem ser

aprimorados com a melhoria da confiabilidade de componentes com grande relevância.

O programa SAPHIRE calcula diferentes medidas de "importância" que podem ser obtidas para cada evento básico para sua correspondente AF ou sequência acidental. As principais medidas de "importância" disponíveis no SAPHIRE [18] são:

- **FussellVesely (*FV*)**: é uma indicação da porcentagem da contribuição para a probabilidade do evento topo ou para a frequência de ocorrência de uma sequência acidental, dos cortes mínimos que contém um determinado evento básico, conforme a equação (3.12):

$$FV = \frac{P(x) - P(0)}{P(x)} \tag{3.12}$$

onde:

$P(x) =$ probabilidade do evento topo ou frequência de ocorrência de uma sequência acidental, calculada tomando-se o valor médio da probabilidade de ocorrência do evento básico;

$P(0) =$ probabilidade do evento topo ou frequência de ocorrência de uma sequência acidental calculada tomando-se o valor da probabilidade de ocorrência do evento básico igual a zero.

- **Birnbaum (*B*)**: é uma indicação da sensibilidade da probabilidade do evento topo ou da frequência de ocorrência de uma sequência acidental em relação a um determinado evento básico, dada pela equação (3.13):

$$B = P(1) - P(0) \tag{3.13}$$

onde:

$P(1) =$ probabilidade do evento topo ou frequência de ocorrência de uma sequência acidental calculada tomando-se o valor da probabilidade de ocorrência do evento básico igual a um.

- **Redução de Risco (*RR*)**: indicação de quanto a probabilidade do evento topo ou a frequência de ocorrência de uma sequência acidental diminuiria se o evento básico nunca ocorresse (tipicamente, se o componente correspondente nunca falhasse), é dada segundo a equação (3.14):

$$RR = \frac{P(x)}{P(0)} \tag{3.14}$$

- **Aumento de Risco (*AR*)**: indicação de quanto a probabilidade do evento topo ou a frequência de ocorrência de uma sequência acidental aumentaria se o evento básico sempre ocorresse (tipicamente, se o componente correspondente sempre falhasse), é dada pela equação (3.15):

$$RI = \frac{P(1)}{P(x)} \tag{3.15}$$

- **Importância Estrutural**: indica o número de cortes mínimos que contêm o evento básico.

3.3.4 Análise de incertezas

A análise de incertezas permite calcular a incerteza na probabilidade do evento topo resultante das incertezas nas probabilidades dos eventos básicos.

O evento topo é expresso em termos de cortes mínimos e estes dependem dos eventos básicos. Cada evento básico possui uma probabilidade descrita em termos de um ou mais parâmetros (por exemplo, a taxa de falhas λ). O valor de λ para cada evento básico não é exatamente conhecido, mas é calculado baseado em registros de falha ou em opinião de especialistas. A incerteza em λ é dada por uma distribuição de probabilidade sendo o valor médio da distribuição a melhor estimativa de λ, enquanto a dispersão da distribuição mede a incerteza em λ. Dispersões grandes ou pequenas refletem respectivamente, incertezas grandes ou pequenas. No SAPHIRE é necessário

escolher uma determinada distribuição de probabilidade (log-normal, normal, etc.) e a dispersão é introduzida através de um parâmetro chamado fator de erro.

Para todos os eventos básicos, o programa SAPHIRE amostra aleatoriamente os valores de λ a partir de suas distribuições de incerteza, utilizando estes valores para calcular a probabilidade do evento topo. Este cálculo é repetido milhares de vezes, e a distribuição de incerteza para a probabilidade do evento topo é obtida pelo método de Monte Carlo. O valor médio da distribuição é a melhor estimativa da probabilidade do evento topo, e a dispersão fornece a incerteza nesta probabilidade. Para uma sequência acidental o processo é o mesmo, exceto que as sequências são precedidas por um evento iniciador cuja frequência (*f)* também é quantificada por uma distribuição de incerteza.

Uma das etapas da realização da APS é a necessidade do conhecimento detalhado da instalação e dos sistemas que estão envolvidos nas análises. Por este motivo, a seguir, são descritos o reator IEA-R1 e os seus principais sistemas.

3.4 Descrição do reator IEA-R1

O IEA-R1 é um reator de pesquisa tipo piscina de 5 MW de potência [5]. Seu núcleo é constituído basicamente por um conjunto de elementos combustíveis do tipo *Material Test Reactor* (MTR) que fica submerso na piscina, e suspenso por meio de uma estrutura metálica. O reator é moderado e refrigerado com água leve e seu resfriamento se dá pela passagem da água contida nesta piscina através dos elementos combustíveis.

O IEA-R1 operou durante os seus três primeiros anos com a potência máxima de 1 MW e de 1960 a 1995 operou com potência máxima de 2 MW. Com a crescente demanda e o surgimento de novas aplicações de radioisótopos, para o uso em medicina, foram necessárias as seguintes modificações: a alteração do regime de operação e o aumento da potência para 5 MW. O aumento da potência exigiu uma revisão da instalação que resultou em mudanças em alguns sistemas, substituições de algumas estruturas e a incorporação de novos sistemas de modo a garantir a segurança da instalação.

3.4.1 Núcleo

O núcleo contém um arranjo de elementos combustíveis típico e de elementos combustíveis de controle encaixados na placa matriz. Ao redor dos elementos combustíveis são posicionados elementos refletores de nêutrons e elementos para irradiação de materiais. No arranjo da placa matriz também são posicionados os detectores para controle do reator, a fonte de nêutrons para partida do reator e as posições não ocupadas são obstruídas com tampões especiais. A FIG. 3.1 apresenta a configuração típica do núcleo do reator na placa matriz.

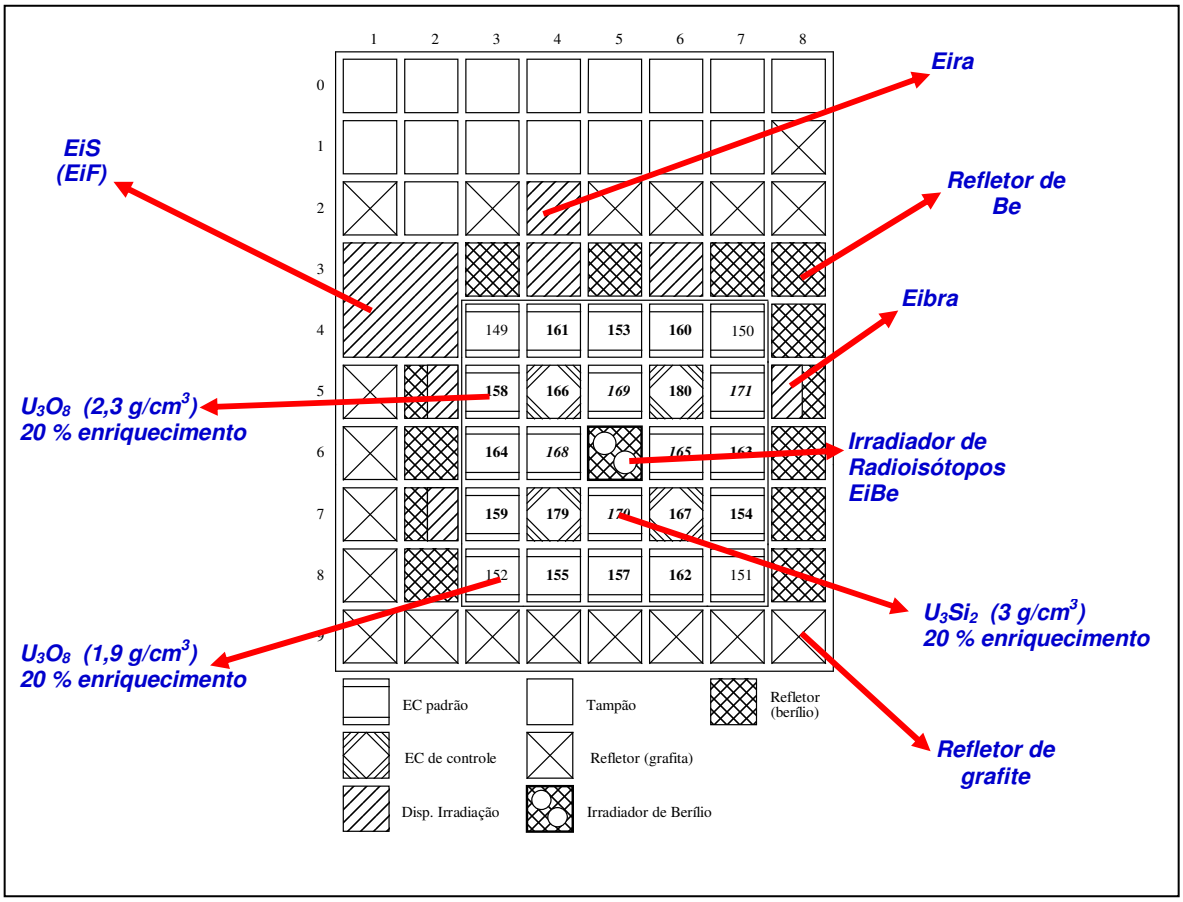


FIGURA 3.1 - Configuração típica do núcleo do reator IEA-R1

A FIG. 3.2 mostra a seção longitudinal de um elemento combustível padrão utilizado no reator IEA-R1, mostrando em detalhe a estrutura de duas placas combustíveis sucessivas deste elemento. As placas combustíveis são

constituídas de liga metálica (U-Al) ou na forma de dispersões (U_3O_8-Al ou U_3Si_2-Al ou UAlx), com revestimento de alumínio. Cada elemento é constituído de 18 placas combustíveis, intercaladas por canais por onde circula o fluido refrigerante (canal de refrigeração).

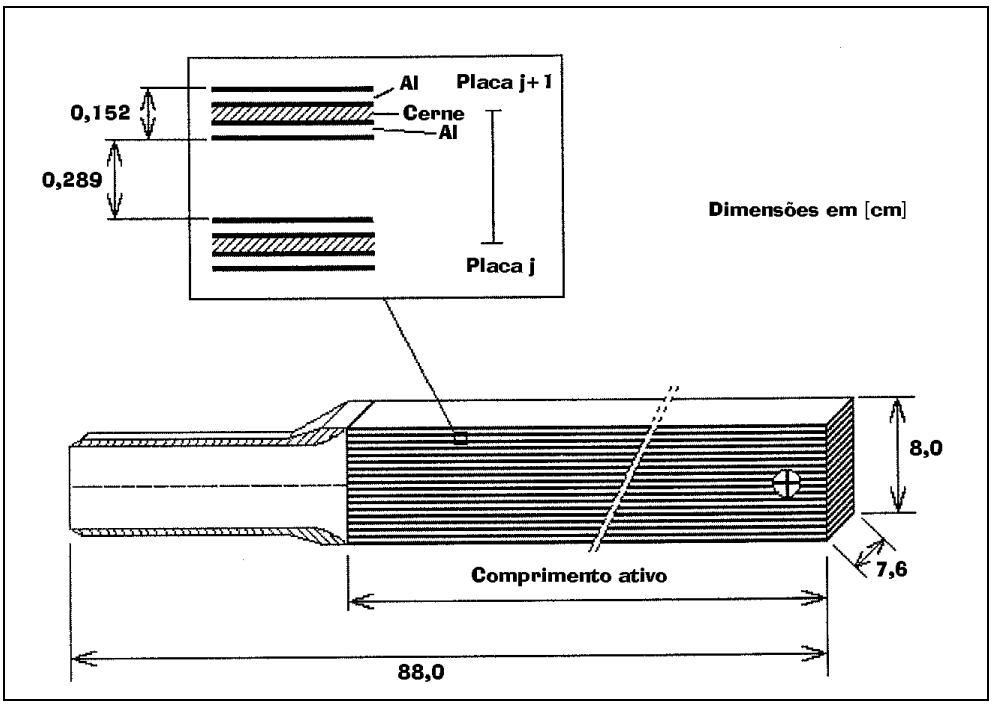


FIGURA 3.2 - Seção longitudinal de um elemento combustível padrão utilizado no reator IEA-R1

O controle da potência do reator é realizado pela movimentação dos elementos de controle (que contém os absorvedores de nêutrons, Cd – In - Ag). O acionamento dos elementos é realizado por mecanismos eletromecânicos, independentes por elemento de controle. Estes elementos absorvedores também têm a função de garantir o desligamento seguro do reator quando necessário (SCRAM), o qual se dá por meio da queda livre de todos os elementos de controle, através da desenergização de eletroimãs que sustentam esses elementos. O reator possui somente este meio de controle de reatividade com as duas funções (controle e segurança).

O núcleo é refrigerado pelo sistema de resfriamento do reator. Este sistema e sistemas conectados compreendem o circuito primário que é responsável pela remoção do calor gerado no núcleo através da circulação do refrigerante; o circuito secundário, responsável pela dissipação do calor retirado

do primário ao ambiente, através de torres de resfriamento; o Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE), responsável pelo resfriamento do núcleo após um acidente postulado de perda de refrigerante; o sistema de tratamento de água, responsável pelo suprimento normal de refrigerante ao circuito primário; e, o sistema de retratamento, responsável pela manutenção da qualidade do refrigerante em operação normal.

3.4.2 Circuito primário

O circuito primário, esquematizado no fluxograma da FIG. 3.3, consiste da piscina com o núcleo do reator, válvula de convecção e difusor de alimentação, um tanque de decaimento e dois circuitos de troca de calor em paralelo (A e B). Cada circuito contém uma bomba de circulação, um trocador de calor, tubulações e válvulas, bem como a instrumentação necessária ao seu controle operacional. Sua função é prover o resfriamento adequado do núcleo durante qualquer condição normal de operação da planta.

A massa de água na piscina assegura a remoção de calor residual do núcleo quando da falta de energia elétrica, atuando como uma fonte de acúmulo e dissipação de calor. A água da piscina (refrigerante e moderador do núcleo do reator), também tem a função de blindagem contra a radiação direta emitida pelo núcleo.

A piscina do reator pode ser isolada do restante do circuito para o caso de manutenção normal ou para o caso de vazamento.

Do projeto original, existem duas válvulas do tipo gaveta, providas de atuadores manuais, sendo uma delas instalada na tubulação de saída (perna quente) e outra instalada na tubulação de entrada (perna fria). Para garantir uma imediata e segura ação de isolamento da piscina, em eventos de grande perda de refrigerante, sem necessidade de se acessar fisicamente o local de instalação, foram instaladas válvulas adicionais com atuação remota.

Na tubulação de saída, de 12” (perna quente), no trecho de linha compreendido entre o bocal do fundo da piscina e a válvula gaveta original, foram instaladas uma válvula gaveta e uma válvula esfera.

Na tubulação de entrada, de 10” (perna fria), no trecho de linha compreendido entre o bocal do fundo da piscina e a válvula gaveta original, foram instaladas uma válvula gaveta e uma válvula esfera.

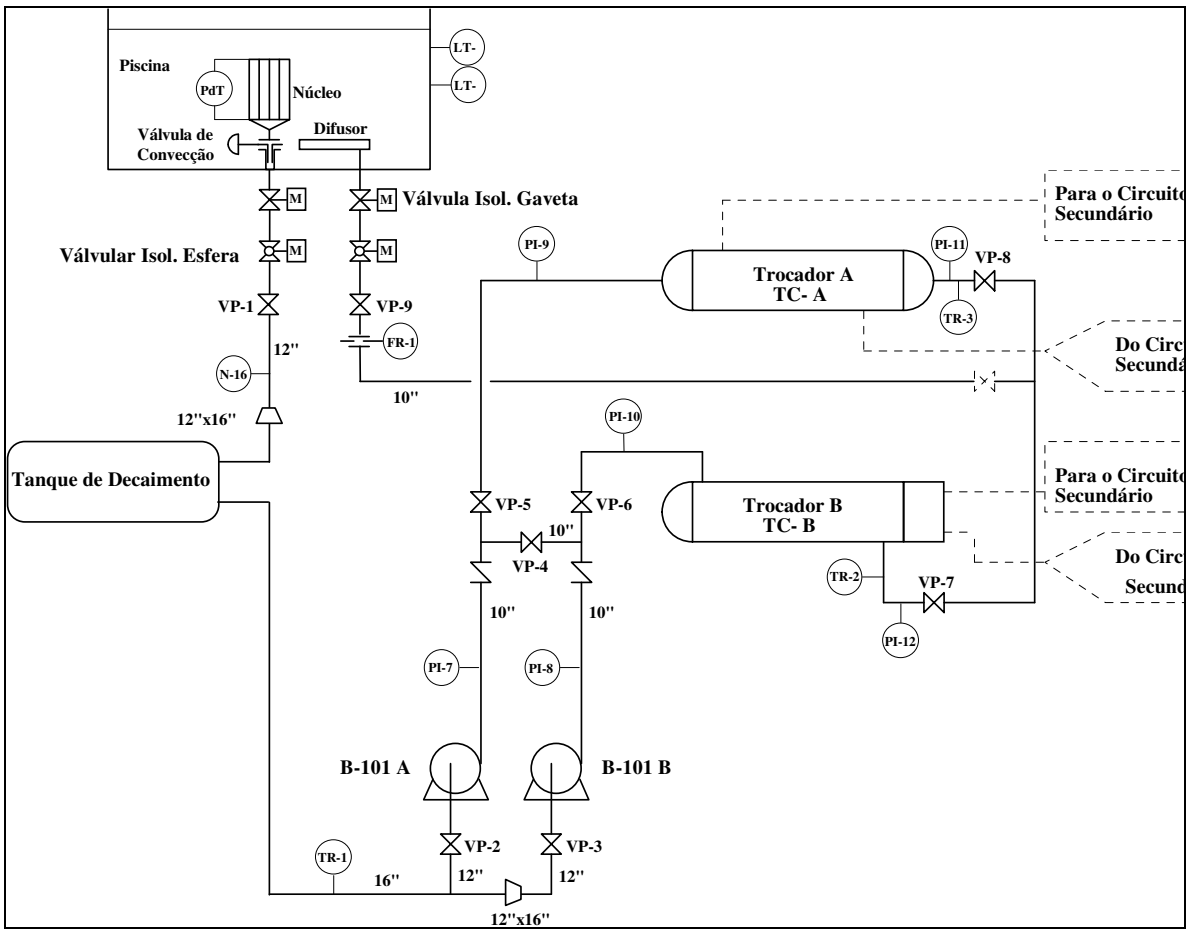


FIGURA 3.3 - Fluxograma do circuito primário.

Estas quatro válvulas adicionais são providas de atuadores motorizados que podem ser acionados manualmente tanto a partir da Sala de Controle como a partir da Sala de Emergência, estes comandos são individuais para cada válvula em ambos os painéis. Os atuadores também são acionados automaticamente no caso de ser detectado um nível baixo na piscina (nível de 400 mm abaixo do ladrão) através de um circuito lógico que utiliza os sinais de três instrumentos de nível instalados na piscina. É implementado um intertravamento com lógica de votação do tipo 2 de 3 que comanda

automaticamente o fechamento das válvulas se atingido o nível preestabelecido. Os atuadores motorizados são alimentados em 440 V (trifásicos, 60 Hz) através de alimentadores individuais localizados no quadro CCM-E/V-11 que, por sua vez, dispõe de dois barramentos eletricamente independentes pertencentes respectivamente ao Sistema de Distribuição Elétrica Essencial (SDEE) e ao Sistema de Distribuição Elétrica Vital (SDEV). Para evitar as consequências de uma falha simples, os atuadores elétricos são alimentados no modo “cruzado”. Do barramento essencial partem as alimentações das válvulas 883-HV-15 (gaveta 10” perna-fria) e 883-HV-18 (esfera 12” perna-quente). Do barramento vital partem as alimentações das válvulas 883-HV-17 (gaveta 12” perna-quente) e 883-HV-16 (esfera 10” perna-fria).

Em adição, são feitos encaminhamentos fisicamente separados para os cabos elétricos.

3.4.3 Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE)

Sua função é resfriar o núcleo do reator IEA-R1 no caso de ocorrência de um acidente de perda de refrigerante ou pela ocorrência de qualquer evento que leve ao esvaziamento da piscina do reator, como por exemplo:

- ruptura da fronteira do circuito primário;
- ruptura dos tubos dos “coelhos” pneumáticos;
- esvaziamento pelo dreno, através de ruptura na tubulação ou abertura indevida de válvulas.

O SRE tem atuação passiva por gravidade, através da abertura de válvulas que são acionadas automaticamente quando o nível da piscina atingir 4.500 mm abaixo do ladrão. Este sistema é alimentado por reservatórios localizados em posições elevadas com relação ao núcleo. São dois reservatórios de 75 m^3 cada, que proporcionam ao sistema uma redundância de 100% na capacidade de resfriamento do núcleo. O dispositivo distribuidor é alimentado através de duas linhas (ramos A e B) de 1 ½” de diâmetro, independentes e fisicamente separadas. A alimentação desses reservatórios é feita com água da rede normal de abastecimento.

3.4.4 Sistemas de proteção e emergência

O sistema de proteção do reator atua basicamente no circuito de desligamento (SCRAM) do reator, interrompendo, sempre que necessário, a corrente que alimenta os magnetos responsáveis pelo acoplamento das barras de controle/segurança aos respectivos mecanismos de movimentação. Desta forma, se as barras de controle ainda estiverem inseridas no núcleo, as mesmas são impedidas de serem removidas, e no caso de estarem fora do núcleo, são imediatamente inseridas pela ação da gravidade. O sistema atua automaticamente, iniciando o processo de desligamento do reator sempre que uma das variáveis do sistema atinge um valor pré-definido, e, uma vez iniciado o processo, é impossível evitar-se o desligamento. Para assegurar o desligamento são utilizadas três barras de segurança e uma de controle.

Fazem parte do sistema de proteção do reator todos os canais que monitoram parâmetros relacionados com a segurança da instalação que permitem identificar situações em que deve ser providenciado o desligamento do reator. Fazem parte, também, o circuito de desligamento, os dispositivos de sinalização e alarme, e os dispositivos para acionamento manual do sistema.

O sistema é composto por quatro canais nucleares, que fazem parte do subsistema de instrumentação nuclear e permitem monitorar a potência e o período do reator; três monitores de área (radiação), que permitem monitorar o nível de radiação na superfície da piscina e no salão de experimentos da física nuclear; um monitor de vazão no circuito primário do sistema de resfriamento do reator; um transmissor de pressão diferencial utilizado para medir a diferença de pressão no núcleo; um termômetro bimetálico utilizado para monitorar a temperatura da água na saída da piscina; um transmissor de pressão diferencial e uma chave de nível para monitorar o nível de água na piscina; três botões de desligamento manual; e vários contatos, do tipo on/off, para monitorar que alguns equipamentos estejam na posição correta para habilitar a partida do reator.

3.4.5 Sistema de ventilação

O sistema de ventilação e ar condicionado foi projetado para manter as condições de habitabilidade no interior do prédio e manter o controle da liberação

da radioatividade dentro de margens apropriadas de segurança durante a operação normal e em condições de acidente.

Na Área Quente o sistema visa condicionar o ar insuflado em valores de temperatura e umidade preestabelecidos e prover uma exaustão que, além de manter uma depressão (-20 mm c.a ou -200 Pa), permite a filtragem do ar de modo a minimizar a liberação de radionuclídeos para o meio ambiente. No caso de ultrapassados os valores limites de exposição para o público, o sistema dispõe de *damper's* de ultra-estanqueidade para isolamento de toda a Área Quente. A exaustão é efetuada por dois conjuntos de equipamentos e dispositivos de controle que operam conforme a presença ou não de contaminação do ar exaurido por radionuclídeos. Nível de atenção nos monitores de radiação desliga o insuflamento da Área Quente e ativa a exaustão de emergência.

3.4.6 Sistema de energia elétrica

Projetado para suprir a demanda de energia elétrica requerida pelas cargas do reator nas diferentes situações em que a planta possa se encontrar, tais como: durante a partida, operação normal em potência, desligamento, manutenção, troca de elementos combustíveis e situações de acidente.

Este sistema é normalmente alimentado pela rede da concessionária de eletricidade (ELETROPAULO) através da rede de distribuição do IPEN via subestação da Cidade Universitária. No caso de falha deste fornecimento de energia elétrica, as cargas que devem manter a operação do reator, passam a ser alimentadas por fontes locais (grupos diesel geradores, conjuntos *no-breaks* ou módulos de potência ininterrupta). O diagrama unifilar simplificado encontra-se no ANEXO A.

O sistema é subdividido em três sistemas de distribuição. Cada um leva em consideração o nível de disponibilidade pretendido no fornecimento de energia elétrica para as cargas do reator. Tais sistemas são:

Sistema de Distribuição Elétrica Normal (SDEN): alimenta as cargas que podem tolerar interrupções de longa duração no fornecimento de energia, bem como os dois sistemas de distribuição (SDEE e SDEV), descritas a seguir. O SDEN é alimentado exclusivamente pela rede da concessionária.

Sistema de Distribuição Elétrica Essencial (SDEE): alimenta as cargas que podem tolerar interrupções de curta duração no fornecimento de energia. O SDEE é alimentado normalmente pela rede da concessionária via SDEN. Na ocorrência de falha deste fornecimento a alimentação do sistema passa para os grupos diesel geradores.

Sistema de Distribuição Elétrica Vital (SDEV): alimenta as cargas que devem funcionar ininterruptamente. Dispõe de conjuntos *no-breaks* rotativos e módulos de potência ininterrupta estáticos, que são alimentados normalmente pela rede da concessionária via SDEN. Na ocorrência de falha deste fornecimento os conjuntos *no-breaks* e os módulos de potência ininterrupta garantem a continuidade do suprimento de energia elétrica às cargas conectadas, por um determinado período de tempo, até que passem a ser alimentados pelos grupos diesel geradores do SDEE.

4 ANÁLISE DOS EVENTOS INICIADORES

Neste capítulo estão descritos alguns dos eventos iniciadores de acidentes identificados e analisados no Capítulo 16 do RAS do IEA-R1 [5] (a lista completa está apresentada no ANEXO B). Dos eventos iniciadores identificados e analisados, duas categorias são abordadas neste trabalho:

- perda de vazão de refrigerante primário;
- perda de refrigerante do circuito primário.

De cada categoria foi escolhido um evento iniciador para análise detalhada da evolução do acidente e quantificação da frequência de danos ao núcleo devido à ocorrência do evento iniciador, tomando-se como base para a escolha, a probabilidade de ocorrência e/ou consequências resultantes.

4.1 Descrição dos eventos iniciadores

4.1.1 Perda de Vazão

A seguir são descritos os principais eventos iniciadores de perda de vazão do circuito primário do reator IEA-R1. No entanto, deve ser observado que devido à potência de decaimento relativamente baixa após o desligamento do reator, e à possibilidade de resfriamento do núcleo por convecção natural na piscina, a maioria dos eventos de perda de vazão não representam problema.

4.1.1.1 Falha na bomba do circuito primário

Uma falha na bomba do circuito primário do reator IEA-R1 pode conduzir a uma simples parada ou, mais seriamente, ao travamento do seu eixo.

A. Parada da bomba

Uma parada da bomba pode ser provocada pelos seguintes eventos distintos:

- falha do motor;
- Perda da alimentação elétrica ao motor da bomba, (desarme de um disjuntor, rompimento de cabo, etc.).

Nos dois casos acima, após a falha, a vazão no circuito primário irá diminuir progressivamente. Quando a vazão atingir 90% da vazão nominal, detectada pelo sensor de vazão ou pela diferença de pressão no núcleo, o reator será automaticamente desligado pelo sistema de proteção. O tempo máximo de queda das barras de controle é cerca de 1 segundo, a partir do sinal de desligamento. A bomba continua em funcionamento, com rotação decrescente, por cerca de 80 segundos devido à atuação do volante de inércia acoplado ao eixo da mesma. Também, ocorre o desacoplamento da válvula de convecção aos 24 segundos do início do incidente, provocando neste instante uma inversão da vazão, de circulação forçada em sentido descendente, para circulação natural em sentido ascendente. Dessa forma, quando o resfriamento do núcleo for realizado por circulação natural, o reator já estará desligado por alguns segundos, de forma que a sua potência será suficientemente baixa para que não ocorram danos ao núcleo.

A perda de alimentação elétrica externa seguida de falha no Sistema de Distribuição Elétrica Vital, também causa uma parada da bomba. Contudo, neste caso, o reator será desligado pela perda do fornecimento de energia elétrica. Assim, o desligamento do reator será iniciado antes da vazão do primário atingir 90% da vazão norminal. Dessa forma, este evento é menos crítico.

B. Travamento da bomba

O travamento da bomba de circulação pode ser causado por falhas mecânicas, tais como, ruptura do rotor, ruptura do eixo ou falha do mancal. No caso da ocorrência deste evento, haverá uma queda brusca da vazão de circulação do primário. O desligamento do reator será realizado pelo sinal de baixa vazão no primário ou pela baixa perda de pressão no núcleo, quando a vazão atingir 90 % de seu valor nominal.

Neste incidente, estima-se uma constante de tempo para a diminuição de vazão de aproximadamente 1 segundo, conforme a referência [5]. Assim, este evento é mais limitante do que os descritos no item (A), devido ao menor tempo para a parada da circulação forçada. Deve ser observado que a probabilidade de ocorrência deste tipo de evento é bastante baixa, devido à presença do sistema de monitoração de vibração das bombas de circulação do primário. Este sistema

é capaz de detectar pequenas falhas nos componentes rotativos das bombas, antes destas se propagarem e causarem danos mais severos.

4.1.1.2 Fechamento inadvertido das válvulas de isolamento da piscina

Poderá ser ocasionado pelos seguintes fatores:

- falha humana;
- falha mecânica;
- falha no sistema de acionamento da válvula.

Neste tipo de incidente a perda de vazão é lenta, pois as válvulas têm um tempo de fechamento em torno de 30 a 60 segundos. Este tempo é ligeiramente maior do que o tempo que leva para o desacoplamento da válvula de convecção (cerca de 24 segundos). O transiente operacional causado por este evento é semelhante ao de parada da bomba do primário, conforme descrito no item A.

4.1.1.3 Bloqueio de canal de resfriamento

O bloqueio da entrada de refrigerante primário através de um elemento combustível ou conjunto de elementos é possível de ocorrer quando materiais estranhos caem sobre o núcleo, inadvertidamente. No caso de um evento de bloqueio de canal de resfriamento poderá haver fusão parcial de um ou mais elementos de combustível, com consequente liberação de radiação para a piscina do reator, para a atmosfera do confinamento e consequentemente para o ambiente.

Na análise do acidente de bloqueio de canal no RAS [5] do IEA-R1, foi postulado o bloqueio de cinco elementos combustíveis, pois seria a quantidade máxima de elementos possíveis de serem bloqueados, devido à configuração do núcleo. Este evento deve possuir baixa probabilidade de ocorrência, ou seja, espera-se que o mesmo não ocorra durante a vida útil da instalação. No entanto, o estudo realizado no reator grego [6] mostrou que o evento iniciador com potencial de causar danos ao núcleo, com maior probabilidade de ocorrência é o bloqueio de canal com poucos canais de refrigeração bloqueados. Por esta razão este evento iniciador será analisado neste trabalho.

4.1.1.4 Redução da vazão devido a desvio da vazão pelo núcleo

Existem duas possibilidades de redução da vazão de resfriamento por desvio da vazão pelo núcleo. A primeira é a abertura acidental de um dos orifícios não utilizados da placa matriz e a segunda é uma falha da válvula de convecção ou mesmo um defeito no acoplamento da válvula de convecção à placa matriz.

Os elementos de combustível são acomodados na placa matriz, que possui um número maior de orifícios do que de elementos de combustível no núcleo, no entanto os orifícios não utilizados são tamponados. Caso um ou mais destes tampões sejam retirados ou escapem, ocorrerá um desvio parcial da vazão que passa pelo núcleo, com consequente diminuição do resfriamento.

O resfriamento do reator durante operação em potências superiores a 200 KW é feito por circulação forçada. Para que a vazão forçada pela bomba, passe pelo núcleo, é necessário que a válvula de convecção esteja acoplada à placa matriz. Caso ocorra uma falha na válvula de convecção ou algum defeito no acoplamento da válvula com o núcleo, provocado por falha mecânica, por uma pequena ruptura ou, por alguma deformação dos componentes em contato, ocorrerá um desvio parcial da vazão que passa pelo núcleo, com consequente diminuição do resfriamento.

Nos dois casos, ocorrerá um aumento da temperatura no núcleo com correspondente diminuição de reatividade que tenderá a diminuir a potência. Como o reator opera com controle automático de potência, as barras de controle irão atuar, para compensar a diminuição de reatividade. Dessa forma, a potência será mantida no seu valor nominal, mas a temperatura do núcleo será maior. Contudo, se a magnitude do desvio for suficientemente grande de forma que a vazão pelo núcleo seja reduzida para um valor menor do que 90% da vazão nominal, então ocorrerá o desligamento do reator pelo sinal de baixa perda de pressão. O desligamento do reator garantirá que as temperaturas fiquem em níveis aceitáveis.

4.1.1.5 Redução da vazão de refrigerante do primário

Além das válvulas de isolamento da piscina, no circuito primário, existem outras válvulas de operação manual e local. O alinhamento errado destas válvulas, durante a manutenção do reator, pode ocasionar os seguintes problemas:

- bloqueio do circuito primário;
- desvio da vazão pelo *bypass* da bomba;
- operação errada do trocador de calor.

O fechamento ou abertura de uma destas válvulas durante a operação tem baixa probabilidade de ocorrer, por elas serem operadas manualmente no próprio local. Além do mais, quando o reator está operando, se a porta do subsolo (sala da casa de máquinas do circuito primário) for aberta, é acionado um alarme na mesa de controle.

4.1.2 Perda de refrigerante primário

O evento de perda de refrigerante primário (LOCA) consiste na perda total ou parcial do refrigerante do reator, segundo os graus de intensidade citados abaixo:

- esvaziamento parcial da piscina sem o descobrimento do núcleo;
- esvaziamento parcial da piscina com o descobrimento parcial do núcleo;
- esvaziamento total da piscina com o descobrimento total do núcleo.

Como consequências principais deste tipo de evento poderá haver a diminuição ou perda da barreira radiológica exercida pela água da piscina e a degradação do resfriamento das placas de combustível.

Devido aos baixos níveis de potência, temperatura e pressão do reator, não há um armazenamento de energia grande a ponto de conduzir a uma despressurização e liberação de energia tão rápida e violenta como num reator de potência, pois o reator não se encontra pressurizado.

A probabilidade de ocorrer algum evento de perda de refrigerante que leve à fusão total ou de parte do combustível do núcleo do reator IEA-R1 é baixa. Para isto contribuem os sistemas de segurança do circuito primário, ou seja, as válvulas de isolamento da piscina e o Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE). Associado a isso, tem-se as melhorias no sistema pneumático para irradiação de amostras, para evitar possíveis vazamentos, bem como o fato do reator estar localizado em uma área livre de grandes terremotos, furacões e tornados, e o circuito primário de resfriamento ser fisicamente bem protegido no subsolo do prédio do reator. No entanto, esta categoria de evento iniciador será avaliada neste trabalho, pois sua ocorrência pode levar a cenários acidentais com graves consequências [5].

O evento de perda de refrigerante primário pode ocorrer de muitos modos, conforme detalhadamente analisado no Capitulo 16 do RAS do IEA-R1 [5] e descritos a seguir:

4.1.2.1 Ruptura da fronteira do circuito primário

A situação postulada mais crítica, seria uma ruptura total, tipo guilhotina, ruptura de 100% da área de escoamento, da tubulação de retorno do refrigerante primário, próxima à piscina. Como o circuito primário opera a baixas pressões e temperaturas, uma ruptura tipo guilhotina de sua tubulação se daria apenas através de um forte impacto externo.

Após a ruptura, em caso de falha no fechamento das válvulas de isolamento, ocorrerá o esvaziamento total da piscina em cerca de 6 minutos. Quando o nível de água na piscina atingir 4.500 mm abaixo do ladrão é acionado o SRE, de ação passiva, que assegurará o resfriamento do núcleo. Observa-se, contudo, que uma falha no fechamento das válvulas de isolamento é muito pouco provável devido a sua confiabilidade, localização estratégica, redundância e confiabilidade do sistema elétrico.

4.1.2.2 Danos na piscina

A ocorrência deste evento não é considerada, visto a solidez da estrutura da piscina, com paredes de concreto de barita de espessuras maiores que 1.100 mm, reforçadas internamente por uma membrana de aço carbono e

revestido ainda com uma camada de aço inoxidável (*liner*) de 5 mm de espessura. Os únicos eventos capazes de provocar danos na piscina do reator IEA-R1 seriam terremotos de grande magnitude e queda de aeronaves. A ocorrência de terremotos de alta magnitude na região da cidade de São Paulo é muito pequena. A probabilidade de queda de aeronaves no reator IEA-R1 é desprezível, conforme a referência [5].

4.1.2.3 Esvaziamento da piscina.

O esvaziamento da piscina pode ocorrer conforme descrito a seguir.

A. Esvaziamento pelo sistema de retratamento de água

Este sistema possui 12 válvulas de dreno de 1 ½" (6 em cada circuito). A abertura indevida destas válvulas dar-se-ia apenas com o reator desligado, podendo assim ser facilmente corrigida. Para o caso de sabotagem, o porão onde se encontram as válvulas possui uma porta fechada e com alarme para abertura não autorizada. No caso pouco provável de um esvaziamento não controlado, ocorreria então, para o caso mais crítico de abertura de todas as válvulas com a bomba do sistema ligada, o descobrimento total do núcleo em um tempo superior a 12,5 horas. Como este tempo não chega a ser suficiente para se garantir o resfriamento de todos os elementos combustíveis do núcleo, seria necessário, neste caso, o acionamento do SRE para se evitar o dano nas placas de combustível. Este esvaziamento poderia ser interrompido, ainda, pelo travamento da bóia do sistema de coleta da água da piscina, localizada na superfície do compartimento de estocagem e posterior fechamento da válvula de dreno [5].

B. Drenos, respiros e tomadas de instrumentos do circuito primário

O esvaziamento por estas válvulas dar-se-ia apenas por sabotagem. Portanto este evento é evitado através dos procedimentos de segurança física do reator. O tanque de decaimento, juntamente com sua válvula de dreno, está localizado fora do prédio do reator, em um compartimento fechado com cadeado, para a restrição do seu acesso. Ainda assim, no caso de esvaziamento da piscina por qualquer um destes drenos, respiros e tomadas de instrumentos, o mesmo

seria interrompido pelo fechamento das válvulas de isolamento do circuito primário. No caso de falha das válvulas de isolamento, o SRE asseguraria a integridade do núcleo, da mesma forma que para o caso de ruptura da fronteira do circuito primário.

4.1.2.4 Falhas nos tubos de irradiação ou outras penetrações

A. Tubos de irradiação

O IEA-R1 possui 12 tubos para irradiação de amostras e realização de experimentos. O evento mais crítico seria a ruptura do tubo interno à piscina provocada pela queda de um objeto pesado.

No caso mais crítico, ou seja, o rompimento do tubo de irradiação 3 ter-se-ia ainda uma submersão em água de mais de 32,5% do elemento. Como a densidade de potência de decaimento é sempre inferior a 3 W/cm^3 (densidade de potência após 1 segundo do desligamento do reator), pode-se sempre garantir o resfriamento das placas combustíveis, em caso de ruptura dos tubos de irradiação.

Na ocorrência de ruptura de um dos tubos de irradiação, o reator será desligado por nível baixo de água na piscina (350 mm abaixo do ladrão); a bomba do primário será desligada e as válvulas de isolamento serão fechadas no nível de água de 400 mm abaixo do ladrão; e o SRE, de ação passiva, será acionado no nível de água de 4.500 mm abaixo do ladrão. A água proveniente do SRE, juntamente com o nível de água a cerca de 1/3 da altura do núcleo, garantem não haver nenhuma fusão do combustível.

Para minimizar a probabilidade de esvaziamento da piscina devido à ruptura de um tubo de irradiação, estes são normalmente selados. Aqueles que não estão sendo utilizados são fechados por meio de *plugs* padrões. Estes *plugs* estão preenchidos com concreto e, na saída da parede da piscina, existe uma flange aparafusada, dotada de um anel de vedação de borracha, que fica ajustada entre o *plug* e o tubo de irradiação. A água de um eventual vazamento seria retida por este flange. Os tubos de irradiação em uso possuem no seu interior, um *plug* colimador. Entre o tubo e o *plug* colimador está a flange aparafusada que impediria o vazamento de água no caso em que o *plug* colimador venha manter a sua integridade. No caso do *plug* não manter a sua integridade, outra flange cega,

de alumínio, dotada de um anel de vedação de borracha mantém fechada a parte final do *plug*, impedindo a saída da água [5].

B. Saídas ou drenos

Existem duas saídas de drenos no fundo da piscina, uma em cada compartimento, ligadas, por tubulações de 2” de aço inox, ao sistema de retratamento.

A saída de dreno do compartimento de operação fica normalmente isolada por uma válvula gaveta localizada no porão. A saída de dreno do compartimento de estocagem fica normalmente aberta, e acoplada a um tubo flexível com bóia para aspiração de água na superfície da piscina.

A probabilidade de ocorrência de uma ruptura total nas tubulações dos drenos é muito pequena. No entanto dois casos de ruptura são considerados. No primeiro caso, admitindo-se a ruptura da tubulação de dreno à jusante da união das duas tubulações dos drenos, haveria um vazamento de água da piscina até o travamento da bóia de aspiração e posterior fechamento da válvula de isolamento do dreno do compartimento de estocagem, localizada no subsolo. No segundo caso, considerando-se a ruptura da tubulação a montante da válvula de isolamento do dreno do compartimento de operação, ter-se-ia o esvaziamento incontrolável da água da piscina, com o desligamento do reator no nível de água de 350 mm abaixo do ladrão, e o acionamento do SRE no nível de água de 4.500 mm abaixo do ladrão, com o núcleo sendo totalmente descoberto em aproximadamente 3 horas. Neste caso, o resfriamento dos elementos combustíveis do núcleo seria assegurado pelo Sistema de Resfriamento de Emergência, não sendo, portanto esperada a fusão ou dano do mesmo [5].

C. Tubos pneumáticos de irradiação de amostras

Existem 8 tubos de aço inoxidável de 1 ½” , utilizados para a irradiação de amostras através de um sistema pneumático. A probabilidade de rompimento destes tubos com o esvaziamento total da piscina, com o descobrimento do núcleo, é muito pequena, pois:

- quatro tubos estão tampados, na saída da piscina (porão), não permitindo assim vazamento de refrigerante;
- os outros quatro tubos (ou dois pares de tubos) estão ligados aos laboratórios da Divisão de Radioquímica através de mangueiras e tubos de alumínio, e conexões estanques. Este sistema conta ainda com uma válvula manual de fechamento rápido, localizada nos laboratórios, para o isolamento de cada linha de ar comprimido. Estas válvulas permanecem normalmente fechadas, evitando assim perdas de água da piscina no caso de falha dos tubos internamente à piscina. No caso pouco provável de um rompimento dos tubos internos à piscina durante a irradiação de amostras, o operador fechará as válvulas de isolamento, eliminando assim o vazamento.

A probabilidade de ocorrer uma falha dupla nos tubos pneumáticos, ou seja, rompimento interno dos tubos juntamente com o rompimento externo das mangueiras, ou dos tubos de alumínio, ou ainda, falhas das conexões ou válvulas, é muito pequena. Contudo, a ocorrência desta falha dupla poderia causar o esvaziamento total da piscina com o descobrimento do núcleo em 1 hora [5]. Neste caso, o Sistema de Resfriamento de Emergência, seria acionado quando o nível de água da piscina atingir 4.500 mm abaixo do ladrão, garantindo o resfriamento e a integridade dos elementos de combustível.

D. Coluna térmica

A coluna térmica corresponde a uma abertura de 1546 x 1536,7 mm fechada por uma flange cega de alumínio reforçado de 25,4 mm (1”) de espessura, parafusada na face interna da piscina. Mesmo no caso improvável do rompimento dessa chapa de alumínio, o vazamento de refrigerante pela coluna térmica será muito pequeno, devido à resistência à passagem de água, oferecida pela presença de placas de chumbo e de grafite no seu interior, e pela porta de aço de 279,4 mm (11”) de espessura. Dessa forma, o tempo de esvaziamento da piscina seria lento, permitindo, assim, serem tomadas providências para se evitar ou retardar o descobrimento total do núcleo. Dentre estas medidas estariam o

deslocamento e isolamento do núcleo no compartimento de estocagem, a reposição de água da piscina pelo acionamento do sistema de tratamento de água e o acionamento do Sistema de Resfriamento de Emergência [5].

Dos eventos iniciadores na categoria de perda de refrigerante primário, o que deve causar maiores consequências é o evento de ruptura da tubulação do primário devido à possibilidade de descobrimento do núcleo no menor tempo entre todos os eventos iniciadores desta categoria (aproximadamente 6 minutos). Por esta razão ele será analisado detalhadamente no próximo item.

4.2 Estimativa da frequência de danos ao núcleo

Neste item será analisada a evolução do acidente para dois eventos iniciadores selecionados entre os descritos no item anterior. Tomando-se como critério de seleção o evento com maior probabilidade de ocorrência e o que pode resultar em consequências mais severas para o núcleo do reator, serão analisados os seguintes eventos:

- bloqueio de canal de refrigeração (maior probabilidade);
- perda de refrigerante por grande ruptura da tubulação do circuito primário (maiores consequências).

Postula-se a ocorrência do evento iniciador, que pode ocorrer a uma determinada frequência por ano. Através das AEs é analisada a evolução do acidente considerando-se a atuação ou não dos sistemas de segurança que o reator dispõe para levá-lo a um estado seguro. Nas AEs destacam-se as sequências que levam a cenários com danos ao núcleo. Estas sequências que terão a frequências de ocorrência estimadas. A soma destas estimativas dá a estimativa da frequência de danos ao núcleo devido ao evento iniciador.

Os sistemas de segurança podem falhar, ou seja, quando solicitados podem não exercer adequadamente as funções para as quais foram projetados. As probabilidades de falhas dos sistemas de segurança são obtidas utilizando-se AF, onde a partir da definição do evento topo (falha do sistema) buscam-se as diversas combinações de eventos básicos (falhas de equipamentos, componentes, falha humana, etc.) que podem levar à falha do sistema. A cada evento básico é associada uma taxa de falha (falhas por tempo) ou probabilidade, que são os dados de entrada das AFs. Os dados de falha utilizados neste

trabalho são apresentados na TAB. 4.1 e foram obtidos de bases de dados genérico [19, 20], dados de instalação similar [6] e de dados específicos do IEA-R1 [21, 22].

TABELA 4.1 - Dados de falha utilizados na análise

COMPONENTE	DESCRIÇÃO	TAXA DE FALHA / HORA	PROBABILIDADE DE FALHA / DEMANDA	REFERÊNCIA
ALARME	FALHA DE ALARME	$7{,}50X10^{-5}$		[19]
ASPERSORES	FALHA DOS ASPERSORES (entupimento)	$1{,}4\ X10^{-8}$		ADOTADO(1)
BARRABENTO MONOFÁSICO 120-220 V	FALHA NO BARRAMENTO	$7{,}20\ X10^{-5}$		[19]
BARRABENTO TIRIFÁSICO 220-440 V	FALHA NO BARRAMENTO	$3{,}10\ X10^{-6}$		[19]
BARRABENTO DE DISTRIBUIÇÃO DE POTÊNCIA 13.2	FALHA NO BARRAMENTO	$2{,}30\ X10^{-6}$		[19]
BARRAS DE CONTROLE/ SEGURANÇA	FALHA DE TODAS AS BARRAS DE CONTROLE/ SEGURANÇA	$2{,}28\ X10^{-6}$		[6]
BATERIAS	FALHA NA BATERIA	$4{,}60\ X10^{-6}$		[19]
CABOS E CONEXÕES	FALHAS EM CABOS E CONEXÕES	$9{,}00\ X10^{-7}$ 6 ou 4 x $9\ X10^{-7}$ 6 ou 4 =n^0 conexões		[19](2)
CHAVE SECCIONADORA	SPURIOUS	$1{,}0\ X10^{-6}$		[20]
CONTATOR	FALHA TODOS MODOS	$6{,}0\ X10^{-5}$		MIL-HDBK-217F
DIESEL GERADOR	FALHA NA PARTIDA		$4{,}23\ X10^{-2}$	[21]
DIESEL GERADOR	FALHA EM OPERAÇÃO	$2{,}82\ X10^{-2}$		[21]
DIJUNTOR	FALHA NO DIJUNTOR	$2{,}0\ X10^{-6}$		[19]
ELETROPAULO	INTERRUPÇÃO DE ENERGIA ELÉTRICA PELA CONCECIONÁRIA	$3{,}8\ x10^{-3}$		COMUNICAÇÃO PESSOAL(3) [22]
EMBREAGEM	FAIL TO ENGAGE	$3{,}0\ X10^{-4}$		[20]
FALHA DO OPERADOR	FALHA DO OPERADOR		$1{,}00\ X10^{-2}$	[6]
FALHA NO INTERRUPTOR	FALHA NO DISPOSITIVO DE INTERRUPÇÃO DE ENERGIA	$8{,}3\ X10^{-6}$		
FUSÍVEIS	FUSÍVEL FALHA	$5{,}00\ X10^{-6}$		[19]
INVERSOR	FALHA DO INVERSOR	$1{,}60\ X10^{-5}$		[19]
MÓDULO DE CONTROLE	FALHA NO DISPOSITIVO LÓGICO	$3{,}75\ x10^{-5}$		[19]
MOTO GERADOR (220 V)	FALHA NO MOTO GERADOR	$7{,}70\ X10^{-6}$		[19]
MOTO GERADOR (440 V)	FALHA NO MOTO GERADOR	$7{,}70\ X10^{-6}$		[19]
MOTOR DISEL DO MOTO GERADOR	FALHA PARTIDA/ CONTINUAR EM OPERAÇÃO DO MOTOR DISEL	$2{,}30\ X10^{-5}$		[6]

TABELA 4.1 - Dados de falha utilizados na análise (continuação)

COMPONENTE	DESCRIÇÃO	TAXA DE FALHA / HORA	PROBABILIDADE DE FALHA / DEMANDA	REFERÊNCIA
MOTOR ELÉTRICO	FALHA NO MOTOR ELÉTRICO - CNB	$2,30 \times 10^{-6}$		[19]
QUADRO ELÉTRICO	FALHA DO QUADRO	$4,86 \times 10^{-4}$	-	[21]
RELÊ	FALHA NO RELÊ	$8,30 \times 10^{-6}$		[19]
RETIFICADOR	FALHA NO RETIFICADOR	$1,14 \times 10^{-5}$		[19]
SENSOR DE NÍVEL	FALHA NO SENSOR DE NÍVEL DA PISCINA	$2,82 \times 10^{-5}$		[19]
TRANSFORMADOR	FALHA NOS TRANSFORMADORES DE ENTRADA 13,2 kV/440V-220V	$1,38 \times 10^{-5}$		[17]
TUBULAÇÃO DO SRE	RUPTURA ou entupimento DA TUBULAÇÃO	$1,40 \times 10^{-6}$		[19]
VÁLVULA DE DESVIO DO SRE	FALHA NA VÁLVULA DE DESVIO DO ASPERSOR	$1,4 \times 10^{-7}$		ADOTADO(4)
VÁLVULA DE ISOLAMENTO DA PISCINA	VÁLVULA DE ISOLAMENTO NÃO FECHA	$7,29 \times 10^{-5}$		[21]
VÁLVULA MANUAL	VÁLVULA MANUAL DO SRE NÃO ABRE	3.00×10^{-7}		[6]
VÁLVULA SOLENÓIDE	VÁLVULA DO SER NÃO ABRE	$4,50 \times 10^{-6}$		[19]

Sobre os dados da TAB. 4.1 são feitas as seguintes observações:

(1) a taxa de falha dos aspersores foi adotada igual a 100 vezes menor que a taxa para tubulação do SRE;

(2) falha de cabos envolve principalmente a falha nas conexões, portanto para um trecho de interligação considera-se o número de conexões utilizado (6 para trifásicos e 4 para monofásicos);

(3) o dado de falha da ELETROPAULO foi obtido a partir de informações referentes ao desligamento do reator devido à interrupção de energia elétrica externa [22];

(4) a taxa de falha da válvula de desvio foi adotada igual a 10 vezes menor que a taxa para tubulação do SRE.

Definidos os eventos "topo", elaboradas as lógicas das Árvores de Falha e utilizando-se os dados da Tabela 4.1, é efetuada a entrada dos eventos básicos no programa SAPHIRE. Para facilitar sua identificação nas AFs os eventos básicos recebem nomes que seguem a seguinte estrutura:

XXX_YYY

onde:

XXX, indica o sistema ao qual o evento pertence (SP sistema de proteção, SE sistema elétrico, SI isolamento da piscina e SRE Sistema de Resfriamento de Emergência); e

YYY, identifica o componente ou tipo de falha representado pelo evento básico.

A lista de todos os eventos básicos utilizados neste trabalho está apresentada no Apêndice A. Pode-se observar que dos tipos de eventos básicos disponíveis no programa e descritos no item 3.3.1, foram utilizados os eventos do tipo 1 e 3 que tem como entrada a probabilidade de falha (por demanda) e a taxa de falha (falhas por hora), respectivamente.

As AEs fornecem como resultado a frequência de ocorrência das sequências acidentais e as AFs a probabilidade de ocorrência do evento topo (falha de um sistema). Outro importante resultado gerado pelas Árvores de Eventos e de Falhas são os cortes mínimos, que são as menores combinações de

eventos básicos cuja ocorrência conjunta leva à ocorrência do evento topo em uma AF ou de uma determinada sequência acidental da AE. O programa SAPHIRE gera relatórios onde são apresentados os eventos básicos que compõem o corte mínimo, a probabilidade do corte mínimo e a participação percentual do corte para a probabilidade do evento topo (falha de um sistema) ou a frequência de ocorrência da sequência acidental. Com eles é possível verificar quais combinações de falhas de componentes podem levar a falha do sistema ou a uma determinada sequência acidental. Assim pode-se verificar a importância dos componentes para o bom funcionamento dos sistemas e para a segurança da instalação.

Além dos valores médios da frequência de ocorrência e da probabilidade de falha, o programa SAPHIRE fornece resultados que representam as incertezas das estimativas calculadas: mediana, desvio padrão, percentil 5%, e percentil 95%. Para a análise de incertezas é necessário que sejam fornecidas as incertezas dos eventos básicos. Isto é realizado introduzindo-se adicionalmente a distribuição de probabilidade associada ao evento básico e o seu fator de erro. Segundo a base de dados da referência [20], as variações dos valores dos dados de falha são bem representadas pela função log-normal, e o fator de erro (*FE*) pode ser obtido por:

$$FE = \sqrt{\frac{X_{95\%}}{X_{5\%}}} \text{ , ou} \tag{4.1}$$

$$FE = \frac{X_{95\%}}{X} , \tag{4.2}$$

onde:

X = valor médio do parâmetro (probabilidade de ocorrência ou taxa de falha);

$X_{95\%}$ = valor de X no percentil 95%;

$X_{5\%}$ = valor de X no percentil 5%.

Quando só existia um valor pontual para os dados de falha, foi assumido um *FE* igual a 10. Para o valor da probabilidade de falha humana não

foram assumidas variações em torno do valor médio adotado, pois a incerteza neste dado não é apenas estatística, mas também pode variar com o tipo de ação a ser executada pelo operador, tornando difícil a determinação da sua incerteza.

Para as análises dos dois eventos iniciadores foram assumidas as seguintes considerações:

- antes da ocorrência do evento iniciador o reator encontra-se em operação normal a plena potência;
- antes da ocorrência do evento iniciador os sistemas de segurança, todas as fontes de energia elétrica e sistemas de suporte, estão disponíveis;
- após o evento iniciador de ruptura da tubulação do primário considera-se que o sistema de proteção do reator atue com sucesso de modo a efetuar o desligamento do reator;
- a ocorrência dos eventos iniciadores e das falhas são independentes entre si;
- as falhas obedecem a uma distribuição exponencial, ou seja, as taxas de falhas são constantes no tempo;
- os componentes são considerados não reparáveis durante o período de observação adotado;
- o evento iniciador ocorre durante um dos períodos de operação do reator. Cada período de operação tem duração de 63 horas que será o valor do tempo de missão adotado para as análises.

4.2.1 Bloqueio de canal de refrigeração

O bloqueio da entrada de refrigerante primário através de um canal ou canais de um elemento combustível pode ocorrer quando materiais estranhos caem sobre o núcleo inadvertidamente. A redução da vazão de refrigerante poderá causar um superaquecimento local da placa do elemento combustível acompanhado de falha do encamisamento. Entre as possíveis causas destacam-se as seguintes [5, 23]:

- queda de um objeto na piscina do reator e posterior depósito do mesmo no topo do núcleo;

- falha de algum dispositivo experimental, presente no interior ou perto do núcleo, resultando no desprendimento de partes, que posteriormente venham a se depositar no núcleo ou causar deformação de um canal de resfriamento;
- falha em algum mecanismo ou equipamento, como por exemplo, o mecanismo de movimentação das barras de controle e de segurança, resultando na deposição de algum fragmento, que não pode ser visualizado e ocasionando a deformação de um canal de resfriamento.

Das três causas acima, a mais provável, é a queda de algum objeto na piscina com o seu posterior depósito no núcleo. Existem diversos e elaborados procedimentos operacionais no reator IEA-R1 para evitar esse tipo de evento, que são os seguintes [5]:

- inspeção visual do núcleo antes de cada partida;
- Inspeção visual periódica durante a operação;
- todo material utilizado na área da piscina deve ser colorido ou marcado para fácil visualização;
- nenhuma operação de manutenção é permitida na ponte do reator durante a operação;
- a piscina é mantida limpa através de uma limpeza geral que é feita regularmente.

A detecção deste tipo de evento pode ser feita:

- pelo operador, através da inspeção visual durante a operação, FIG.4.1;
- pelo aumento significativo da perda de pressão no núcleo, medido por transdutor de pressão localizado no topo da piscina (correspondente a um valor acima de 10% da vazão nominal);
- pelo aumento significativo da temperatura do refrigerante na saída do núcleo (acima de 48^0C);
- no pior caso, pelos detectores de radiação posicionados em baixo da plataforma móvel de suporte do núcleo. Neste caso já ocorreu

algum tipo de dano ao núcleo do reator no ponto onde há bloqueio de canal.

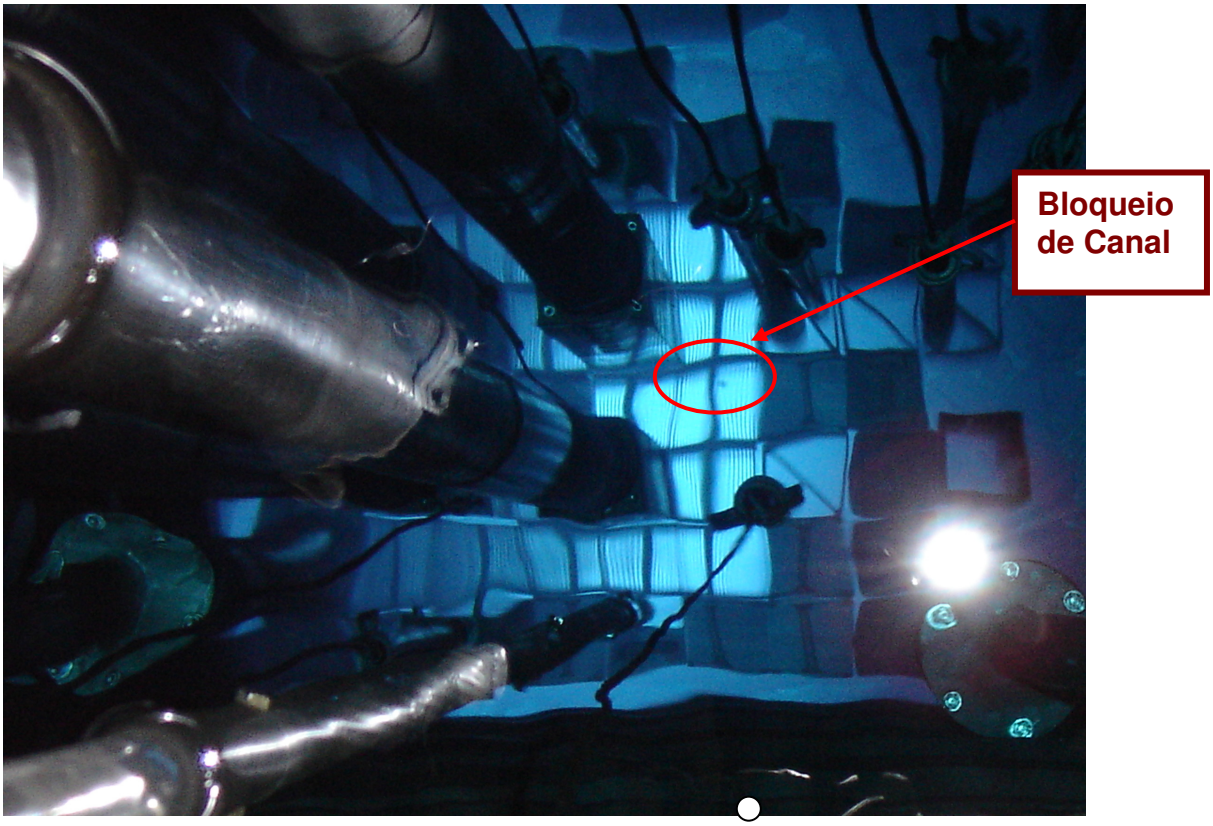


FIGURA 4.1 – Visualização do bloqueio de canal

Deve ser ressaltado que o reator não dispõe de recursos que permitam a detecção automática do evento iniciador quando poucos canais são bloqueados, pois nesta situação os detectores de queda de pressão diferencial e de aumento de temperatura de saída do refrigerante não conseguem detectar pequenas variações. Se não houver a detecção pelos operadores (visualmente), o reator não será desligado podendo causar danos locais na placa.

No caso de ocorrer à deterioração do resfriamento das placas do elemento combustível, onde canais foram bloqueados, poderá haver a fusão de parte dos mesmos. Neste caso ocorrerá a liberação de produtos de fissão para a água da piscina e para a atmosfera do confinamento, havendo sua detecção pelos monitores de radiação e o desligamento automático do reator por meio do sistema de proteção. O sistema de ventilação normal da Área Quente será desligado e acionado o sistema de ventilação de emergência juntamente com o

isolamento desta área. Assim sendo, o sistema de ventilação de emergência encaminhará as correntes de ar para os conjuntos de filtros diminuindo a liberação de material radioativo para o meio ambiente.

Mesmo com o desenvolvimento do acidente ao longo do tempo, para poucos canais, os danos serão apenas na região bloqueada, devido às seguintes razões:

- a superfície oposta da placa não sofrerá dano, pois continuará sendo resfriada pela passagem de refrigerante, caso seu canal de refrigeração não estiver também bloqueado;
- as temperaturas nas placas combustíveis, na parte abaixo do bloqueio de canal, não se elevarão muito devido à remoção de calor por convecção natural e por condução, pela água e pelas estruturas, respectivamente.

Quando da ocorrência de falhas no revestimento das placas do elemento combustível podem ser considerados os seguintes recursos para a sua detecção:

- monitores de radiação de área instalados na superfície da piscina, embaixo da plataforma móvel de sustentação do núcleo;
- monitores de ar instalados no saguão da piscina e nos dutos de ventilação e exaustão;
- análise radioquímica da água da piscina, efetuada periodicamente;
- inspeção visual com auxílio de equipamentos apropriados, onde a visualização é possível apenas nas placas externas (laterais e superfícies dos arranjos);
- análise do filtro instalado no duto de exaustão, antes da chaminé do IEA-R1, realizada periodicamente.

4.2.1.1 Árvore de Eventos

Após a sua detecção (pelo operador), para mitigar um bloqueio de canal é necessário que sejam realizadas as seguintes funções de segurança para que não haja danos ao núcleo e liberação de radioatividade para o meio ambiente acima dos limites permitidos:

- desligamento do reator, pela atuação do operador no sistema de proteção do reator;
- manutenção do confinamento com o desligamento do sistema de ventilação normal e acionamento do sistema de ventilação de emergência e isolamento do mesmo.

A sequência de eventos esperada neste acidente é a seguinte:

- bloqueio de poucos canais de refrigeração de um elemento de combustível causado por algum objeto, sem possibilidade de detecção automática;
- detecção visual do evento através dos operadores e desligamento manual do reator;
- desligamento da exaustão normal e do insuflamento da Área Quente, e da entrada em operação da exaustão de emergência desta área.
- isolamento da Área Quente.

A AE apresentada na FIG. 4.2 mostra a evolução das sequências acidentais. Apenas uma sequência leva a um estado sem danos ao núcleo (SEQ. 1), onde há o desligamento do reator iniciado pela atuação do operador se o bloqueio for detectado através de inspeção visual. As demais sequências (SEQ. 2, SEQ. 3 e SEQ. 4) levam a um estado com dano local ao núcleo. Observa-se pela FIG. 4.2 que mesmo havendo o perfeito funcionamento da circulação de refrigerante na piscina, este sistema não mitigará os danos locais na placa devido ao bloqueio, não havendo interferência na evolução do acidente. Nas SEQ. 2, SEQ. 3 e SEQ. 4, as atuações da exaustão de emergência e do isolamento da Área Quente não ocorrem de maneira a impedir danos ao núcleo, mas apenas atuam no sentido de minimizar as consequências do acidente.

A frequência de ocorrência do evento iniciador de bloqueio de canal foi obtido de estudos realizados para reatores similares ao IEA-R1, reator grego (igual a 10^{-2} por ano) [6] e reator australiano (igual a $1{,}3.X10^{-5}$/ano) [7]. Conservativamente adotou-se o maior valor.

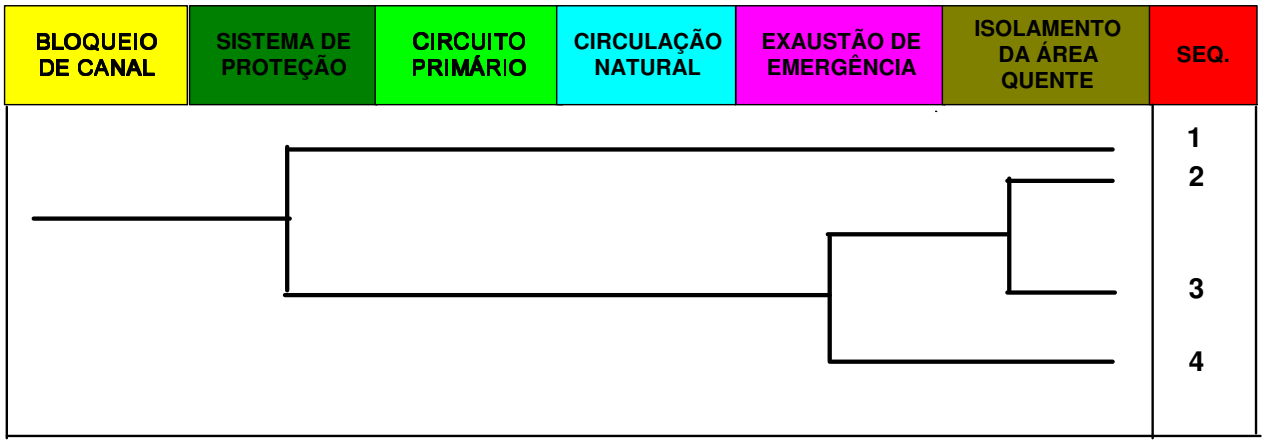


FIGURA 4.2 - Árvore de Eventos para o evento iniciador de bloqueio de canal

4.2.1.2 Árvore de Falhas

Neste item o interesse é a obtenção da frequência de ocorrência de danos ao núcleo do reator IEA-R1, iniciado por bloqueio de canal. Neste caso apenas o sistema de proteção terá a sua probabilidade de falha quantificada, já que os sistemas de isolamento da Área Quente e da exaustão de emergência apresentados na AE não atuam com o objetivo de evitar danos ao núcleo, mas apenas para minimizar os efeitos para o ambiente. Para este evento iniciador (com poucos canais bloqueados) a ocorrência de danos ao núcleo somente será evitada se houver o desligamento do reator iniciado pelos operadores após a detecção visual do bloqueio do mesmo.

A FIG. 4.3 mostra a AF para o evento topo “Falha de Desligamento do Reator”. O evento topo ocorrerá se não houver a detecção do bloqueio ou se ocorrer falha na inserção das barras de controle.

A partir dos dados da TAB. 4.1 foi calculada a probabilidade de falha no desligamento do reator em caso de bloqueio de canal com o código SAPHIRE e obteve-se o valor de $2{,}97 \times 10^{-2}$. Observa-se na AF que a maioria dos eventos básicos é relacionada com a falha humana, cujas incertezas na probabilidade de falhas não foram definidas. Por esta razão neste item não foram realizados os cálculo de incertezas.

Analisando-se os cortes mínimos gerados, observa-se que este valor é fortemente influenciado pela probabilidade de erro do operador. As principais falhas humanas que contribuem com mais de 99% do valor estimado seriam:

- o operador não detecta o bloqueio do canal durante a inspeção visual (evento básico SP_OP_INSP);
- o operador não realiza a inspeção visual (evento básico SP_OP_NINSP);
- o operador não inicia o processo de desligamento do reator, mesmo tendo detectado o bloqueio do canal (evento básico SP_OP_DESLIG).

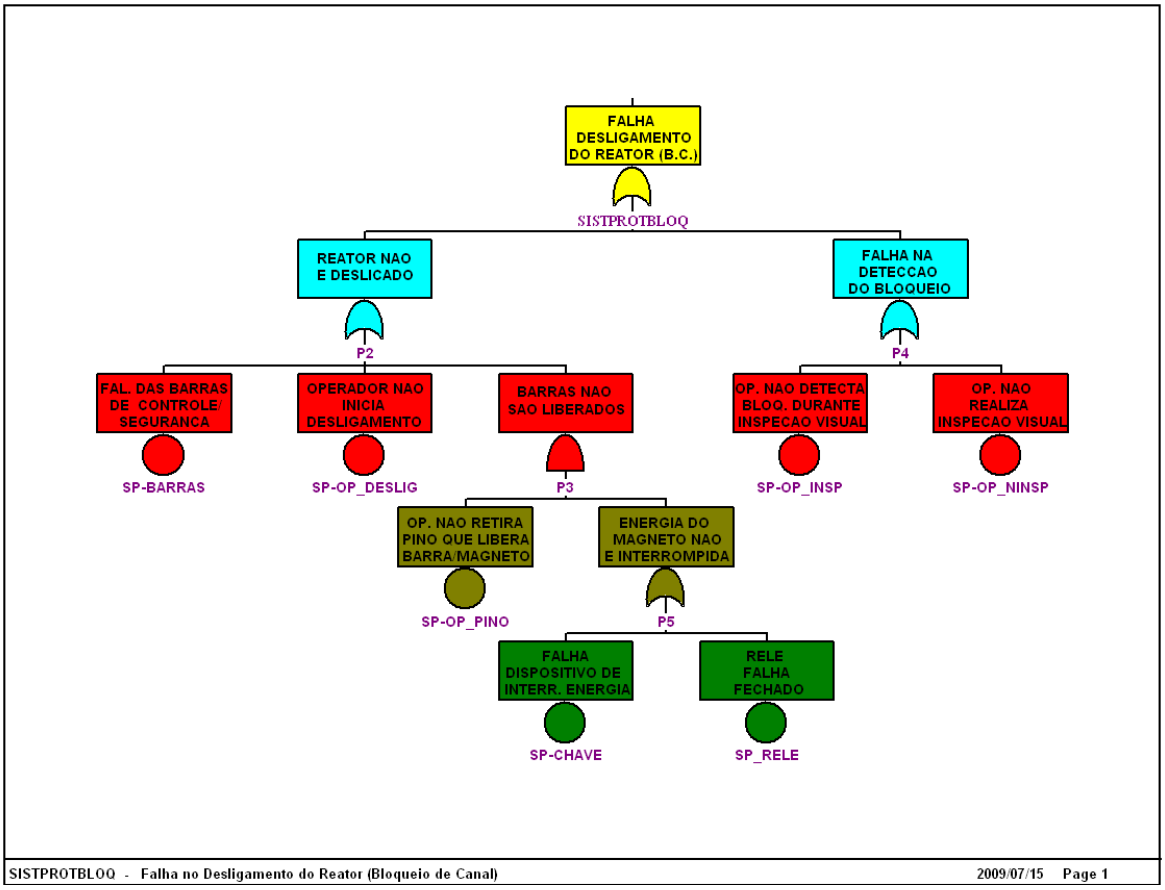


FIGURA 4.3 - Árvore de Falhas para o evento topo – “Falha no Desligamento do Reator”

A partir do resultado obtido pela AF para a probabilidade de falha no desligamento do reator ($2,9x10^{-2}$) e da frequência do evento iniciador de bloqueio do canal de refrigeração do núcleo do IEA-R1 (10^{-2}), o valor estimado para a frequência de danos ao núcleo devido ao bloqueio de canal, obtido pela AE, é da ordem de $2,9x10^{-4}$/ano.

Das análises realizadas podem ser feitas as seguintes observações:

- as falhas humanas são os maiores contribuintes para o valor da frequência estimada;
- o resultado pode estar distorcido pois os valores adotados para probabilidades de falha humana foram os mesmos para qualquer tipo de ação (ação rotineira ou em situação de emergência);
- os valores atribuídos para as probabilidades de ocorrência de falhas humanas e da frequência do bloqueio do canal, foram adotados de um reator similar (reator de pesquisa grego) [6]. Se estes valores pudessem ser específicos do o reator IEA-R1 ter-se-ia uma avaliação mais precisa da situação da instalação.
- embora o valor estimado possa ser considerado elevado, é aceitável, pois este tipo de acidente provocaria apenas pequenos danos ao núcleo que não ocasionariam grandes liberações de radionuclídeos para o meio ambiente. Trata-se apenas de um dano local e em poucas placas combustíveis, e o reator IEA-R1 dispõe de um confinamento e de sistemas que mitigam possíveis liberações de radiações acima dos limites permitidos para a população. Além disso, quando este resultado é comparado com estudos realizado para outros reatores de pesquisa ele é da mesma ordem de grandeza do reator grego [6] e aproximadamente 10 vezes maior que o obtido para o reator australiano Ansto [7].

Para os outros eventos iniciadores na categoria de perda de vazão de refrigerante primário descritos anteriormente, concluiu-se por meio das análises realizadas na referência [5] que apenas o caso de bloqueio de canal poderia conduzir a danos ao núcleo do reator.

Esta conclusão baseia-se na consideração de que o estabelecimento da circulação natural do refrigerante pelo núcleo seria suficiente para mitigar a

ocorrência dos demais eventos iniciadores, retirando o calor residual do mesmo. Entretanto, isto depende do desacoplamento da válvula de convecção que pode falhar. Caso não ocorra o estabelecimento da circulação natural pode ocorrer danos ao núcleo do reator para alguns dos eventos iniciadores descritos.

Considerando-se a falha no estabelecimento da circulação natural, a situação mais crítica seria o evento iniciador de travamento do eixo da bomba, pois o volante de inércia não atuaria e a circulação forçada seria interrompida bruscamente, consequentemente haveria uma quantidade maior de calor residual a ser retirada.

4.2.2 Perda de refrigerante por grande ruptura da tubulação do circuito primário

Dos eventos iniciadores na categoria de perda de refrigerante primário o que deve causar maiores consequências é o evento de ruptura da tubulação do primário, devido à possibilidade de descobrimento do núcleo no menor tempo entre todos os eventos iniciadores desta categoria (aproximadamente 6 minutos) [5]. Como o circuito primário opera a baixas pressões e temperaturas, uma ruptura tipo guilhotina, ruptura de 100% da área de escoamento de sua tubulação, se daria apenas através de um forte impacto externo. Entretanto, o circuito é bem protegido contra eventos externos, pois terremotos de grande magnitude ou a queda de aeronaves possuem baixas probabilidades de ocorrência, segundo o RAS [5]. Uma causa que pode provocar esta ruptura seria o desprendimento do volante de inércia das bombas do primário, com o seu consequente impacto contra a tubulação.

Para garantir a integridade do núcleo, mesmo na ocorrência deste tipo de evento iniciador, o reator dispõe de dois sistemas descritos a seguir.

1) **Isolamento da piscina:** que interrompe a perda de refrigerante primário. O circuito primário conta com dois conjuntos de três válvulas de isolamento. Cada conjunto de isolamento é constituído de uma válvula gaveta manual e de duas válvulas providas de atuadores motorizados, acionados remotamente. As 4 válvulas motorizadas estão localizadas em posições estratégicas, muito próximas à parede de concreto da piscina, sendo 2 no início (saída

da piscina) e 2 no término da tubulação do primário (entrada da piscina), fisicamente bem protegidas contra possíveis impactos, principalmente do volante de inércia. Estas válvulas são acionadas automaticamente quando o nível de água na piscina atingir a cota de 400 mm abaixo do ladrão. Observa-se que, basta apenas o fechamento de uma única válvula motorizada de cada conjunto para isolar a piscina do circuito primário, ou seja, uma válvula de cada conjunto é redundante.

2) **Sistema de Resfriamento de Emergência do núcleo:** que resfria o núcleo do reator em caso de seu descobrimento. O SRE é um sistema passivo constituído de tanque de armazenamento que injeta água diretamente no núcleo, por gravidade, através da abertura de quatro válvulas que atuam automaticamente quando o nível da piscina atingir 4.500 mm abaixo do ladrão.

A sequência de eventos esperada para o caso de ruptura do circuito primário seria a seguinte [5]:

- ruptura tipo guilhotina da tubulação de 10” do circuito primário, próxima a piscina;
- sinal de alarme de nível baixo de água da piscina em 200 mm abaixo do ladrão;
- desligamento automático do reator no nível de água em 350 mm abaixo do ladrão;
- desligamento automático da bomba do primário e fechamento das válvulas de isolamento do primário no nível de água em 400 mm abaixo do ladrão. Não é considerada a possibilidade de isolamento da piscina minutos após a ruptura da tubulação pelas válvulas manuais, por necessitarem da atuação do operador no local das válvulas, localizadas no subsolo e inacessíveis durante a operação do reator;
- o tempo de fechamento das válvulas de isolamento está previsto ser da ordem de 30 a 60 segundos, assegurando um nível final mínimo de água na piscina entre 6,0 e 7,5 metros acima do fundo,

que é suficiente para retirar o calor de decaimento e manter o núcleo em temperaturas baixas;

- com a piscina isolada e o núcleo coberto, haverá o desacoplamento da válvula de convecção, iniciando-se o resfriamento por circulação natural, que é suficiente para retirar o calor de decaimento e manter o núcleo em temperaturas baixas;
- no caso do não desacoplamento da válvula de convecção, não será estabelecida a circulação natural, podendo ocasionar danos locais nas placas combustíveis [6];
- no caso de falha no fechamento das válvulas de isolamento, após a ruptura da tubulação, ocorrerá o esvaziamento total da piscina. Quando o nível de água na piscina atingir 4.500 mm abaixo do ladrão é acionado SRE, de ação passiva, que assegurará o resfriamento do núcleo.

4.2.2.1 Árvore de Eventos

A AE que mostra os caminhos em que o acidente pode se desenvolver dependendo da atuação ou não dos sistemas de segurança disponíveis após a ocorrência da grande ruptura da tubulação do circuito primário é mostrado na FIG. 4.4.

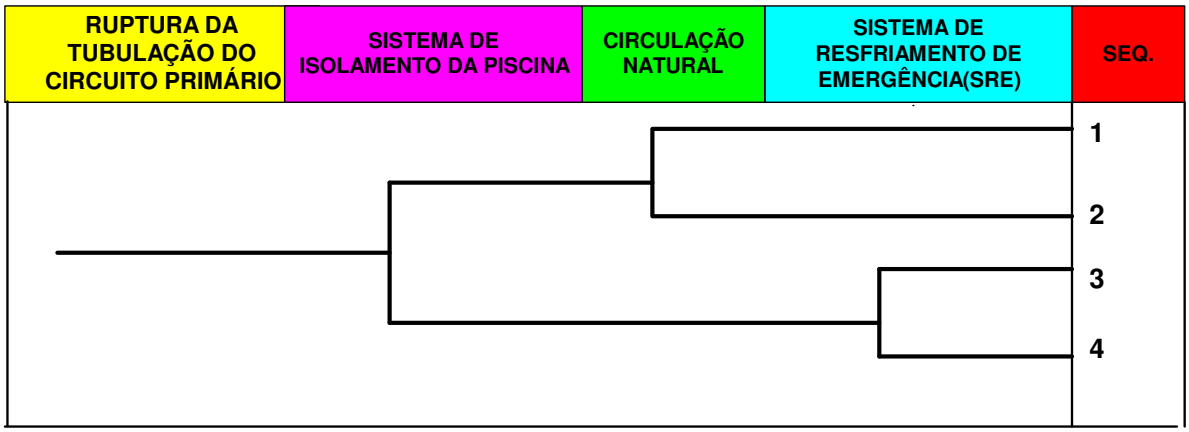


FIGURA 4.4 - Árvore de Eventos para o evento iniciador de ruptura da tubulação do primário

As quatro sequências acidentais são:

- **SEQ. 1:** ruptura da tubulação e o sistema de isolamento da piscina atua com sucesso, com o desacoplamento da válvula de convecção e o consequente estabelecimento da circulação natural. Esta sequência leva a um estado final sem danos ao núcleo;

- **SEQ. 2:** ruptura da tubulação, o sistema de isolamento da piscina atua com sucesso e com a falha no desacoplamento da válvula de convecção sem o estabelecimento da circulação natural. Esta sequência pode levar a um estado final com danos localizados nas placas do combustível, conforme admitido na referência [6];

- **SEQ. 3:** ruptura da tubulação com falha do sistema de isolamento da piscina e entrada do SRE com sucesso. Esta sequência leva a um estado final sem danos ao núcleo, pois o SRE foi dimensionado para resfriar o núcleo e retirar o calor residual nesta situação. Deve ser ressaltado que esta sequência leva a perda da blindagem radiológica exercida pela água da piscina, implicando em exposição direta do núcleo do reator e, consequentemente, em doses elevadas no saguão da piscina e possivelmente no interior do prédio do reator;

- **SEQ. 4:** ruptura da tubulação com falha no isolamento da piscina e falha na atuação do SRE. Esta sequência leva a um estado final com danos ao núcleo, pois o núcleo fica descoberto. Este é o cenário mais severo com derretimento de placas de combustível, podendo haver liberação de radioatividade. Ressalte-se que neste cenário ainda seriam acionados o isolamento da Área Quente e o sistema de ventilação de emergência que deverão atuar para controlar possíveis liberações de radioatividade nesta condição acidental. Estes sistemas não aparecem na AE, pois este estudo contempla apenas o nível 1 de uma APS, que é o cálculo da frequência de danos ao núcleo, e estes recursos de segurança não

interferem neste caso. Esta sequência deve possuir probabilidade de ocorrência muito baixa.

4.2.2.1 Árvore de Falhas

A frequência de ocorrência das quatro sequências acidentais descritas acima depende dos seguintes parâmetros:

- frequência de ocorrência de ruptura da tubulação do primário. Para este parâmetro os reatores grego [6] e australiano [7] utilizaram os valores iguais a $1{,}2 \times 10^{-4}$/ano e $5{,}9 \times 10^{-5}$/ano, respectivamente. Para este trabalho foi adotado de forma conservativa o maior valor;
- probabilidade de falha do isolamento da piscina;
- probabilidade de falha na atuação da circulação natural. Para o IEA-R1, esta probabilidade depende da taxa de falhas da válvula de convecção da piscina. Como este valor não era disponível, foi adotado o valor da probabilidade de falha obtido na referência [6] igual a $1{,}008 \times 10^{-2}$;
- probabilidade de falha do SRE.

Para a obtenção da probabilidade de falha do sistema de isolamento da piscina e do SRE foi utilizado o modelo de AF, que são mostradas nas Figuras 4.5 e 4.6, respectivamente.

Considera-se que o isolamento da piscina falha quando as duas válvulas automáticas das pernas (fria ou quente) do circuito primário não fecham quando necessário (nível baixo da piscina). As válvulas não fecham se elas falham ao fechar, ou seus acionadores não recebem energia elétrica ou não recebem sinal de nível baixo da piscina para fechamento (sinal automático e comando manual dos operadores na sala de controle e sala de emergência).

O SRE falha se não é aspergida água sobre o núcleo quando este estiver descoberto. Isto pode ocorrer se houver falha (ruptura ou entupimento) nos dois ramos de alimentação (A e B) ou a falha na abertura das quatro válvulas solenóides e da válvula manual ou a falha ou posicionamento errado da válvula de desvio ou entupimento dos aspersores.

A falha do sistema elétrico pode levar a falha dos sistemas mencionados anteriormente pelas seguintes razões:

- os atuadores motorizados das válvulas de isolamento são alimentados em 440 V (trifásicos) a partir do centro de controle de motores (CCM-E/V-11) que, por sua vez, dispõe de dois barramentos eletricamente independentes pertencentes ao SDEE e ao SDEV. Para evitar uma falha simples, os atuadores das válvulas são alimentados no modo “cruzado”. Do barramento essencial partem as alimentações das válvulas 883-HV-15 (gaveta 10” perna-fria) e 883-HV-18 (esfera 12” perna-quente). Do barramento vital partem as alimentações das válvulas 883-HV-17 (gaveta 12” perna-quente) e 883-HV-16 (esfera 10” perna-fria);
- a alimentação da instrumentação do SRE e do isolamento da piscina é efetuada em 220 V corrente alternada a partir dos quadros QCA-V-21 e QCA-V-31 pertencentes ao SDEV. No SRE as válvulas solenóides são alimentadas no modo “cruzado”, cada quadro alimentando uma válvula de cada ramo. No isolamento da piscina ocorre o mesmo tipo de alimentação “cruzada” para o controle das válvulas de isolamento.

Portanto foi necessária também a obtenção da probabilidade de falha do fornecimento de energia elétrica nos seguintes quadros elétricos:

- CCM-E/V-11 em 440 V – barramento vital;
- CCM-E/V-11 em 440 V – barramento essencial;
- quadro em corrente alternada em 220 V, QCA-V-21;
- quadro em corrente alternada em 220 V, QCA-V-31.

Os quadros citados acima ficarão sem energia elétrica se houver uma falha intrínseca do próprio quadro ou ele não recebe energia (falha em cabos, disjuntores, chaves) ou o quadro que deve alimentá-lo não o faz. Esta lógica é desenvolvida partindo-se do CCM-E/V-11 até se chegar ao ponto de entrada da ELETROPAULO. Já os quadros QCA-V-21 e QCA-V-31 ficarão sem energia se uma falha intrínseca do próprio quadro ou ele não recebe energia (falha em cabos, disjuntores, chaves) ou os MPIs falham.

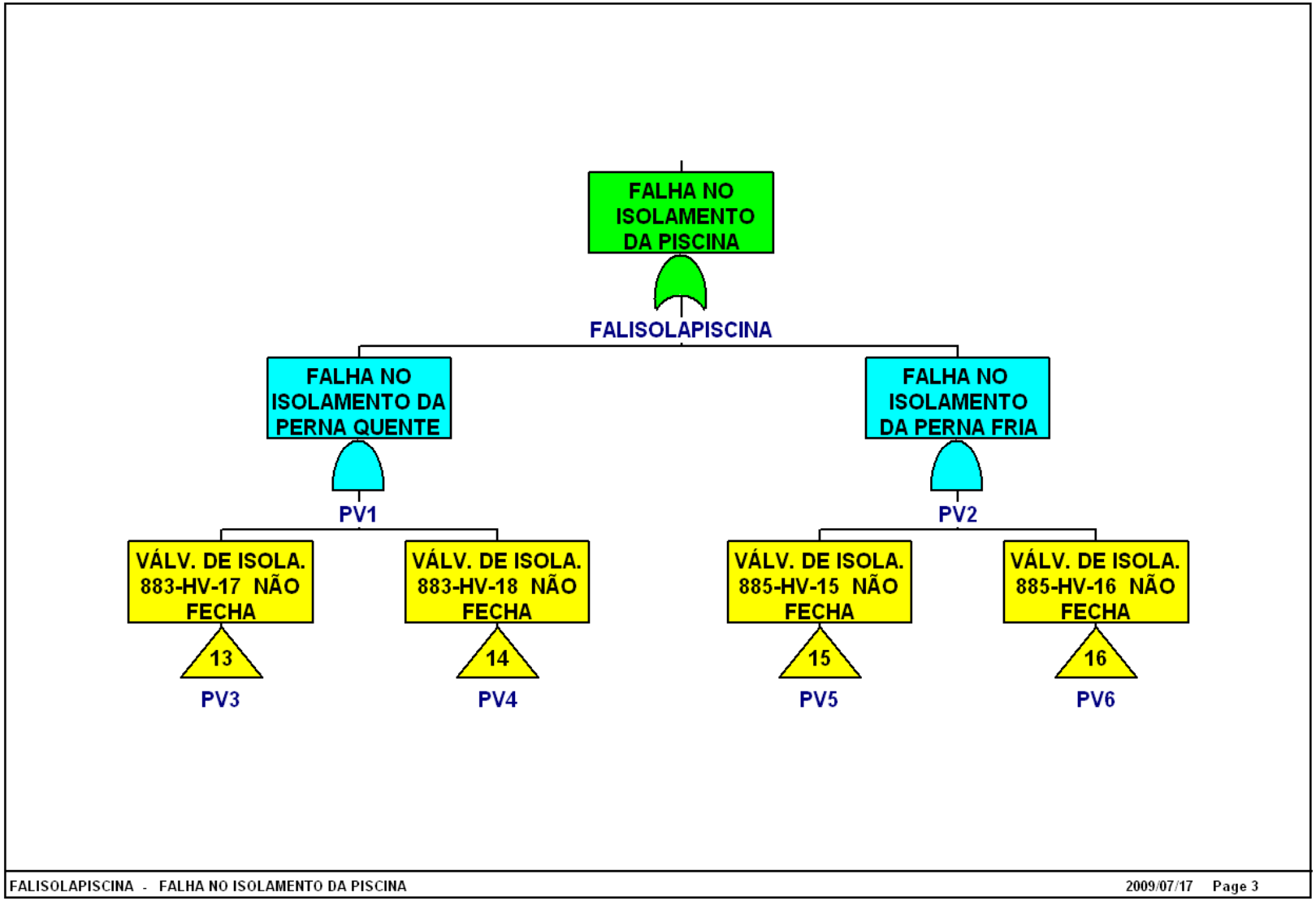


FIGURA 4.5 - Evento topo – falha no isolamento da piscina (1/5)

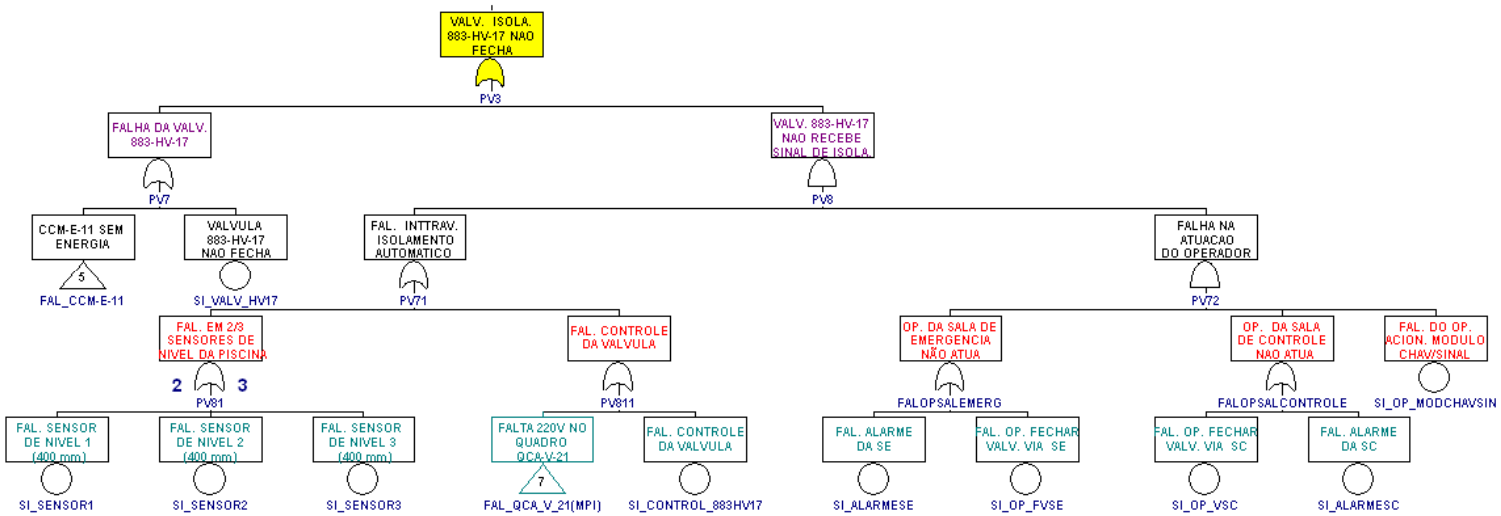


FIGURA 4.5 - Evento topo – falha no isolamento da piscina (2/5)

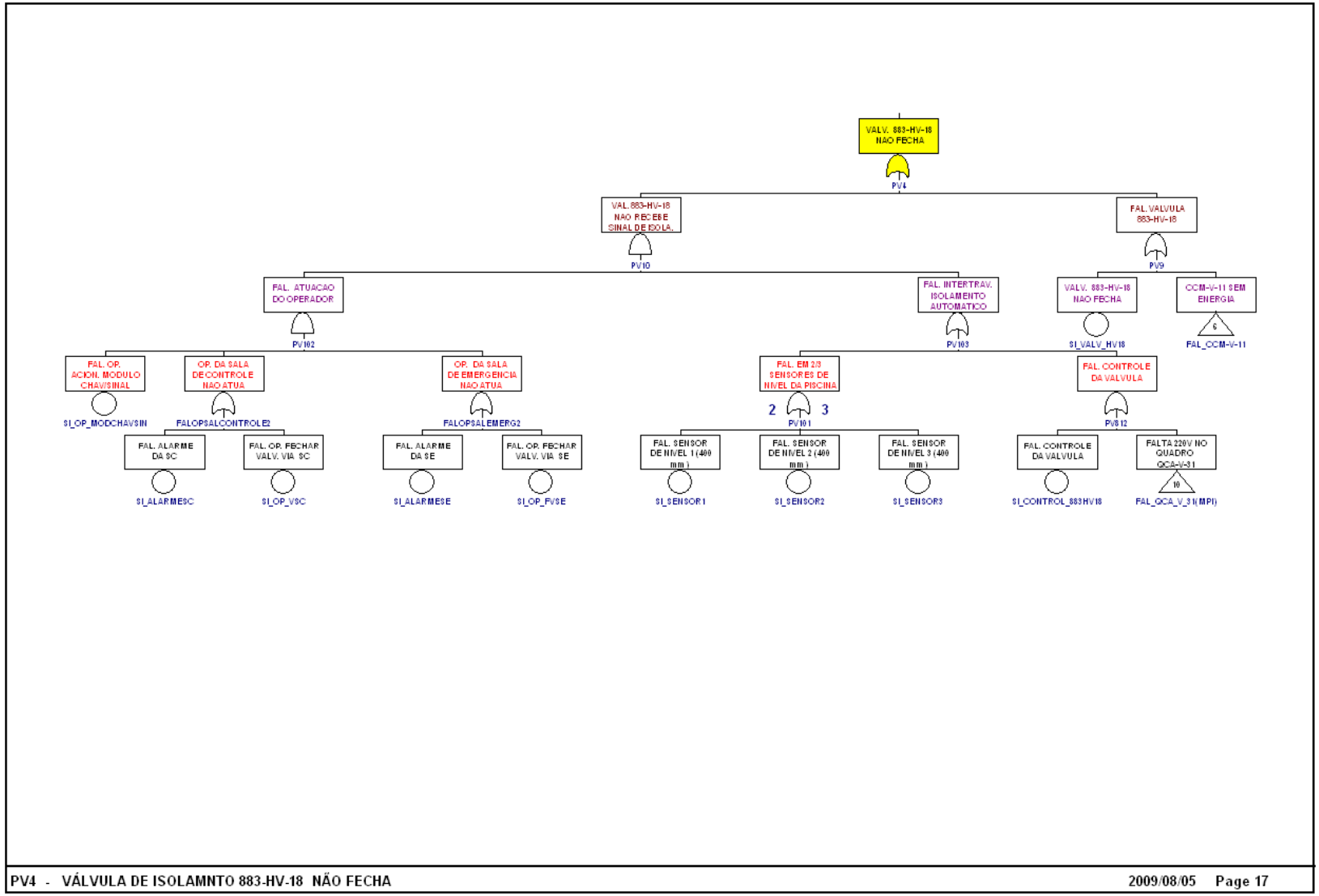


FIGURA 4.5 - Evento topo – falha no isolamento da piscina (3/5)

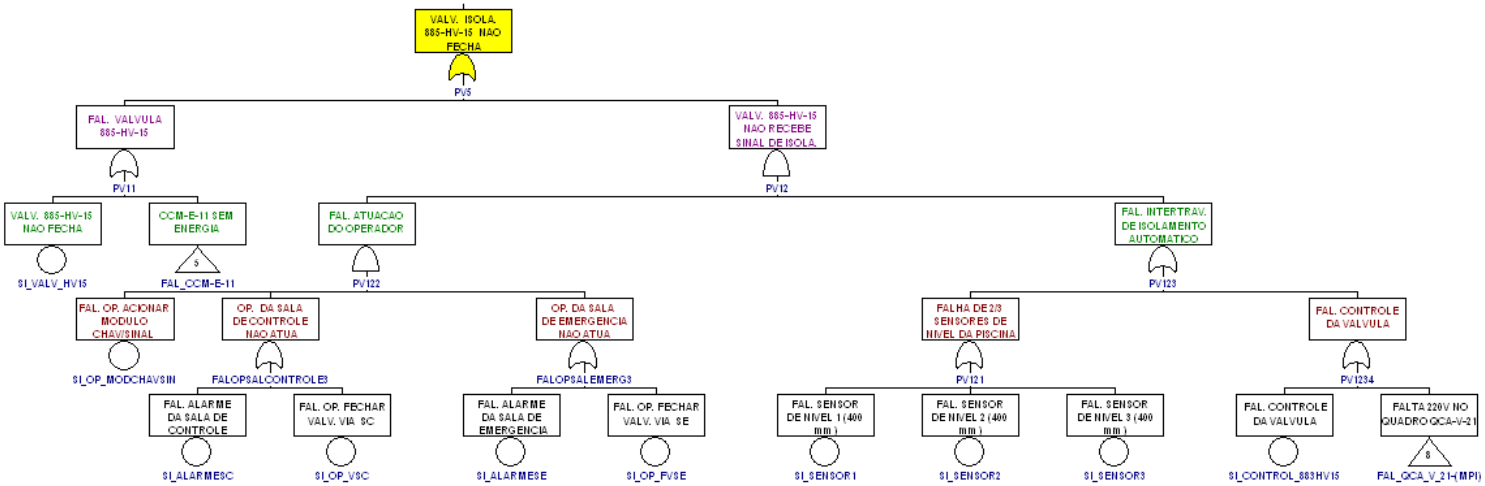


FIGURA 4.5 - Evento topo – falha no isolamento da piscina (4/5)

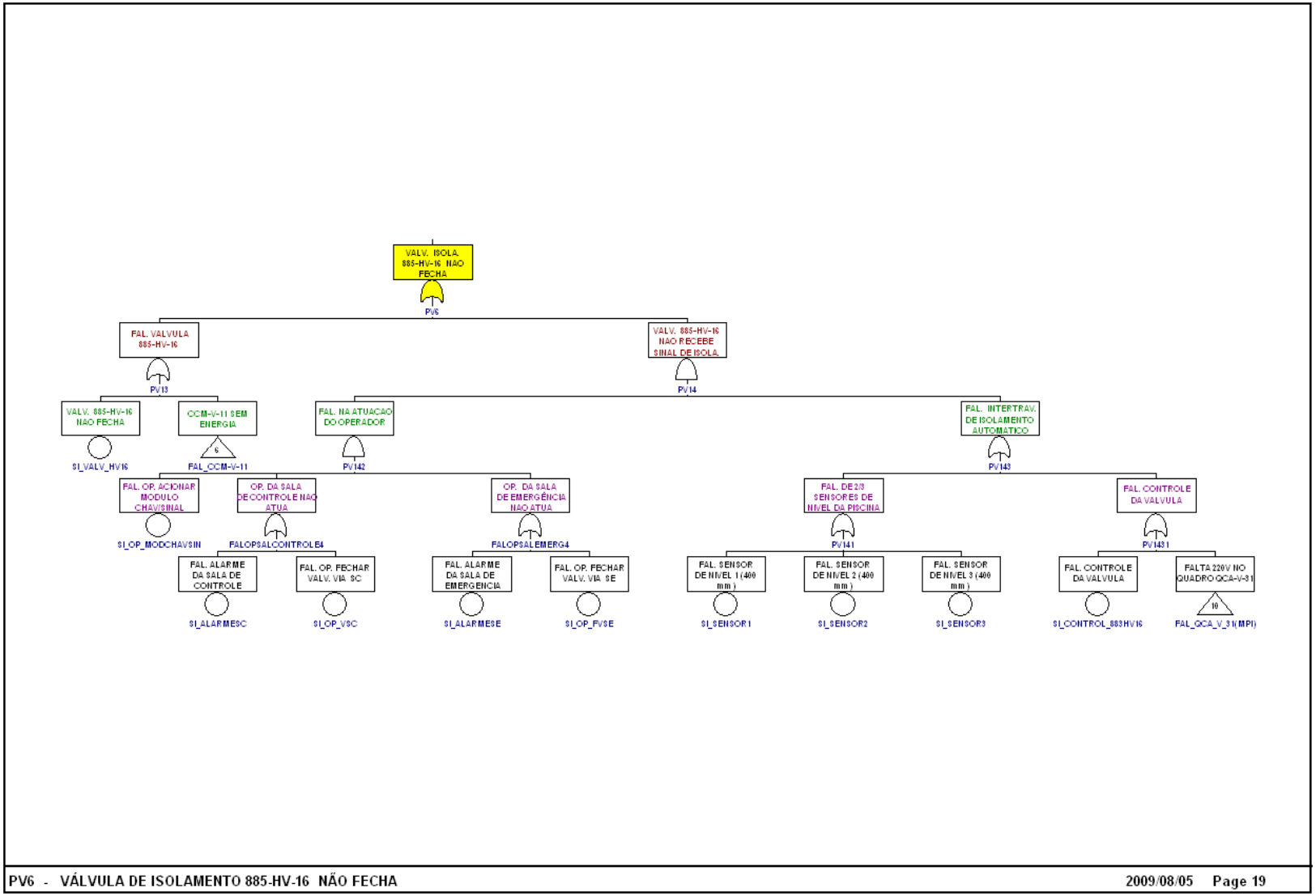


FIGURA 4.5 - Evento topo – falha no isolamento da piscina (5/5)

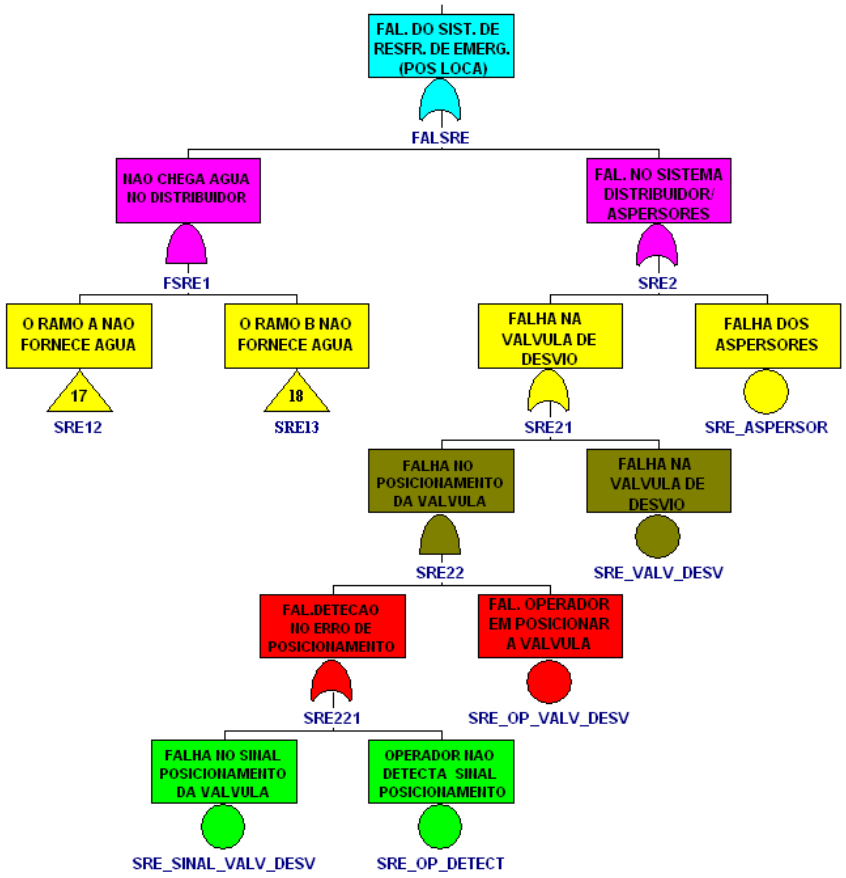


FIGURA 4.6 - Evento topo – falha do SRE (pós LOCA) (1/3)

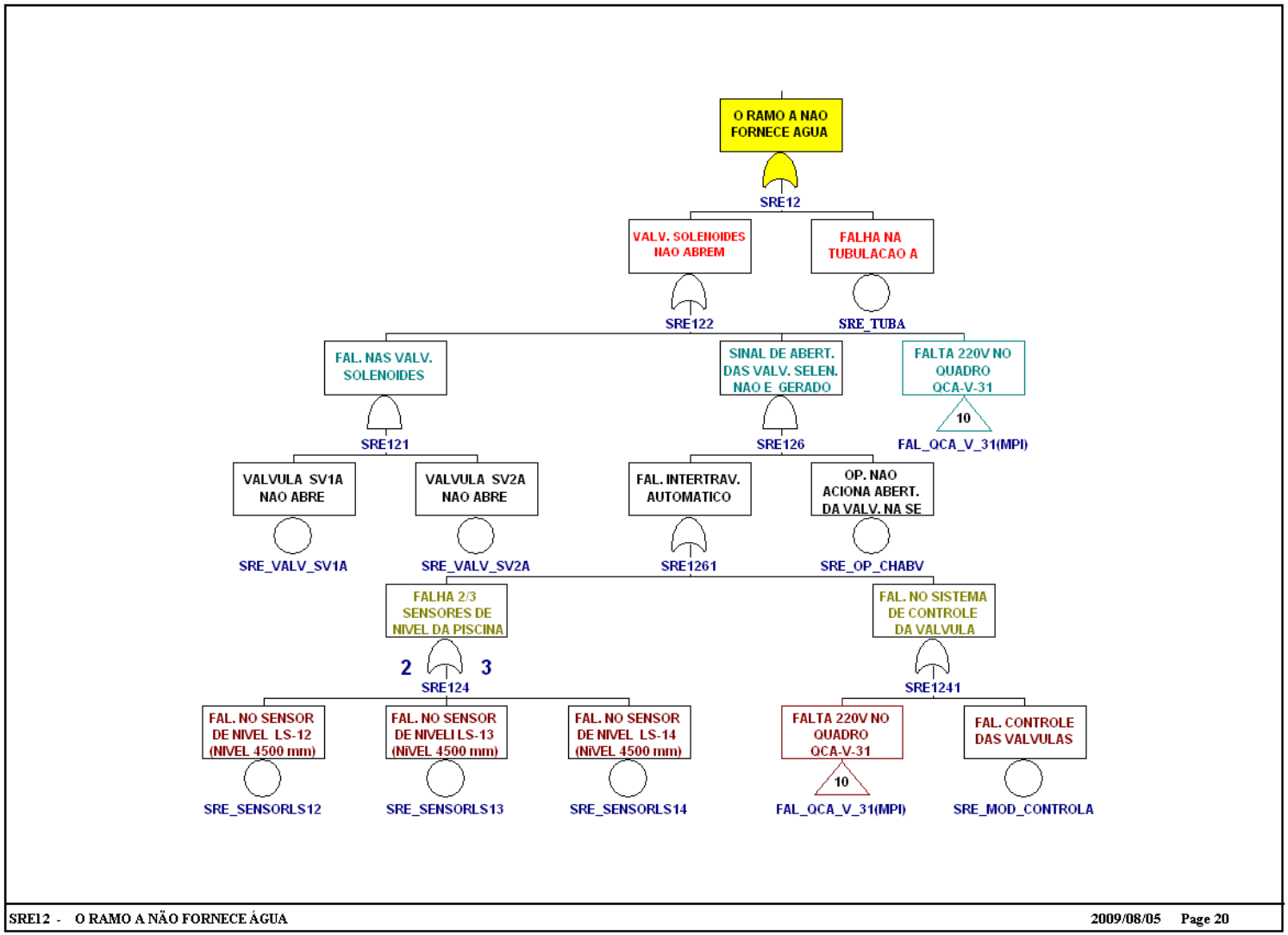


FIGURA 4.6 – Evento topo - falha do SRE (pós LOCA) (2/3)

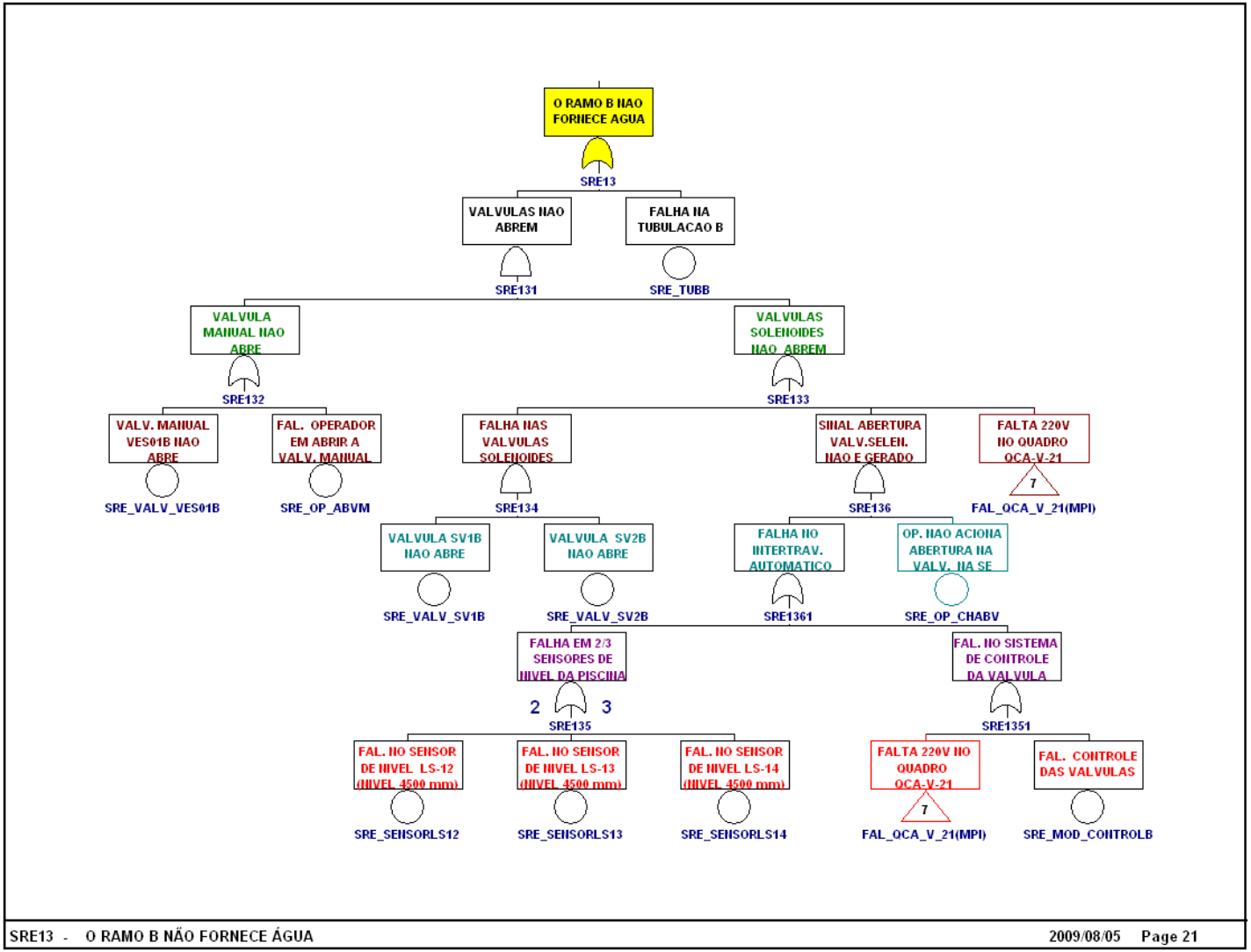


FIGURA 4.6 – Evento topo - falha do SRE (pós LOCA) (3/3)

As AFs construídas para os eventos topo de falha no suprimento de energia elétrica nos quadros elétricos acima citados encontram-se no APÊNDICE B. Note-se que as árvores elaboradas para o SRE e para a falha do isolamento da piscina, quando necessário, “chamam” as árvores elaboradas para os quadros elétricos.

Com as AFs, utilizando-se o programa SAPHIRE e os dados da TAB. 4.1 foram obtidos os seguintes valores:

- probabilidade de perda de energia elétrica no centro de controle de motores(CCM-E/V-11) em 440 V – barramento vital igual a $1{,}062 \times 10^{-2}$;
- probabilidade de perda de energia elétrica no centro de controle de motores (CCM-E/V-11) em 440 V – barramento essencial igual a $4{,}305 \times 10^{-3}$;
- probabilidade de perda de energia elétrica no quadro em corrente alternada em 220 V QCA-V31 igual a $2{,}302 \times 10^{-3}$;
- probabilidade de perda de energia elétrica no quadro em corrente alternada 220 V QCA-V-21 igual a $3{,}524 \times 10^{-4}$;
- probabilidade de falha do isolamento da piscina igual a $1{,}047 \times 10^{-4}$;
- probabilidade de falha do SRE igual a $1{,}022 \times 10^{-4}$.

As probabilidades obtidas anteriormente e suas respectivas incertezas são apresentadas na TAB. 4.2.

Com as probabilidades de falha do isolamento da piscina e do SER, a partir da AE e utilizando-se o programa SAPHIRE foram obtidos os seguintes valores para as frequências de ocorrências das sequências acidentais que levam a danos ao núcleo:

- frequência de ocorrência da SEQ. 2 igual a $1{,}21 \times 10^{-6}$ /ano;
- frequência de ocorrência da SEQ. 4 igual a $1{,}177 \times 10^{-12}$ /ano.

As frequências de ocorrência das SEQ. 2 e SEQ. 4 e suas respectivas incertezas são apresentadas na TAB. 4.3.

TABELA 4.2 - Probabilidade de falha dos sistemas analisados obtidos nas AFs

PROBABILIDADE	VALOR MÉDIO	MEDIANA	PERCENTIL 5%	PERCENTIL 95%	DESVIO PADRÃO
Perda de energia elétrica no centro de controle de motores(CCM-E/V-11) em 440 V - – barramento vital	$1,062X10^{-2}$	$9,469X10^{-3}$	$15,802X10^{-3}$	$1,980X10^{-2}$	$4,566X10^{-3}$
Perda de energia elétrica no centro de controle de motores (CCM-E/V-11) em 440 V -– barramento essencial	$4,305X10^{-3}$	$3,915X10^{-3}$	$2,208X10^{-3}$	$7,706X10^{-3}$	$1,824X10^{-3}$
Perda de energia elétrica no quadro em corrente alternada em 220 V QCA-V31	$2,302X10^{-3}$	$1,632X10^{-3}$	$6,560X10^{-4}$	$6,299X10^{-3}$	$2,391X10^{-3}$
Perda de energia elétrica no quadro em corrente alternada 220 V QCA-V-21	$3,524X10^{-4}$	$2,816X10^{-4}$	$1,072X10^{-4}$	$8,547X10^{-4}$	$2,643X10^{-4}$
Falha do isolamento da piscina	$1,047X10^{-4}$	$7,651X10^{-5}$	$3,120X10^{-5}$	$2,178X10^{-4}$	$1,719X10^{-4}$
Falha do SRE	$1,022X10^{-4}$	$1,015X10^{-4}$	$1,004X10^{-4}$	$1,058X10^{-4}$	$3,446X10^{-6}$

TABELA 4.3 - Frequência de ocorrência das sequências acidentais SEQ. 2 e SEQ. 4

FREQUENCIA DE OCORRÊNCIA (por ano)	VALOR MÉDIO	MEDIANA	PERCENTIL 5%	PERCENTIL 95%	DESVIO PADRÃO
SEQ. 2	$1,210X10^{-6}$	_	_	_	_
SEQ.4	$1,177X10^{-12}$	$8,600X10^{-13}$	$3,604X10^{-13}$	$2,907X10^{-12}$	$1,323X10^{-12}$

Os principais cortes mínimos gerados nas análises realizadas estão apresentados no APÊNCIDE C (evento topo de falha no isolamento da piscina), APÊNCIDE D (evento topo de falha do SRE (pós-LOCA)) e APÊNCIDE E (sequência SEQ. 4).

Observando-se as probabilidades de falha obtidas para o isolamento da piscina e do SRE, pode-se concluir que estes sistemas possuem boa confiabilidade. Isto se deve à adoção de redundância em suas configurações nos pontos mais importantes de modo a garantir o desempenho de suas funções: duas válvulas de isolamento automáticas em cada perna do circuito primário no isolamento da piscina e dois ramos de distribuição de água no SRE, além da alimentação elétrica "cruzada" nos trens redundantes.

Para o evento topo de falha do isolamento da piscina não foram encontrados cortes mínimos de ordem um indicando que nenhuma falha simples leva à indisponibilidade do sistema. Analisando-se os cortes mínimos gerados, percebe-se que as combinações de falhas que levam à falha do sistema envolvem principalmente a ocorrência de duas falhas conjuntas: falha de uma das válvulas de isolamento e a falha de algum componente do sistema elétrico que leva à interrupção no fornecimento de energia a válvula redundante da mesma perna do circuito.

Para o evento topo de falha do SRE foram encontrados dois cortes mínimos de ordem um, ou seja, existem dois componentes cuja falha isolada pode levar à falha do SRE e, portanto devem ter atenção especial para que possuam boa confiabilidade. As falhas dos componentes são:

- falha (entupimento) do aspersor (SRE_ASPERSOR);
- falha (ruptura ou bloqueio) da válvula de desvio (SRE_VALV_DESV).

Entretanto, o corte mínimo que mais contribuí percentualmente para a probabilidade de falha do SRE (98%) é a combinação de duas falhas conjuntas (falha humana), que são a falha do operador ao posicionar a válvula de desvio, após realização de teste do SRE (evento básico SRE_OP_VALV_DESV) em conjunto com a falha do operador em detectar o erro de posicionamento (evento básico SRE_OP_DETECT). Isto se deve ao valor da probabilidade de falha

humana relativamente alto adotado nas análises. Por exemplo, apesar de aparecer como evento único na AF, o evento básico de falha do operador em detectar o erro de posicionamento da válvula de desvio (SRE_OP_DETECT), pode ser uma sequência de falhas, envolvendo até mais de um operador, já que qualquer um pode detectar esta falha visualmente ou no painel da sala de controle, que alerta a posição errada da válvula. Este erro pode ser detectado pelo menos em duas oportunidades; ao final da operação de teste do SRE e antes do início da operação do reator (o reator não deve operar com a válvula de desvio em posição errada). Portanto, se o procedimento de verificação da posição da válvula de desvio for bem elaborado, poder-se-ia atribuir um valor menor para a probabilidade de ocorrência desta falha humana e teríamos uma probabilidade mais baixa para este corte mínimo e consequentemente uma probabilidade de falha do SRE, menor, ou seja, um sistema mais confiável.

Quanto ao sistema elétrico, os barramentos em 460 V do CCM apresentaram probabilidade relativamente alta de ficarem sem energia elétrica. Observando-se os cortes mínimos gerados para o evento topo “CCM-E/V-11 Barramento Vital Sem Energia” verifica-se que existem muitos cortes mínimos de ordem um indicando que a falha simples de diversos componentes leva à perda da energia elétrica neste barramento. O mesmo pode ser verificado para o barramento essencial deste CCM. Como as válvulas redundantes da mesma perna do circuito primário são alimentadas no modo “cruzado”, para que o isolamento da piscina falhe devido à interrupção de energia elétrica aos acionadores das válvulas de isolamento é preciso que os dois barramentos do CCM fiquem sem energia simultaneamente. A análise para o barramento vital do CCM foi realizada levando-se em consideração a possibilidade do acionamento do motogerador pelo motor diesel através da embreagem magnética. Entretanto, esta possibilidade não está sendo utilizada no momento, sendo a ELETROPAULO a única fonte de energia para o motogerador, fazendo com que a probabilidade de interrupção de energia no barramento seja ainda maior. Isto diminui a confiabilidade do isolamento da piscina, mas não de modo significativo. O que diminui bastante é a disponibilidade do reator, pois na configuração atual qualquer interrupção do fornecimento de energia pela ELETROPAULO leva ao desligamento do reator.

Como esperado, a SEQ. 4 apresentou frequência de ocorrência bastante baixa, refletindo a baixa frequência do evento iniciador postulado e a boa confiabilidade dos sistemas que devem atuar no sentido de mitigá-lo (isolamento da piscina e SRE). A partir do valor obtido para a frequência de ocorrência da SEQ. 4 pode-se considerar não crível que ocorra a ruptura da tubulação do primário, conforme postulado, em conjunto com a falha do isolamento da piscina e da falha do SRE.

Quanto à frequência de ocorrência da SEQ. 2, seu valor é comparável ao obtido nos dois estudos realizados para reatores similares ao IEAR-1 [6, 7] para condição semelhante à SEQ 2. Apesar da referência [6] considerar que esta sequencia possa levar a danos ao núcleo, para o IEAR-1, esta é uma condição a ser avaliada. É recomendável que seja dada atenção especial ao desacoplamento da válvula de convecção, de forma a garantir o estabelecimento da circulação natural e consequentemente o resfriamento adequado das placas combustíveis.

Quanto a SEQ. 3, apesar de não levar a danos ao núcleo, este não é um cenário totalmente seguro, pois leva à perda da blindagem radioativa exercida pela água da piscina implicando em exposição direta do núcleo do reator e, consequentemente, em doses elevadas no saguão da piscina e possivelmente no interior do prédio do reator. A frequência de ocorrência desta sequência acidental também é baixa (da ordem de 10^{-7} por ano), pois é pouco provável que ocorram conjuntamente a ruptura do circuito primário e a falha do isolamento da piscina.

5 CONCLUSÕES

Utilizando-se a metodologia da APS nível 1 aplicada ao reator de pesquisa IEA-R1 foram obtidas as estimativas da freqüência de danos ao núcleo devido a dois eventos iniciadores: bloqueio de canal e perda de refrigerante por grande ruptura do circuito primário. Os resultados obtidos são comentados de forma resumida a seguir.

No caso de bloqueio de canal o desligamento do reator depende da atuação do operador, ou seja, o valor obtido para a probabilidade de falha no desligamento do reator é fortemente influenciado pela probabilidade de falha humana (falha na atuação do operador).

A contribuição para a frequência de danos ao núcleo estimada para o evento de bloqueio de canal é da ordem de $2{,}9 \times 10^{-4}$/ano. Este valor que pode ser considerado elevado causaria apenas pequenos danos locais no núcleo, e consequentemente sem grandes liberações de radionuclídeos para o ambiente. Comparado a frequência estimada com alguns reatores de pesquisa o resultado obtido neste trabalho pode ser considerado satisfatório, pois é da mesma ordem de grandeza do reator grego [6] e aproximadamente 10 vezes maior que do reator australiano Ansto [7].

Na análise do evento iniciador de perda de refrigerante por grande ruptura do circuito primário, foram encontradas duas sequências acidentais que levam a danos ao núcleo: SEQ. 2 e SEQ. 4. Para a obtenção das estimativas das frequências de ocorrência para estas sequências acidentais foi necessária a obtenção das probabilidades de falha no fornecimento de energia elétrica em alguns painéis do sistema elétrico, da probabilidade de falha do isolamento da piscina e da probabilidade de falha do SRE. Os valores de probabilidade de falha nestes sistemas encontram-se listados na TAB. 4.2.

A partir das probabilidades de falha, foram obtidos os seguintes valores de frequência de ocorrência das sequências acidentais que levam a danos ao núcleo:

- frequência de ocorrência da SEQ. 2 igual a $1{,}21 \times 10^{-6}$ /ano;
- frequência de ocorrência da SEQ. 4 igual a $1{,}177 \times 10^{-12}$ /ano.

Para as condições analisadas, o sistema de isolamento da piscina e o SRE apresentaram boa confiabilidade. Isto se deve à adoção de redundâncias nos pontos mais sensíveis destes sistemas, como descrito no Capítulo 4.

Quanto ao sistema elétrico, os barramentos do CCM-E/V-11 apresentaram probabilidades de falha no suprimento de energia elétrica relativamente altas. Isto se deve ao fato de que a falha simples de diversos componentes leva à perda da energia elétrica nestes barramentos. Embora estes valores sejam altos as válvulas redundantes da mesma perna do circuito primário são alimentadas no modo “cruzado”. Portanto, para que haja falha no isolamento da piscina é necessário que os dois barramentos do CCM-E/V-11 fiquem simultaneamente sem energia (ou seja, pelo menos dois componentes do sistema elétrico devem falhar).

Como esperado, a SEQ. 4 apresentou uma frequência de ocorrência bastante baixa, podendo-se considerar não crível a sua ocorrência.

O valor obtido para frequência de ocorrência SEQ. 2 é comparável ao obtido nos dois estudos realizados para reatores de pesquisa citados nas referências [6, 7].

A SEQ. 3 não é um cenário totalmente seguro, pois leva ao descobrimento do núcleo, apresentando uma frequência da ordem de 10^{-7} /ano.

A partir dos resultados obtidos neste trabalho, conclui-se que os sistemas de segurança e os processos operacionais do reator IEA-R1 apresentam um desempenho seguro e comparável com outros reatores de pesquisa.

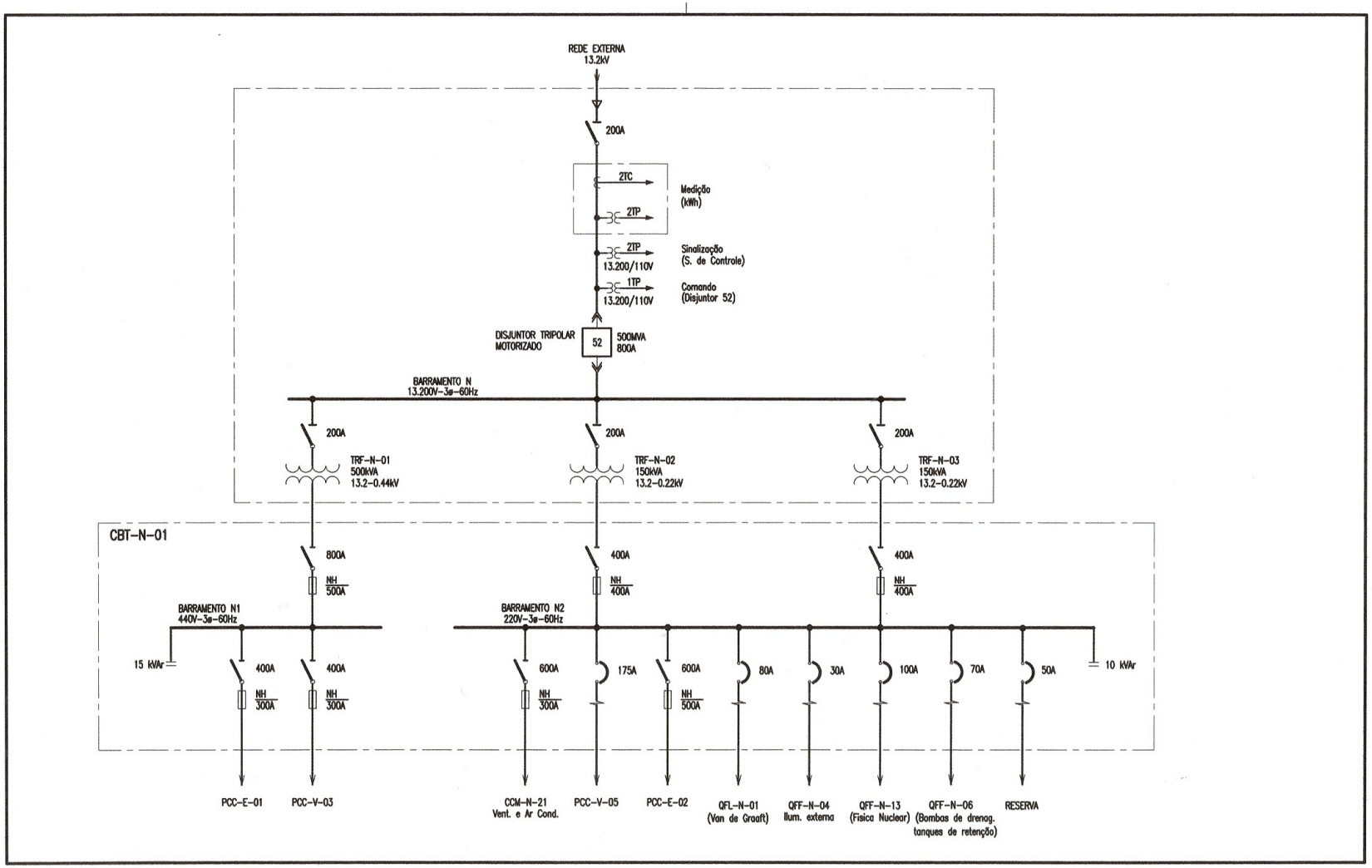
No entanto, algumas recomendações são sugeridas a fim de aumentar a segurança do reator:

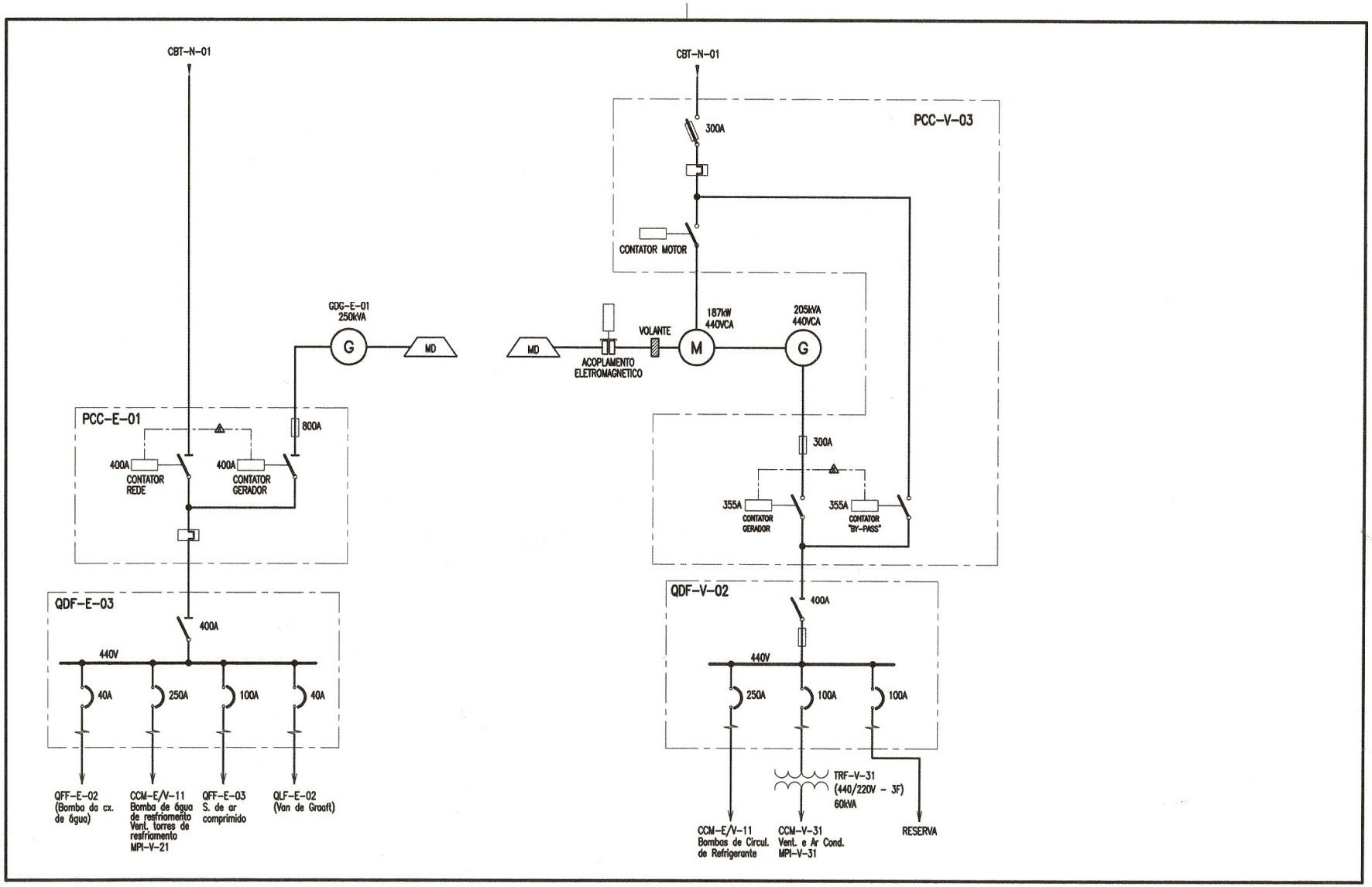
- instalação de sistema de detecção do bloqueio de canal de forma contínua por sistema automático;
- realização de estudos para renovação do sistema elétrico do IEA-R1 de modo a melhorar a sua confiabilidade e disponibilidade;
- verificação da probabilidade de falha do desacoplamento da válvula de convecção, e consequentemente do estabelecimento da circulação natural quando necessário.

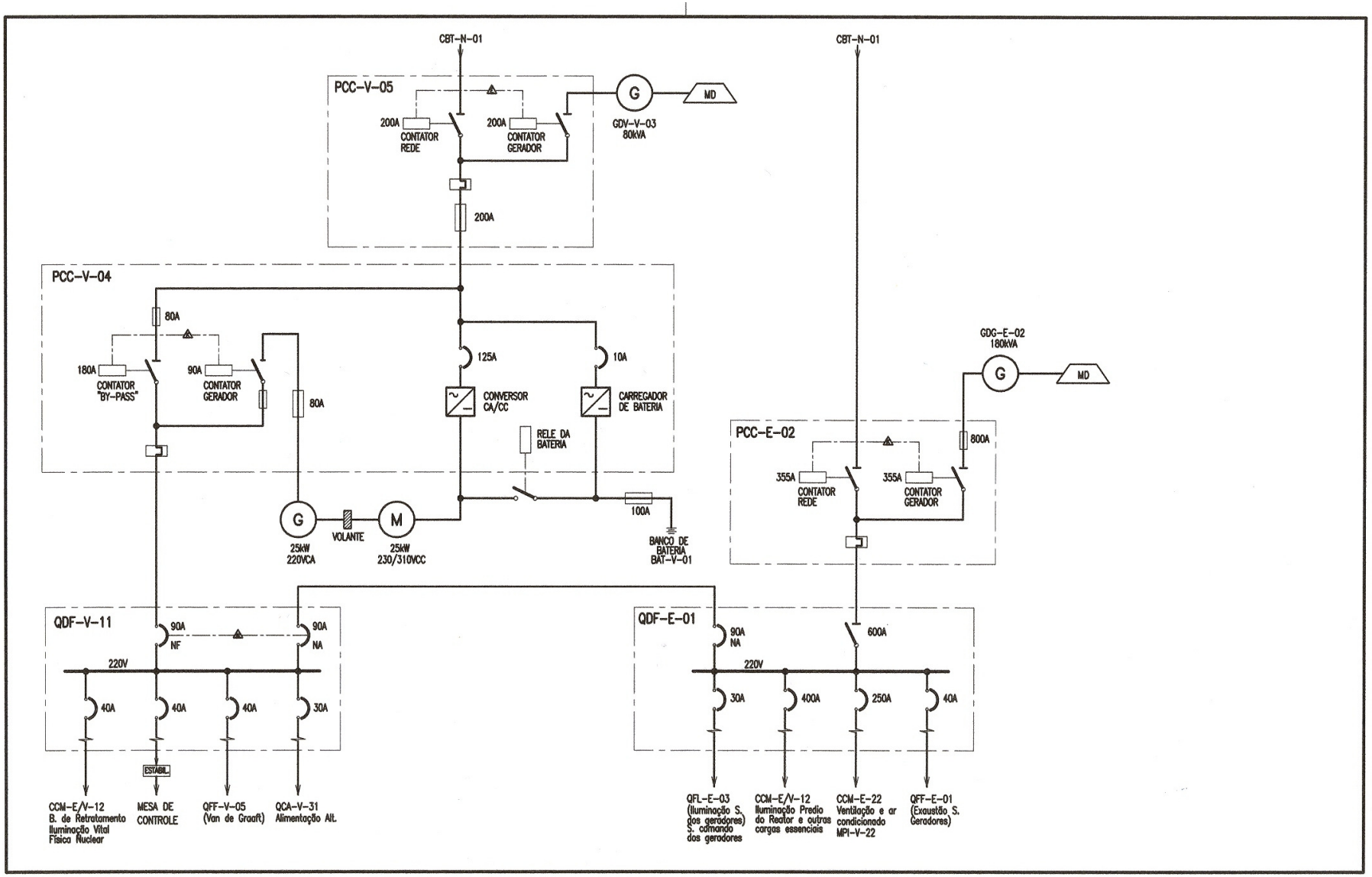
Para a continuidade deste trabalho são sugeridas algumas atividades:

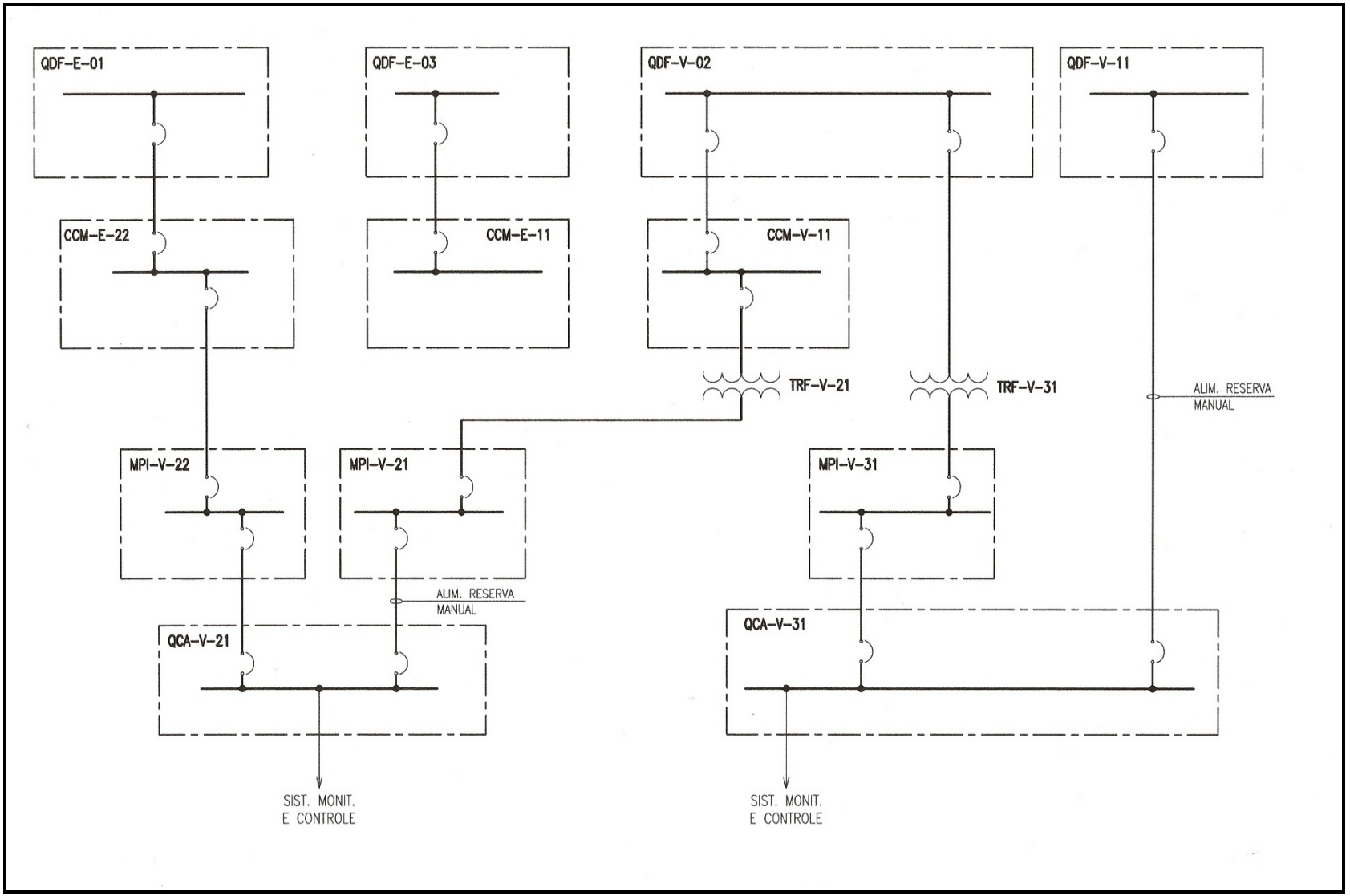
- execução das fases referentes aos níveis 2 e 3 da APS para os eventos iniciadores analisados neste trabalho, ou seja, a determinação dos termo fontes e avaliação das consequências de possíveis liberações de radionuclídeos para os indivíduos do publico, respectivamente;
- elaboração do nível 1 da APS para todos os eventos iniciadores listados no ANEXO B, identificados no RAS do IEA-R1 [5];
- consolidação da APS para o IEA-R1 a partir das etapas anteriores.

ANEXO A: Diagrama unifilar simplificado do sistema elétrico




CBT-N-01
GDG-E-01
250kVA
G
MD
PCC-E-01
800A
400A
CONTATOR
REDE
400A
CONTATOR
GERADOR
QDF-E-03
400A
440V
40A
250A
100A
40A
QFF-E-02
(Bomba da cx.
de água)
CCM-E/V-11
Bomba de água
de resfriamento
Vent. torres de
resfriamento
MPI-V-21
QFF-E-03
S. de ar
comprimido
QLF-E-02
(Van de Graaft)
CBT-N-01
PCC-V-03
300A
CONTATOR MOTOR
MD
ACOPLAMENTO
ELETROMAGNETICO
VOLANTE
187kW
440VCA
M
205kVA
440VCA
G
300A
355A
CONTATOR
GERADOR
355A
CONTATOR
"BY-PASS"
QDF-V-02
400A
440V
250A
100A
100A
TRF-V-31
(440/220V - 3F)
60kVA
CCM-E/V-11
Bombas de Circul.
de Refrigerante
CCM-V-31
Vent. e Ar Cond.
MPI-V-31
RESERVA


CBT-N-01
PCC-V-05
200A
CONTATOR REDE
200A
CONTATOR GERADOR
G
GDV-V-03
80kVA
MD
200A
PCC-V-04
80A
180A
CONTATOR "BY-PASS"
90A
CONTATOR GERADOR
80A
125A
CONVERSOR CA/CC
10A
CARREGADOR DE BATERIA
RELE DA BATERIA
G
25kW
220VCA
VOLANTE
M
25kW
230/310VCC
100A
BANCO DE BATERIA
BAT-V-01
CBT-N-01
GDG-E-02
180kVA
G
MD
PCC-E-02
800A
355A
CONTATOR REDE
355A
CONTATOR GERADOR
QDF-V-11
90A
NF
90A
NA
220V
40A
40A
40A
30A
ESTABIL.
CCM-E/V-12
B. de Retratamento
Iluminação Vital
Física Nuclear
MESA DE CONTROLE
QFF-V-05
(Van de Graaft)
QCA-V-31
Alimentação Alt.
QDF-E-01
90A
NA
600A
220V
30A
400A
250A
40A
QFL-E-03
(Iluminação S. dos geradores)
S. comando dos geradores
CCM-E/V-12
Iluminação Predio do Reator e outras cargas essenciais
CCM-E-22
Ventilação e ar condicionado
MPI-V-22
QFF-E-01
(Exaustão S. Geradores)


QDF-E-01
QDF-E-03
QDF-V-02
QDF-V-11
CCM-E-22
CCM-E-11
CCM-V-11
TRF-V-21
TRF-V-31
ALIM. RESERVA
MANUAL
MPI-V-22
MPI-V-21
MPI-V-31
ALIM. RESERVA
MANUAL
QCA-V-21
QCA-V-31
SIST. MONIT.
E CONTROLE
SIST. MONIT.
E CONTROLE

ANEXO B: Lista dos eventos iniciadores identificados no RAS [5]

Categoria	Evento Iniciador
Perda de Alimentação Elétrica	Falhado Sistema de Distribuição Elétrica Normal
	Falha do Sistema de Distribuição Elétrica Essencial
	Falha do Sistema de Distribuição Elétrica Vital
Inserção de Excesso de Reatividade	Criticalidade Durante Manuseio do Combustível
	Acidente de Partida
	Falha no Elemento de Controle
	Falha no Mecanismo de Acionamento do Elemento de Controle ou no seu Sistema
	Posições Desbalanceadas dos Elementos
	Falha ou Colapso de Componentes Estruturais
	Inserção de Água Fria
	Mudanças no Moderador
	Influências de Experimentos
	Reatividade de Desligamento Insuficiente
	Retirada Inadvertida das Barras de Controle e/ou Segurança
	Queda de um Elemento Combustível
Perda de Vazão	Falha na Bomba do Circuito Primário
	Fechamento Inadvertido das Válvulas de Isolamento da Piscina
	Bloqueio de Canal de Resfriamento
	Redução da Vazão Devido a Desvio da Vazão pelo Núcleo
	Perda de Fonte Fria
	Redução da Vazão de Refrigerante Primário
	Influência Devida a Má Operação ou Falha de Experimentos
	Má Distribuição de Potência devido o Desbalanceamento dos Elementos de Controle, Experimentos dentro do Núcleo, ou Carga do Combustível
	Mau Funcionamento do Controle de Potência do Reator
Perda de Refrigerante	Ruptura da Fronteira do Circuito Primário
	Danos na Piscina
	Esvaziamento da Piscina
	Falhas nos Tubos de Irradiação ou Outras Penetrações

Categoria	Evento Iniciador
Manobra Errada ou Falha de Equipamento	Falha no Revestimento do Elemento Combustível
	Danos Mecânicos no Núcleo ou no Combustível
	Criticalidade do Combustível no Armazenamento
	Falha na Contenção ou no Sistema de Ventilação Perda de Refrigerante para o Combustível Durante a Transferência ou no Armazenamento
	Perda ou Redução de Blindagem Adequada
	Falha de Aparelhagem ou Materiais Experimentais
	Violação das Especificações do Combustível
Eventos Internos Especiais	Incêndios ou Explosões Internas
	Alagamento Interno
	Perda dos Sistemas de Apoio
	Problemas com a Segurança Física
	Acesso Impróprio às Áreas Restritas
Eventos Externos	Terremotos
	Inundações
	Tornados, Projéteis de Tornados e Furacões
	Tempestades e Raios
	Colisões de Aeronaves
	Fogos e Explosões
	Derramamento de Tóxicos
	Acidentes com Meios de Transporte
	Influência de Instalações Adjacentes
Falhas Humanas	Erros Humanos no Gerenciamento da Operação do Reator
	Erros Humanos Pós-Operacionais
	Erros Humanos no Gerenciamento de Acidentes

APÊNDICE A – Lista dos eventos básicos utilizados nas análises com os respectivos dados de entrada

A.1 - Lista dos eventos básicos utilizados no evento iniciador de bloqueio de canal

Report Viewer - SAPHTEMP.000

File Edit Options Help

BASIC EVENTS PROBABILITY REPORT

Project: PROJ-IEAR1 Case: CURRENT

Event Number	Primary Name	Calc Type	Mean Probability	Lambda	Tau
1	<FALSE>	1	+0.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
2	<INIT>	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
3	<PASS>	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
4	<TRUE>	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
5	SISTPROTBLOQ	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
6	SP-BARRAS	1	2.280E-006	+0.000E+000	+0.000E+000
7	SP-CHAVE	3	5.228E-004	8.300E-006	+0.000E+000
8	SP-OP_DESLIG	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
9	SP-OP_INSP	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
10	SP-OP_NINSP	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
11	SP-OP_PINO	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
12	SP_RELE	3	5.228E-004	8.300E-006	+0.000E+000

2009/10/20 15:52:26 page 1

♀

A.2 - Lista dos eventos básicos utilizados no evento iniciador devido a grande ruptura do circuito primário

Report Viewer - SAPHTEMP.000

File Edit Options Help

BASIC EVENTS PROBABILITY REPORT

Project: PRJ_IEAR1 Case: CURRENT

Event Number	Primary Name	Calc Type	Mean Probability	Lambda	Tau
1	<FALSE>	1	+0.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
2	<INIT>	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
3	<PASS>	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
4	<TRUE>	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
5	CIRC_NAT	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
6	CIRC_NATURAL	1	1.008E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
7	CN_PESO	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
8	CN_VALVCONVEX	3	7.560E-005	1.200E-006	+0.000E+000
9	FALISOLAPISCINA	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
10	FALSRE	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
11	FAL_CCM-E-11	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
12	FAL_CCM-V-11	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
13	FAL_QCA_V_31<MPI>	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
14	FAL_QCA_V_31-<QDF-V-02>	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
15	PEL104	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
16	PEL13	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
17	PEL21	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
18	PEL52	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
19	PEL62	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
20	PV3	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
21	PV4	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
22	PV5	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
23	PV6	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
24	QCA-V-21-<MPI>	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
25	RUPTUB	1	1.200E-004	+0.000E+000	+0.000E+000
26	SE_BAR_13-2KV	3	1.449E-004	2.300E-006	+0.000E+000
27	SE_BAR_CBT_1N_01_220	3	1.953E-004	3.100E-006	+0.000E+000
28	SE_BAR_CBT_1N_01_440	3	1.953E-004	3.100E-006	+0.000E+000
29	SE_BAR_QCA_V_21	3	1.953E-004	3.100E-006	+0.000E+000
30	SE_BAR_QCA_V_31	3	1.953E-004	3.100E-006	+0.000E+000
31	SE_BAR_QDF_E_03	3	1.953E-004	3.100E-006	+0.000E+000
32	SE_BAR_QDF_V_02	3	1.953E-004	3.100E-006	+0.000E+000
33	SE_BAR_QDF_V_11	3	1.953E-004	3.100E-006	+0.000E+000
34	SE_BAT-V-01	3	2.898E-004	4.600E-006	+0.000E+000
35	SE_CABO_CBT-N-01-220	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
36	SE_CABO_CBT-N-01-440	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
37	SE_CABO_CBT-N-01-440_E	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
38	SE_CABO_CCM-E-11	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
39	SE_CABO_CCM-V-02	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
40	SE_CABO_CCM-V-11	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
41	SE_CABO_CONEX_BAT-V-01	3	6.802E-004	1.080E-005	+0.000E+000
42	SE_CABO_CONEX_PCC-V-03	3	1.190E-003	1.890E-005	+0.000E+000
43	SE_CABO_CON_PCC-V-03_ENT	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
44	SE_CABO_CON_PCC-V-05	3	1.020E-003	1.620E-005	+0.000E+000
45	SE_CABO_CON_RET	3	2.268E-004	3.600E-006	+0.000E+000
46	SE_CABO_GDG-E-01	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
47	SE_CABO_GDV-V-03	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
48	SE_CABO_MOT_CNB-V-02	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000

2009/08/05 10:01:44 page 1

BASIC EVENTS PROBABILITY REPORT

Report Viewer - SAPHTEMP.000

File Edit Options Help

2009/08/05 10:01:44 page 1

BASIC EVENTS PROBABILITY REPORT

Project: PRJ_IEAR1 Case: CURRENT

Event Number	Primary Name	Calc Type	Mean Probability	Lambda	Tau
49	SE_CABO_PCC-V-04	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
50	SE_CABO_QCA-V-21_MPI-21	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
51	SE_CABO_QCA-V-21_MPI-22	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
52	SE_CABO_QCA-V-31_ENT	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
53	SE_CABO_QCA-V-31_ENT_MPI	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
54	SE_CABO_QDF-E-03_ENT	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
55	SE_CABO_QDF-V-02_ENT	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
56	SE_CABO_QDF-V-11	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
57	SE_CABO_SAI_CNB-V-02	3	3.401E-004	5.400E-006	+0.000E+000
58	SE_CABO_TRF-N-01_SAI	3	1.360E-003	2.160E-005	+0.000E+000
59	SE_CABO_TRF-N-02_SAI	3	6.802E-004	1.080E-005	+0.000E+000
60	SE_CABO_TRF-N-03_SAI	3	6.802E-004	1.080E-005	+0.000E+000
61	SE_CCM-E-11	3	1.668E-003	2.650E-005	+0.000E+000
62	SE_CCM-V-11	3	1.668E-003	2.650E-005	+0.000E+000
63	SE_CIRC_CON_PCC-V-04	3	1.869E-003	2.970E-005	+0.000E+000
64	SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG	3	3.773E-003	6.000E-005	+0.000E+000
65	SE_CONTATOR-PCC-E-01_RED	3	3.773E-003	6.000E-005	+0.000E+000
66	SE_CONTATOR-PCC-V-03	3	3.773E-003	6.000E-005	+0.000E+000
67	SE_CONTATOR-PCC-V-03-ENT	3	3.773E-003	6.000E-005	+0.000E+000
68	SE_CONTATOR-PCC-V-05	3	3.773E-003	6.000E-005	+0.000E+000
69	SE_DISJ_13-2KV	3	1.260E-004	2.000E-006	+0.000E+000
70	SE_DISJ_QCA_V_21	1	1.260E-004	2.000E-006	+0.000E+000
71	SE_DISJ_QCA_V_31	3	1.260E-004	2.000E-006	+0.000E+000
72	SE_DISJ_QDF_V_11	3	1.260E-004	2.000E-006	+0.000E+000
73	SE_DISJ_RET_CNB-V-01	3	1.260E-004	2.000E-006	+0.000E+000
74	SE_DISJ_SAI_CBT_N_01_220	3	1.260E-004	2.000E-006	+0.000E+000
75	SE_DISJ_SAI_QDF_E_03	3	1.260E-004	2.000E-006	+0.000E+000
76	SE_DISJ_SAI_QDF_V_02	3	1.260E-004	2.000E-006	+0.000E+000
77	SE_DISJ_SAI_QDF_V_11	3	1.260E-004	2.000E-006	+0.000E+000
78	SE_ELETROPAULO	3	2.129E-001	3.800E-003	+0.000E+000
79	SE_EMBR_MAG	1	3.000E-004	+0.000E+000	+0.000E+000
80	SE_FUS_BAT-V-01	3	6.298E-004	1.000E-005	+0.000E+000
81	SE_FUS_CBT_1N_01_220	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
82	SE_FUS_CBT_1N_01_440	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
83	SE_FUS_CBT_1N_01_440_V	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
84	SE_FUS_CBT_N_01_440_E	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
85	SE_FUS_PCC_E_01	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
86	SE_FUS_PCC_V_03	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
87	SE_FUS_PCC_V_03_ENT	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
88	SE_FUS_PCC_V_04	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
89	SE_FUS_PCC_V_05	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
90	SE_FUS_QDF_V_02	3	9.446E-004	1.500E-005	+0.000E+000
91	SE_GER_CNB-V-01	3	4.850E-004	7.700E-006	+0.000E+000
92	SE_GER_CNB-V-02	3	4.850E-004	7.700E-006	+0.000E+000
93	SE_GER_GDG-E-01	3	4.409E-004	7.000E-006	+0.000E+000
94	SE_GER_GDV-V-03	1	4.230E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
95	SE_MOT_CNB-V-01	3	1.449E-004	2.300E-006	+0.000E+000
96	SE_MOT_DIESEL	3	1.448E-003	2.300E-005	+0.000E+000

2009/08/05 10:01:44 page 2

BASIC EVENTS PROBABILITY REPORT

Report Viewer - SAPHTEMP.000

File Edit Options Help

Project: PRJ_IEAR1 Case: CURRENT

Event Number	Primary Name	Calc Type	Mean Probability	Lambda	Tau
97	SE_MPI-V-21	3	1.574E-003	2.500E-005	+0.000E+000
98	SE_MPI-V-22	3	1.574E-003	2.500E-005	+0.000E+000
99	SE_MPI-V-31	3	1.574E-003	2.500E-005	+0.000E+000
100	SE_OP_TRANSF_MPI-V-21	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
101	SE_RELE_-TERM_PCC_V-04	3	5.228E-004	8.300E-006	+0.000E+000
102	SE_RELE_-TERM_PCC_V-05	3	5.228E-004	8.300E-006	+0.000E+000
103	SE_RELE_TERM_PCC-E-01	3	5.228E-004	8.300E-006	+0.000E+000
104	SE_RELE_TERM_PCC_V-03	3	5.228E-004	8.300E-006	+0.000E+000
105	SE_REL_BAT-V-01	3	5.228E-004	8.300E-006	+0.000E+000
106	SE_RET_CNB-V-01	3	7.179E-004	1.140E-005	+0.000E+000
107	SE_SEC_CBT-1N-01_220	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
108	SE_SEC_CBT-1N-01_440	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
109	SE_SEC_CBT-N-01_440	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
110	SE_SEC_CBT-N-01_440_V	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
111	SE_SEC_PCC-V-03	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
112	SE_SEC_QDF-E-03	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
113	SE_SEC_QDF-V-02	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
114	SE_SEC_TRF-N-01	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
115	SE_SEC_TRF-N-02	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
116	SE_SEC_TRF-N-03	3	6.300E-005	1.000E-006	+0.000E+000
117	SE_TRANSF_AUT_PCC-V05	3	5.228E-004	8.300E-006	+0.000E+000
118	SE_TRF-N-01	3	8.690E-004	1.380E-005	+0.000E+000
119	SE_TRF-N-02	3	8.690E-004	1.380E-005	+0.000E+000
120	SE_TRF-N-03	3	8.690E-004	1.380E-005	+0.000E+000
121	SI_ALARMESC	3	4.714E-003	7.500E-005	+0.000E+000
122	SI_ALARMESE	3	4.714E-003	7.500E-005	+0.000E+000
123	SI_CONTROL_883HV15	3	4.294E-003	6.830E-005	+0.000E+000
124	SI_CONTROL_883HV16	3	4.294E-003	6.830E-005	+0.000E+000
125	SI_CONTROL_883HV17	3	4.294E-003	6.830E-005	+0.000E+000
126	SI_CONTROL_883HV18	3	4.294E-003	6.830E-005	+0.000E+000
127	SI_OP_CHABV	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
128	SI_OP_FVSE	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
129	SI_OP_MODCHAVSIN	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
130	SI_OP_VSC	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
131	SI_SENSOR1	3	1.775E-003	2.820E-005	+0.000E+000
132	SI_SENSOR2	3	1.775E-003	2.820E-005	+0.000E+000
133	SI_SENSOR3	3	1.775E-003	2.820E-005	+0.000E+000
134	SI_TRANS_SINAL1	3	1.448E-003	2.300E-005	+0.000E+000
135	SI_TRANS_SINAL2	3	1.448E-003	2.300E-005	+0.000E+000
136	SI_TRANS_SINAL3	3	1.775E-003	2.820E-005	+0.000E+000
137	SI_TRANS_SINAL4	3	1.775E-003	2.820E-005	+0.000E+000
138	SI_VALV_HV15	3	1.272E-003	2.020E-005	+0.000E+000
139	SI_VALV_HV16	3	1.272E-003	2.020E-005	+0.000E+000
140	SI_VALV_HV17	3	1.272E-003	2.020E-005	+0.000E+000
141	SI_VALV_HV18	3	1.272E-003	2.020E-005	+0.000E+000
142	SRE12	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
143	SRE13	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
144	SRE_ASPERSOR	3	8.820E-007	1.400E-008	+0.000E+000

2009/08/05 10:01:44 page 3

BASIC EVENTS PROBABILITY REPORT

Report Viewer - SAPHTEMP.000

File Edit Options Help

144	SRE_ASPERSOR	3	8.820E-007	1.400E-008	+0.000E+000

2009/08/05 10:01:44 page 3

♀ BASIC EVENTS PROBABILITY REPORT

Project: PRJ_IEAR1 Case: CURRENT

Event Number	Primary Name	Calc Type	Mean Probability	Lambda	Tau
145	SRE_FLEXIVEIS	1	1.000E+000	+0.000E+000	+0.000E+000
146	SRE_MOD_CONTROLA	3	4.294E-003	6.830E-005	+0.000E+000
147	SRE_MOD_CONTROLB	3	4.294E-003	6.830E-005	+0.000E+000
148	SRE_OP_ABVM	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
149	SRE_OP_CHABV	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
150	SRE_OP_DETECT	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
151	SRE_OP_VALV_DESV	1	1.000E-002	+0.000E+000	+0.000E+000
152	SRE_SENSORLS12	3	1.775E-003	2.820E-005	+0.000E+000
153	SRE_SENSORLS13	3	1.775E-003	2.820E-005	+0.000E+000
154	SRE_SENSORLS14	3	1.775E-003	2.820E-005	+0.000E+000
155	SRE_SINAL_VALV_DESV	3	8.820E-007	1.400E-008	+0.000E+000
156	SRE_TANQUEA	3	6.298E-004	1.000E-005	+0.000E+000
157	SRE_TANQUEB	3	6.298E-004	1.000E-005	+0.000E+000
158	SRE_TRANS_SINALAB1	3	1.448E-003	2.300E-005	+0.000E+000
159	SRE_TRANS_SINALAB2	3	1.448E-003	2.300E-005	+0.000E+000
160	SRE_TVBA	3	8.820E-005	1.400E-006	+0.000E+000
161	SRE_TVBB	3	8.820E-005	1.400E-006	+0.000E+000
162	SRE_VALV_DESV	3	8.820E-007	1.400E-008	+0.000E+000
163	SRE_VALV_SV1A	3	2.835E-004	4.500E-006	+0.000E+000
164	SRE_VALV_SV1B	3	2.835E-004	4.500E-006	+0.000E+000
165	SRE_VALV_SV2A	3	2.835E-004	4.500E-006	+0.000E+000
166	SRE_VALV_SV2B	3	2.835E-004	4.500E-006	+0.000E+000
167	SRE_VALV_VES01B	3	1.890E-005	3.000E-007	+0.000E+000

2009/08/05 10:01:44 page 4

♀

APÊNDICE B – Árvores de Falhas para os painéis elétricos analisados

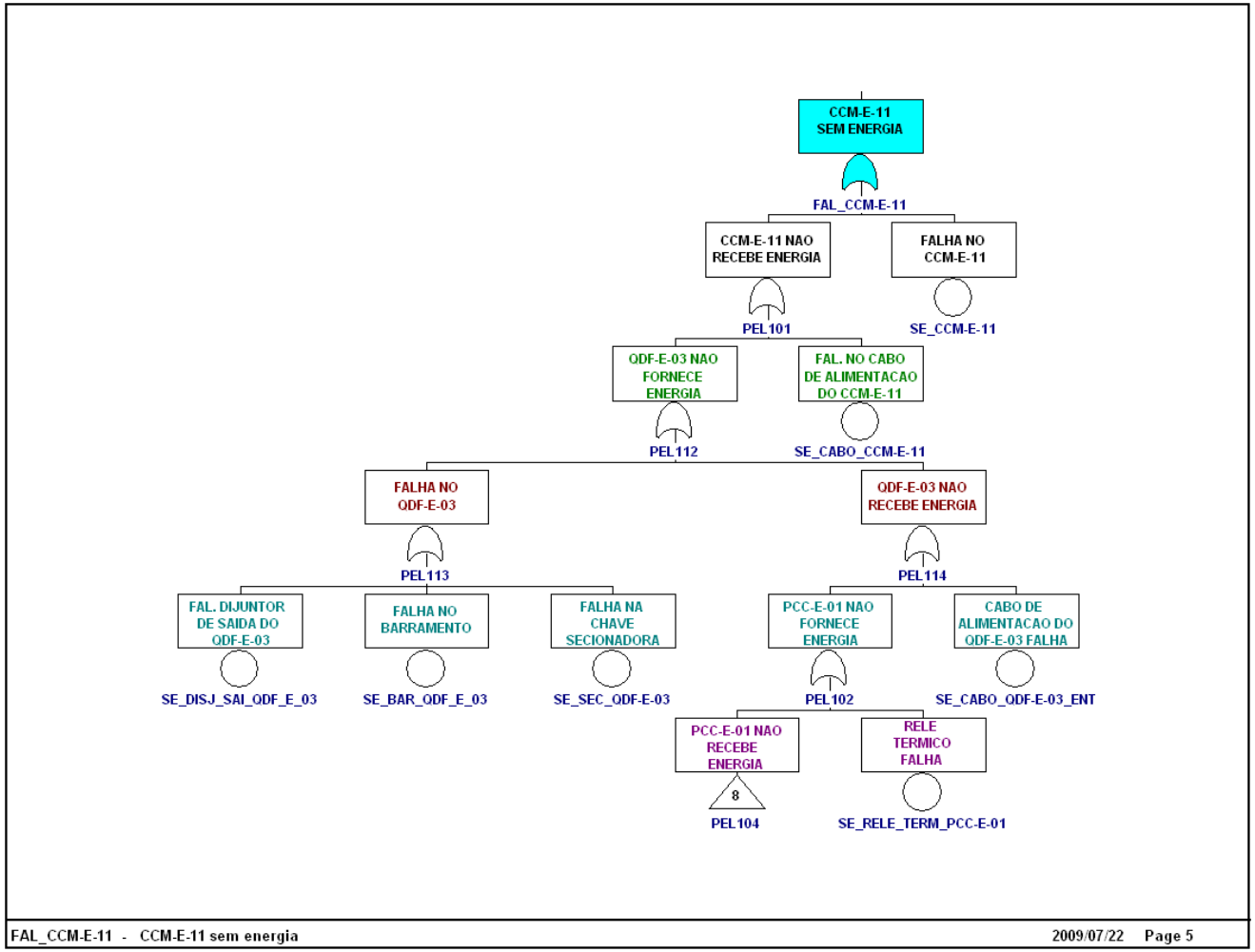


FIGURA B.1 - Barramento essencial CCM-E/V-11 sem energia (1/2)

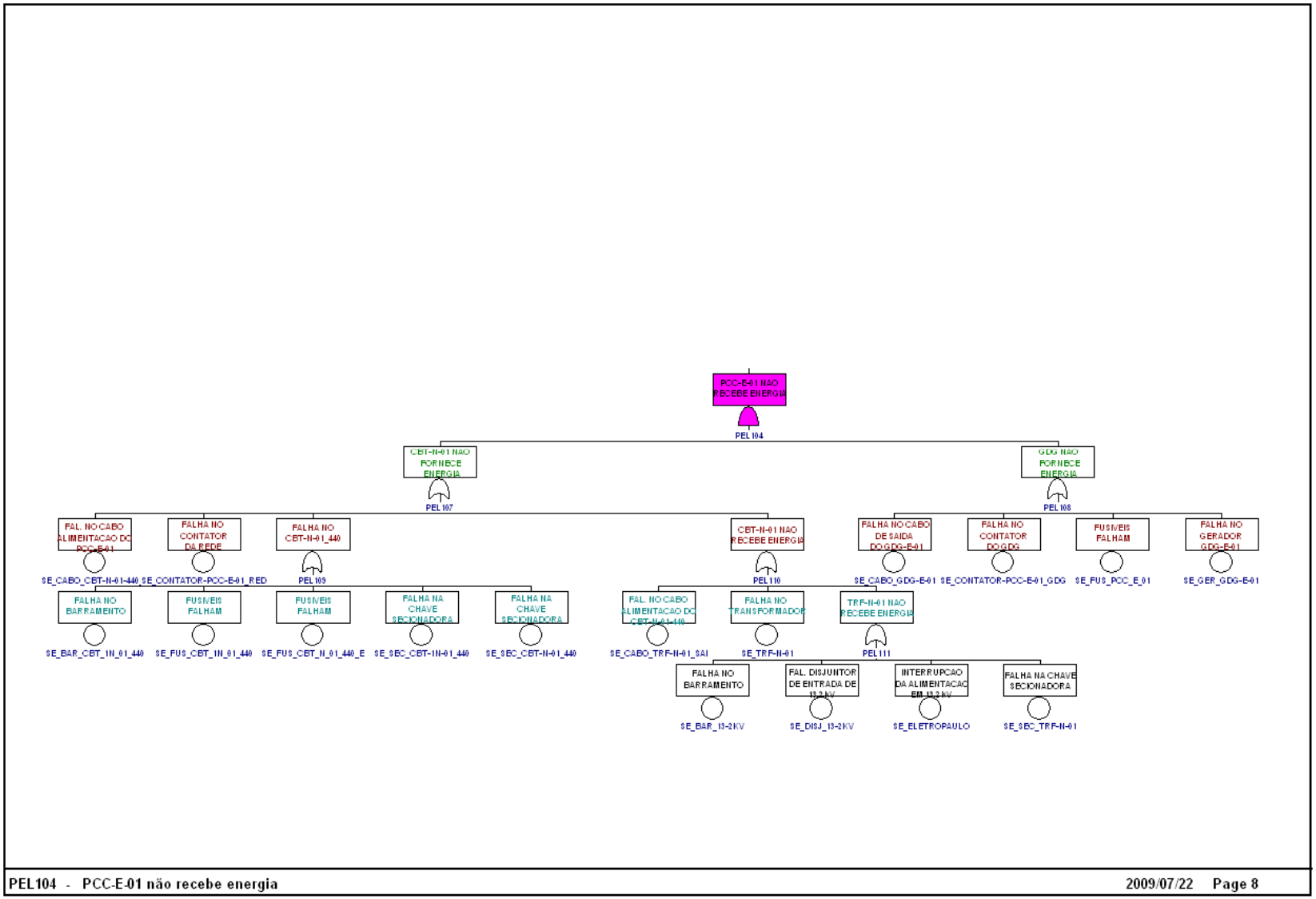


FIGURA B.1 - Barramento essencial CCM-E/V-11 sem energia (2/2)

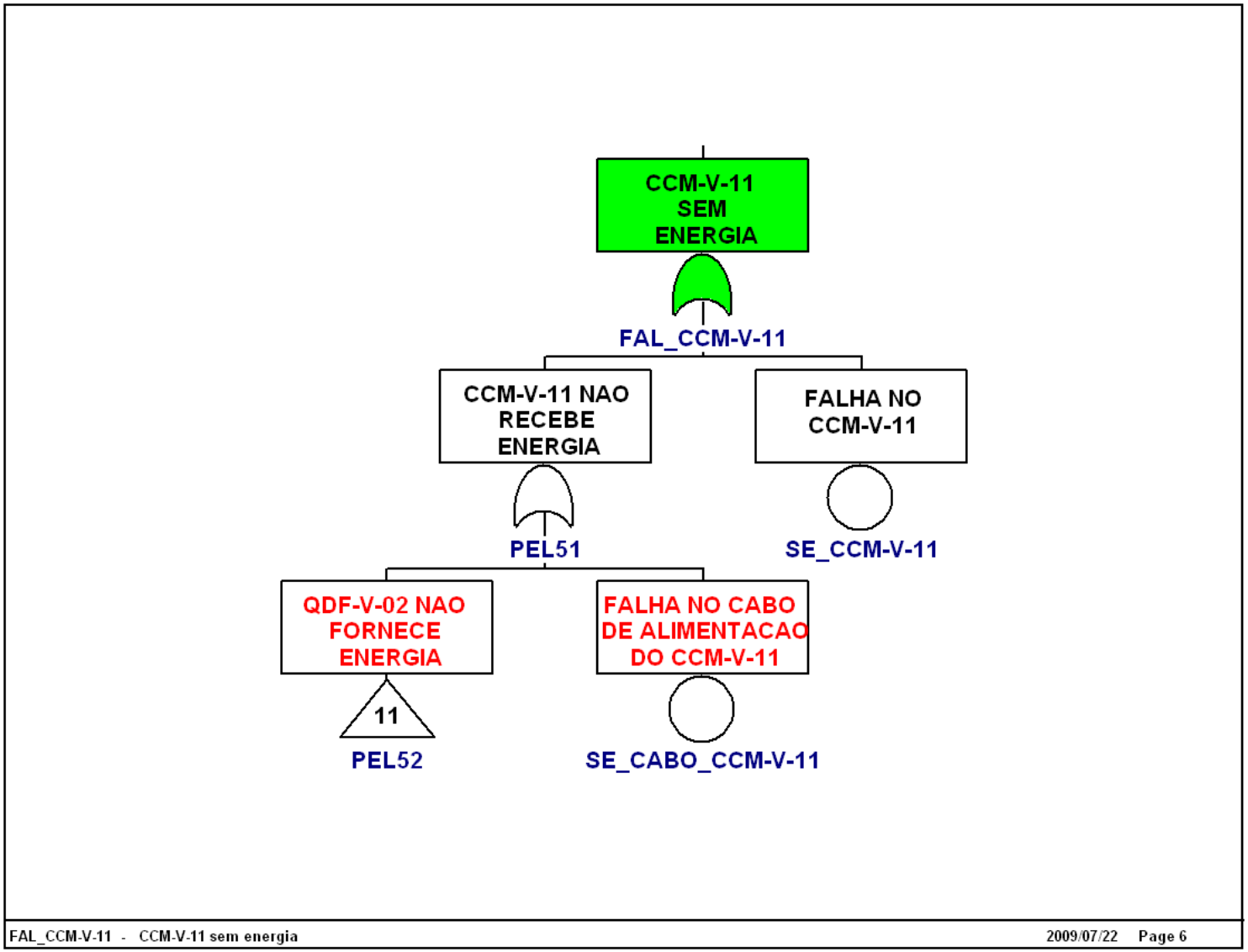


FIGURA B.2 - Barramento vital CCM-E/V-11 sem energia (1/3)

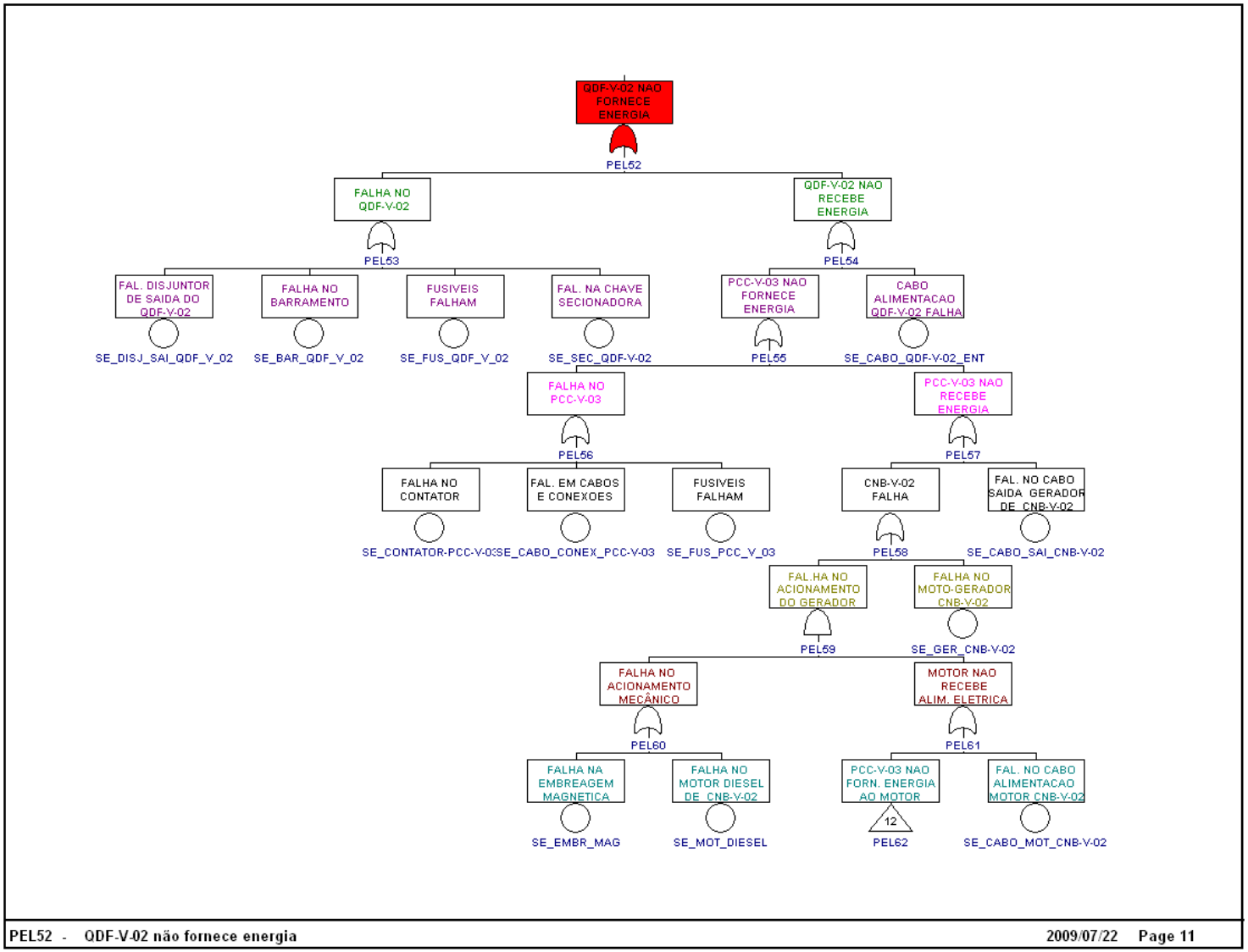


FIGURA B.2 - Barramento vital CCM-E/V-11 sem energia (2/3)

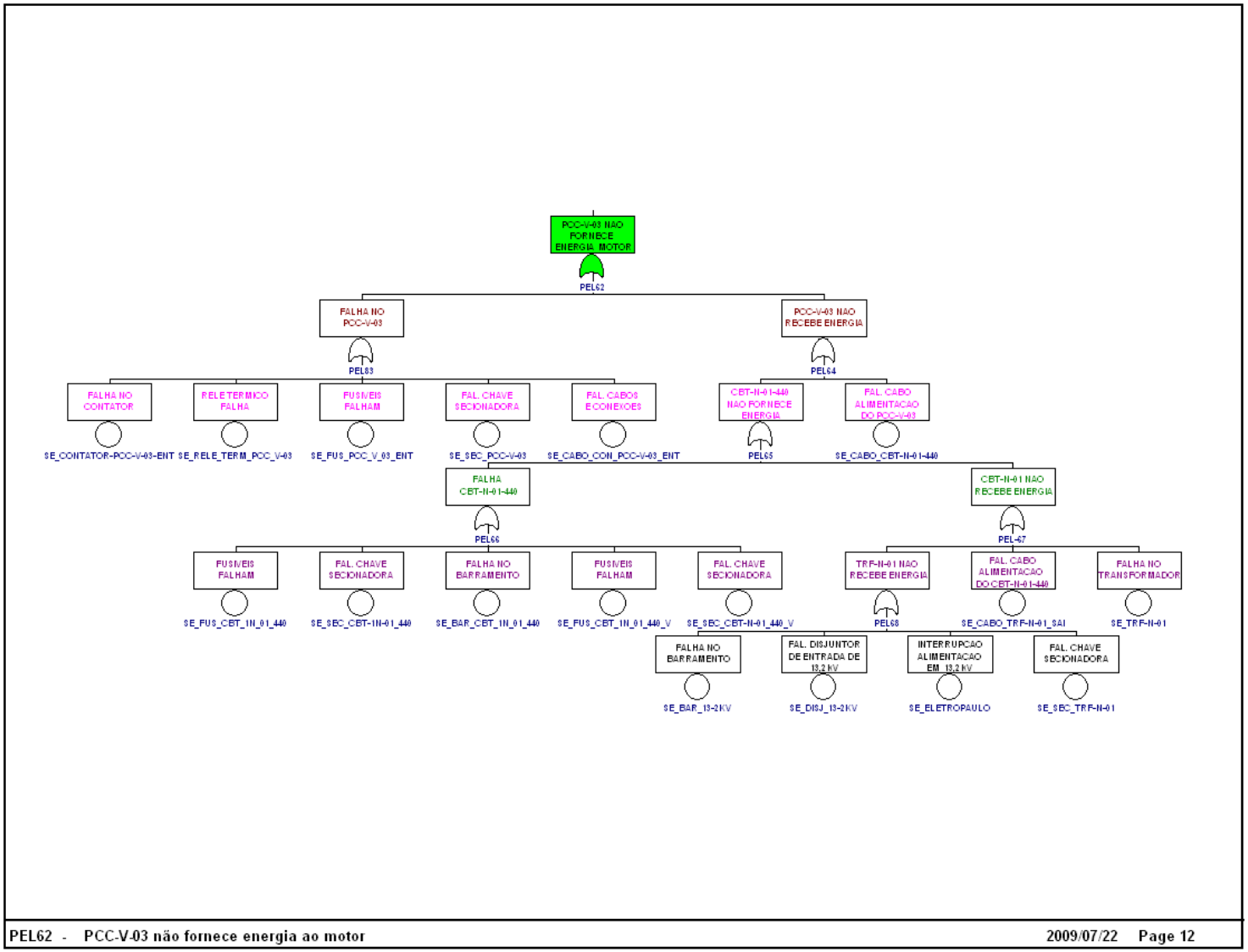


FIGURA B.2 - Barramento vital CCM-E/V-11 sem energia (3/3)

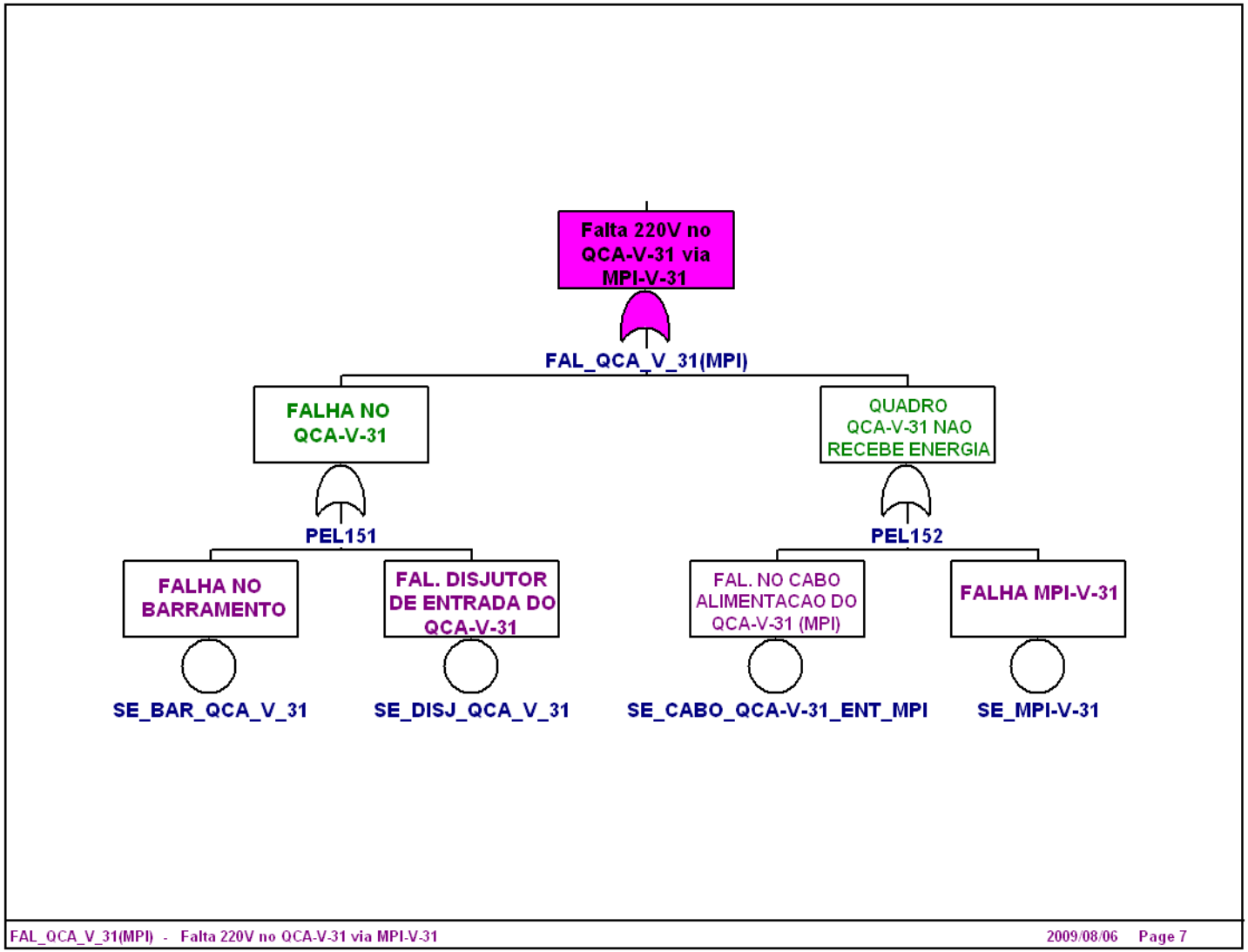


FIGURA B.3 - Falta 220 V no quadro QCA-V-31

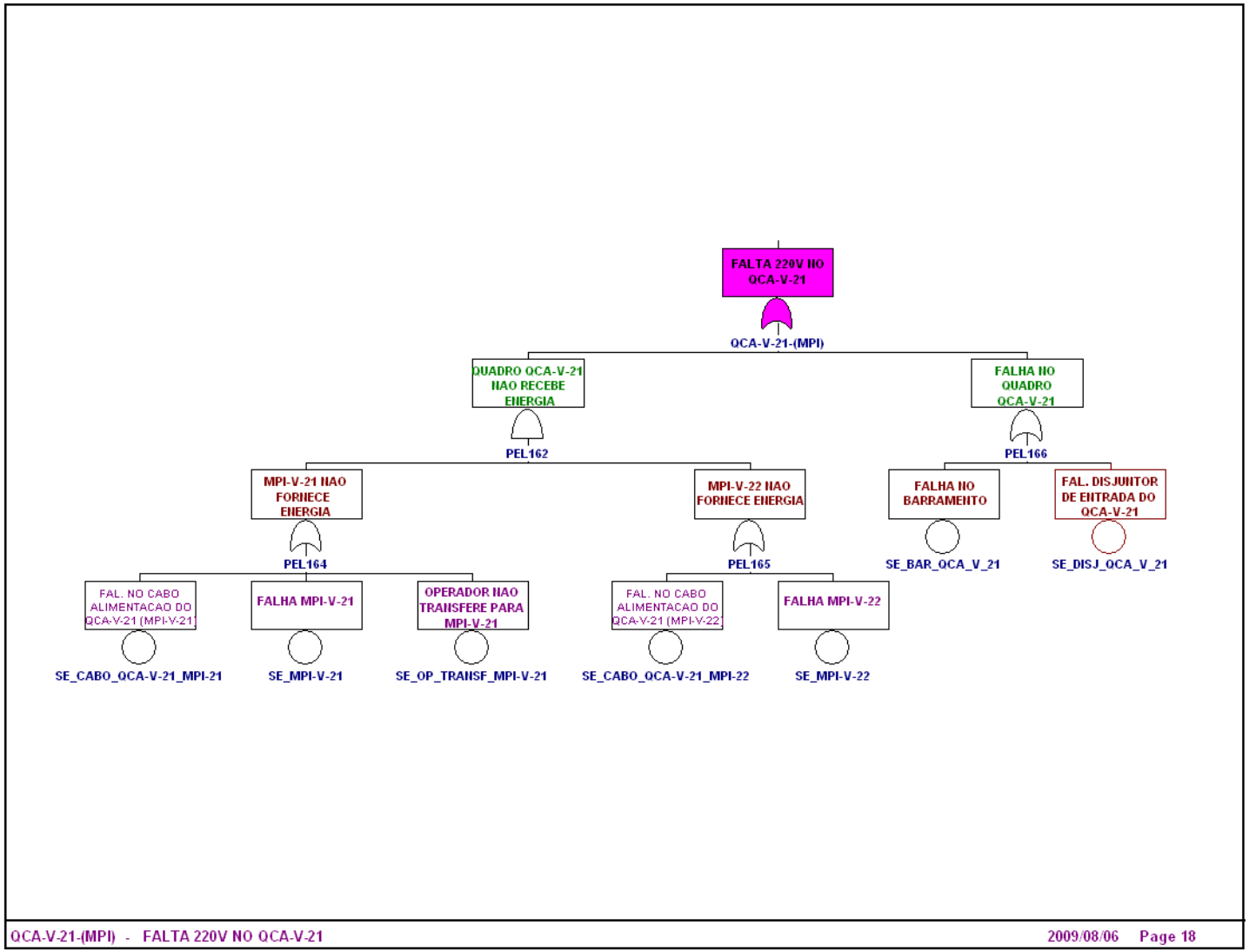


FIGURA B.4 - Falta 220 V no quadro QCA-V-21

APÊNDICE C – Principais cortes mínimos gerados pelo SAPHIRE para o evento topo de falha no isolamento da piscina

Report Viewer - SAPHTEMP.000

File Edit Options Help

Sort/Slice Cut Set Report

Project-> PRJ_IEAR1 Fault Tree-> FALISOLAPISCINA
Mincut Upper Bound -> 9.204E-005 This Partition -> 9.204E-005

Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	6.8	6.8	6.294E-006	SE_CCM-E-11, SE_CONTATOR-PCC-V-03
2	12.1	5.2	4.798E-006	SE_CONTATOR-PCC-V-03, SI_VALV_HV17
3	17.3	5.2	4.798E-006	SE_CONTATOR-PCC-V-03, SI_VALV_HV15
4	20.6	3.3	3.031E-006	SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG SE_CONTATOR-PCC-V-03, SE_ELETROPAULO
5	23.6	3.0	2.783E-006	SE_CCM-E-11, SE_CCM-V-11
6	25.9	2.3	2.121E-006	SE_CCM-V-11, SI_VALV_HV17
7	28.2	2.3	2.121E-006	SE_CCM-V-11, SI_VALV_HV15
8	30.5	2.3	2.121E-006	SE_CCM-E-11, SI_VALV_HV18
9	32.9	2.3	2.121E-006	SE_CCM-E-11, SI_VALV_HV16
10	35.0	2.2	1.985E-006	SE_CABO_CONEX_PCC-V-03, SE_CCM-E-11
11	37.2	2.2	1.972E-006	SE_CONTATOR-PCC-V-03, SE_RELE_TERM_PCC-E-01
12	38.9	1.8	1.617E-006	SI_VALV_HV17, SI_VALV_HV18
13	40.7	1.8	1.617E-006	SI_VALV_HV15, SI_VALV_HV16
14	42.4	1.7	1.576E-006	SE_CCM-E-11, SE_FUS_QDF_V_02
15	44.1	1.7	1.576E-006	SE_CCM-E-11, SE_FUS_PCC_V_03
16	45.8	1.7	1.513E-006	SE_CABO_CONEX_PCC-V-03, SI_VALV_HV17
17	47.4	1.7	1.513E-006	SE_CABO_CONEX_PCC-V-03, SI_VALV_HV15
18	48.9	1.5	1.340E-006	SE_CCM-V-11, SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG SE_ELETROPAULO
19	50.3	1.4	1.283E-006	SE_CABO_CCM-E-11, SE_CONTATOR-PCC-V-03
20	51.7	1.4	1.283E-006	SE_CABO_QDF-E-03_ENT, SE_CONTATOR-PCC-V-03
21	53.0	1.3	1.201E-006	SE_FUS_QDF_V_02, SI_VALV_HV17
22	54.3	1.3	1.201E-006	SE_FUS_PCC_V_03, SI_VALV_HV17
23	55.6	1.3	1.201E-006	SE_FUS_QDF_V_02, SI_VALV_HV15
24	56.9	1.3	1.201E-006	SE_FUS_PCC_V_03, SI_VALV_HV15
25	58.2	1.3	1.163E-006	SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG, SE_ELETROPAULO SE_MOT_DIESEL
26	59.3	1.1	1.022E-006	SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG, SE_ELETROPAULO SI_VALV_HV18
27	60.4	1.1	1.022E-006	SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG, SE_ELETROPAULO SI_VALV_HV16
28	61.5	1.0	9.559E-007	SE_CABO_CONEX_PCC-V-03 SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG, SE_ELETROPAULO
29	62.4	1.0	8.720E-007	SE_CCM-V-11, SE_RELE_TERM_PCC-E-01
30	63.3	0.9	8.090E-007	SE_CCM-E-11, SE_GER_CNB-V-02
31	64.1	0.8	7.587E-007	SE_CONTATOR-PCC-V-03, SE_ELETROPAULO SE_FUS_PCC_E_01
32	65.0	0.8	7.587E-007	SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG, SE_ELETROPAULO SE_FUS_QDF_V_02
33	65.8	0.8	7.587E-007	SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG, SE_ELETROPAULO SE_FUS_PCC_V_03
34	66.6	0.8	7.368E-007	SE_BAR_QDF_E_03, SE_CONTATOR-PCC-V-03
35	67.3	0.7	6.648E-007	SE_RELE_TERM_PCC-E-01, SI_VALV_HV18
36	68.0	0.7	6.648E-007	SE_RELE_TERM_PCC-E-01, SI_VALV_HV16
37	68.7	0.7	6.221E-007	SE_CABO_CONEX_PCC-V-03 SE_RELE_TERM_PCC-E-01
38	69.4	0.7	6.168E-007	SE_GER_CNB-V-02, SI_VALV_HV17

2009/08/05 10:32:20 Page 1

Sort/Slice Cut Set Report

APÊNDICE D – Principais cortes mínimos gerados pelo SAPHIRE para o evento topo de falha do SRE (pós-LOCA)

Report Viewer - SAPHTEMP.000

File Edit Options Help

Sort/Slice Cut Set Report

Project-> PRJ_IEAR1 Fault Tree-> FALSRE
Mincut Upper Bound -> 1.020E-004 This Partition -> 1.020E-004

Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	98.1	98.1	1.000E-004	SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
2	98.9	0.9	8.820E-007	SRE_ASPERSOR
3	99.8	0.9	8.820E-007	SRE_VALV_DESV
4	99.9	0.1	1.388E-007	SE_MPI-V-31, SRE_TUBB
5	99.9	0.0	3.000E-008	SE_CABO_QCA-V-31_ENT_MPI, SRE_TUBB
6	99.9	0.0	1.722E-008	SE_BAR_QCA_V_31, SRE_TUBB
7	100.0	0.0	1.111E-008	SE_DISJ_QCA_V_31, SRE_TUBB
8	100.0	0.0	8.820E-009	SRE_OP_VALV_DESV, SRE_SINAL_VALV_DESV
9	100.0	0.0	7.779E-009	SRE_TUBA, SRE_TUBB
10	100.0	0.0	3.787E-009	SRE_MOD_CONTROLA, SRE_OP_CHABV, SRE_TUBB
11	100.0	0.0	3.073E-009	SE_BAR_QCA_V_21, SE_MPI-V-31, SRE_OP_ABVM
12	100.0	0.0	1.983E-009	SE_DISJ_QCA_V_21, SE_MPI-V-31, SRE_OP_ABVM
13	100.0	0.0	1.844E-009	SRE_MOD_CONTROLA, SRE_MOD_CONTROLB SRE_OP_ABVM, SRE_OP_CHABV
14	100.0	0.0	6.757E-010	SE_MPI-V-31, SRE_MOD_CONTROLB, SRE_OP_ABVM SRE_OP_CHABV
15	100.0	0.0	6.642E-010	SE_BAR_QCA_V_21, SE_CABO_QCA-V-31_ENT_MPI SRE_OP_ABVM
16	100.0	0.0	4.286E-010	SE_CABO_QCA-V-31_ENT_MPI, SE_DISJ_QCA_V_21 SRE_OP_ABVM
17	100.0	0.0	3.813E-010	SE_BAR_QCA_V_21, SE_BAR_QCA_V_31 SRE_OP_ABVM
18	100.0	0.0	3.151E-010	SRE_OP_ABVM, SRE_OP_CHABV, SRE_SENSORLS12 SRE_SENSORLS14
19	100.0	0.0	3.151E-010	SRE_OP_ABVM, SRE_OP_CHABV, SRE_SENSORLS13 SRE_SENSORLS14
20	100.0	0.0	3.151E-010	SRE_OP_ABVM, SRE_OP_CHABV, SRE_SENSORLS12 SRE_SENSORLS13
21	100.0	0.0	2.477E-010	SE_MPI-V-22, SE_MPI-V-31 SE_OP_TRANSF_MPI-V-21, SRE_OP_ABVM
22	100.0	0.0	2.461E-010	SE_BAR_QCA_V_31, SE_DISJ_QCA_V_21 SRE_OP_ABVM
23	100.0	0.0	2.460E-010	SE_BAR_QCA_V_21, SE_DISJ_QCA_V_31 SRE_OP_ABVM
24	100.0	0.0	1.722E-010	SE_BAR_QCA_V_21, SRE_OP_ABVM, SRE_TUBA
25	100.0	0.0	1.587E-010	SE_DISJ_QCA_V_21, SE_DISJ_QCA_V_31 SRE_OP_ABVM
26	100.0	0.0	1.460E-010	SE_CABO_QCA-V-31_ENT_MPI, SRE_MOD_CONTROLB SRE_OP_ABVM, SRE_OP_CHABV
27	100.0	0.0	1.111E-010	SE_DISJ_QCA_V_21, SRE_OP_ABVM, SRE_TUBA
28	100.0	0.0	8.385E-011	SE_BAR_QCA_V_21, SRE_MOD_CONTROLA SRE_OP_ABVM, SRE_OP_CHABV
29	100.0	0.0	8.385E-011	SE_BAR_QCA_V_31, SRE_MOD_CONTROLB SRE_OP_ABVM, SRE_OP_CHABV
30	100.0	0.0	5.410E-011	SE_DISJ_QCA_V_21, SRE_MOD_CONTROLA SRE_OP_ABVM, SRE_OP_CHABV
31	100.0	0.0	5.410E-011	SE_DISJ_QCA_V_31, SRE_MOD_CONTROLB SRE_OP_ABVM, SRE_OP_CHABV

2009/08/05 10:37:48 Page 1

Sort/Slice Cut Set Report

APÊNDICE E – Principais cortes mínimos gerados pelo SAPHIRE para a SEQ. 4 da Árvore de Eventos da FIG. 4.4

Report Viewer - SAPHTEMP.000

File Edit Options Help

Sort/Slice Cut Set Report

Project-> PRJ_IEAR1 Event Tree-> LARGE--LOCA Seq-> 4
Mincut Upper Bound -> 1.062E-012 This Partition -> 1.062E-012

Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	7.1	7.1	7.552E-014	IE->RUPTUB, SE_CCM-E-11 SE_CONTATOR-PCC-V-03, SRE_OP_DETECT SRE_OP_VALV_DESV
2	12.6	5.4	5.758E-014	IE->RUPTUB, SE_CONTATOR-PCC-V-03 SI_VALV_HV17, SRE_OP_DETECT SRE_OP_VALV_DESV
3	18.0	5.4	5.758E-014	IE->RUPTUB, SE_CONTATOR-PCC-V-03 SI_VALV_HV15, SRE_OP_DETECT SRE_OP_VALV_DESV
4	21.4	3.4	3.637E-014	IE->RUPTUB, SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG SE_CONTATOR-PCC-V-03, SE_ELETROPAULO SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
5	24.6	3.2	3.339E-014	IE->RUPTUB, SE_CCM-E-11, SE_CCM-V-11 SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
6	27.0	2.4	2.546E-014	IE->RUPTUB, SE_CCM-V-11, SI_VALV_HV17 SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
7	29.4	2.4	2.546E-014	IE->RUPTUB, SE_CCM-V-11, SI_VALV_HV15 SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
8	31.8	2.4	2.546E-014	IE->RUPTUB, SE_CCM-E-11, SI_VALV_HV18 SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
9	34.2	2.4	2.546E-014	IE->RUPTUB, SE_CCM-E-11, SI_VALV_HV16 SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
10	36.4	2.3	2.382E-014	IE->RUPTUB, SE_CABO_CONEX_PCC-V-03 SE_CCM-E-11, SRE_OP_DETECT SRE_OP_VALV_DESV
11	38.7	2.2	2.367E-014	IE->RUPTUB, SE_CONTATOR-PCC-V-03 SE_RELE_TERM_PCC-E-01, SRE_OP_DETECT SRE_OP_VALV_DESV
12	40.5	1.8	1.941E-014	IE->RUPTUB, SI_VALV_HV17, SI_VALV_HV18 SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
13	42.3	1.8	1.941E-014	IE->RUPTUB, SI_VALV_HV15, SI_VALV_HV16 SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
14	44.1	1.8	1.891E-014	IE->RUPTUB, SE_CCM-E-11, SE_FUS_QDF_V_02 SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
15	45.9	1.8	1.891E-014	IE->RUPTUB, SE_CCM-E-11, SE_FUS_PCC_V_03 SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
16	47.6	1.7	1.816E-014	IE->RUPTUB, SE_CABO_CONEX_PCC-V-03 SI_VALV_HV17, SRE_OP_DETECT SRE_OP_VALV_DESV
17	49.3	1.7	1.816E-014	IE->RUPTUB, SE_CABO_CONEX_PCC-V-03 SI_VALV_HV15, SRE_OP_DETECT SRE_OP_VALV_DESV
18	50.8	1.5	1.608E-014	IE->RUPTUB, SE_CCM-V-11 SE_CONTATOR-PCC-E-01_GDG, SE_ELETROPAULO SRE_OP_DETECT, SRE_OP_VALV_DESV
19	52.3	1.5	1.540E-014	IE->RUPTUB, SE_CABO_QDF-E-03_ENT SE_CONTATOR-PCC-V-03, SRE_OP_DETECT SRE_OP_VALV_DESV

2009/08/05 10:54:20 Page 1

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1 COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEM). ***Licenciamento de Instalações Nucleares.*** CNEN-NE-1.04, Rio de Janeiro, Brasil, 2002.

2 NUREG/CR2300. ***PRA Procedures Guide: USA Nuclear Regulatory Commission.*** IAEA**,** Viena, Áustria, 1983.

3 IAEA TECDOC 517. ***Application of Probabilistic Safety Assessment to Research Reactors.*** IAEA, Viena, Áustria, 1989.

4 SAFETY SERIES 35G1. ***Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of Safety Analysis Report.*** IAEA, Viena , Áustria, 1994.

5 INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. ***Relatório Final de Análise de Segurança.*** São Paulo, Brasil, 1998.

6 ANEZIRIS, O.N.; HOUSIADAS, C.; PAPAZOGLOU, I.A.; STAKAKIS, M. ***Probabilistic Safety Analysis of the Greek Research Reactor.*** DEMO 01/2, NCSR***,*** 2001.

7 ***Summary of the Preliminary Analysis Report (PSAR) for the Ansto Replacement Research Reactor Facility – Appendix – Probabilistic Safety Assessment.*** May, 2001.

8 GHOFRANI, M. B.; DAMGHANI, S. A. ***Determination of the safety importance of systems of the Tehran research reactor using a PSA method.*** Annals of Nuclear Energy 29, pp. 1989–200, 2002.

9 KELLER, W.; MODARRES, M. ***A historical overview of probabilistic risk assessment development and its use in the nuclear power industry: a tribute to the late Professor Norman Carl Rasmussen.*** Reliability Engineering and System Safety 89, pp. 271–285, 2005.

10 LEDERMAN, L.; TOMIC, B. ***Nuclear power plants: Using PSA to enhance operation safety,*** IAEA BULLETIN 1, pp. 39–43, 1989.

11 NEA. ***Living Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plant Management.*** Report by a Group of Experts, OECD, Paris, France, 1991.

12 RODIONOV, A. ***EC JRC Network on Use of PSA for evaluation of Aging effects to the safety of energy facilities.*** DG JRC Institute for Energy, Petten, Netherlands, 2007.

13 CIZEG, R.; MAVKO, B. ***Influence of specific data on a research reactor probabilistic model.*** Reliability Engineering and System Safety 52, pp. 55-63, 1996.

14 BARÓN, J.H.; NÚNEZ,J. ; RIVERA, S. ***A Level III PSA for inherently safe CAREM-25 nuclear power plant.*** International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM-III, Creta, Grecia, June, 1996.

15 MCCORNICK, N. J. ***Reliability and Risk Analysis.*** Academic Press, USA 1981.

16 KUMAMOTO, H.; HENLEY, E. ***Probabilistic Risk Assessment and Management.*** IEEE press, second edition, 1996.

17 IPEN - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. ***Curso Análise de Segurança - Análise de Árvore de Falhas***, São Paulo, Brasil, Junho, 1987.

18 INEL Idaho National Engineering Laboratory. ***Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE), version 6.41.*** USA, 1995.

19 IAEA TECDOC 930. ***Generic component reliability data for research reactor PSA***, IAEA, Viena, Áustria, 1997.

20 EIDE, S. A.; CHMIELEWKI, S. V.; SWANTZ, T. D. ***Generic Component Failure Data Base for Light Water and Liquid Sodium Reactor PRAs.*** EGG-SSRE-8875, 1990.

21 OLIVEIRA, P. S. P.; SAUER, M. E. L. J..; KURAZUMI, E. P.; NETO, A. S. V.; TONDIN, J. B. M.; MARTINS, M. O.; FILHO, W. R.; JEREZ, R.; BITELLI, U. D. ***Análise Probabilística de Segurança e Integração de Sistemas – Sumário Executivo e Relatório Final do Projeto de Pesquisa Coordenado pela IAEA, Base de Dados de Confiabilidade para os Reatores IEA-R1 e IPEN/MB01.*** Relatório Técnico – P&D.CENS.CENS.004.01, São Paulo, Brasil, 2005.

22 PAIVA, R. P. **Publicação eletrônica** [mensagem pessoal]. Mensagem recebida por <gdjian@ipen.br> em 29 maio 2009.

23 BERRETTA, J. R**. Publicação Eletrônica** [mensagem pessoal]. Mensagem recebida por <dmhirata@usp.br >, em 30 de abril de 2008.