

AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**AVALIAÇÃO DA FREQUENCIA DE DANOS NO NÚCLEO POR
BLECAUTE EM REATOR NUCLEAR DE
CONCEPÇÃO AVANÇADA**

LUIZ SERGIO DE CARVALHO

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

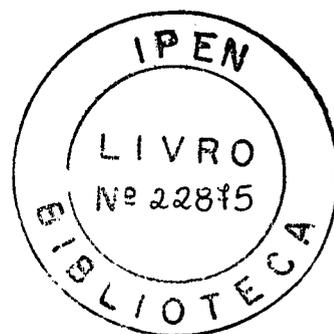
Orientador:
Dr. José Messias de Oliveira Neto

São Paulo
2004

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

FREQÜÊNCIA DE DANOS NO NÚCLEO POR BLECAUTE EM REATOR NUCLEAR
DE CONCEPÇÃO AVANÇADA

LUIZ SERGIO DE CARVALHO



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

Orientador:

Dr. José Messias de Oliveira Neto

SÃO PAULO

2004

Agradecimentos

Ao Dr. Messias pela orientação amigável e competente.

A todos os professores na pós-graduação do IPEN, pela dedicação, apoio e incentivo.

Aos funcionários da pós-graduação do IPEN, sempre solícitos e diligentes.

À Patrícia, Maria Eugênia e Antônio, do IPEN, pelo excelente curso de Confiabilidade de Sistemas.

Aos colegas do CTMSP, Beatriz, Bonfietti, Celeste, Daniel, Gamaliel, Greggi, João Moreira, Koishi, Leme, Marcos Leonardo, Medeiros, Monique, Nelson, Rudolf, Sbragio, Takeshi, Toninho, Treco, Valentina e Valter, pelo apoio e esclarecimento amigo de tantas dúvidas.

FREQÜÊNCIA DE DANOS NO NÚCLEO POR BLECAUTE EM REATOR NUCLEAR DE CONCEPÇÃO AVANÇADA

Luiz Sergio de Carvalho

RESUMO

Embora reatores nucleares disponham de sistemas de proteção que os desligam automaticamente se houver um evento de blecaute, ainda assim as conseqüências desse evento podem ser graves, pois os sistemas de segurança, necessários para remoção do calor de decaimento dos produtos de fissão e para manter a integridade da contenção, dependem de energia elétrica, na grande maioria dos reatores atuais. Para reduzir as freqüências de danos no núcleo, novas concepções de reatores, conhecidos como “avançados”, estão sendo desenvolvidas, com sistemas de segurança que se utilizam de forças naturais. Este trabalho estuda a melhoria obtida na segurança de um reator nuclear de pequeno porte, mediante o acréscimo de um sistema passivo de remoção de calor residual, independente de potência elétrica em corrente alternada. As seqüências dos eventos de resposta ao blecaute são estudadas, avaliando-se as freqüências de danos no núcleo do reator na condição de blecaute, tanto com o sistema passivo de remoção de calor residual, como sem esse sistema. Os resultados são comparados entre si e com dados disponíveis na literatura.

STATION BLACKOUT CORE DAMAGE FREQUENCY IN AN ADVANCED NUCLEAR REACTOR

Luiz Sergio de Carvalho

ABSTRACT

Even though nuclear reactors are provided with protection systems so that they can be automatically shut down in the event of a station blackout, the consequences of this event can be severe. This is because many safety systems that are needed for removing residual heat from the core and for maintaining containment integrity, in the majority of the nuclear power plants, are AC dependent. In order to minimize core damage frequency, advanced reactor concepts are being developed with safety systems that use natural forces. This work shows an improvement in the safety of a small nuclear power reactor provided by a passive core residual heat removal system. Station blackout core melt frequencies, with and without this system, are both calculated. The results are also compared with available data in the literature.

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO	1
1.1 Blecaute - apresentação e definição	1
1.2 Eventos iniciadores de acidentes.....	2
1.3 Histórico	2
1.4 Reatores avançados	6
1.5 Importância do tema.....	8
2 OBJETIVOS	11
3 CIRCUITOS ELÉTRICOS EM USINAS NUCLEARES	13
3.1 Exigências normativas.....	13
3.2 Configuração de circuitos.....	14
3.2.1 Configuração de circuitos típica.....	14
3.2.2 Configuração dos circuitos da Usina de Angra 2.....	16
3.2.3 Comentários	18
4 CONSIDERAÇÕES SOBRE BLECAUTE	21
4.1 Critérios de sucesso e falha em árvore de eventos genérica.....	23
4.1.1 Evento L1 - Remoção do calor residual nos geradores de vapor.....	23
4.1.2 Evento Q1 - Integridade do Sistema de Refrigeração do Primário (SRP).....	23
4.1.3 Evento B1 – Recuperação de CA para Sistemas Vitais	24
4.1.4 Evento L2 - Remoção de calor nos GV em tempo ampliado	24
4.1.5 Evento Q2 - Integridade do SRP em tempo ampliado	25
4.1.6 Evento B2 - CA para Sistemas Vitais	25

4.1.7 Evento B3 - Recuperação de CA para reposição de água no SRP.....	25
4.2 Resumo	25
5 O REATOR NUCLEAR Lab-GENE.....	30
5.1 Circuitos elétricos.....	32
5.2 Duração do blecaute e sua relação com sistemas vitais	39
5.2.1 Sistema de potência elétrica em Corrente Contínua (CC).....	39
5.2.2 Sistemas de ventilação.....	40
5.2.3 Fonte fria emergencial	40
5.3 Remoção de calor residual no Lab-GENE	40
6 SEQUÊNCIAS DE EVENTOS INICIADOS POR BLECAUTE NO Lab-GENE.....	44
6.1 Árvores de eventos.....	44
6.1.1 Evento iniciador blecaute - BCF e BCN	49
6.1.2 Evento F1 – Remoção do calor residual pelo SRCN	49
6.1.3 Evento Q1 – Alívio inicial de vapor no PZ	49
6.1.4 Eventos V1 e V2– Alívio de vapor no GV1 e no GV2.....	50
6.1.5 Evento Q2 – Prosseguimento do alívio inicial no PZ	50
6.1.6 Evento W1– Recupera CA e alinha SRCF	51
6.1.7 Evento Q3 –Alívio no PZ aos 40 minutos de blecaute.....	51
6.1.8 Evento W2– Recupera CA e alinha SRCF	52
6.1.9 Evento W3– Recupera CA aos 80 minutos de blecaute.....	52
6.1.10 Evento Q4 –Alívio no PZ aos 80 minutos de blecaute.....	52
6.1.11 Evento W4– Recupera CA aos 120 minutos de blecaute	53
6.1.12 Evento W5– Recupera CA aos 160 minutos de blecaute	53

6.2 Modelamento dos sistemas e funções	54
6.2.1 Eventos básicos	54
6.2.1.1 Comentários gerais	54
6.2.1.2 Observações	63
6.2.2 Árvores de falhas.....	68
6.2.2.1 Árvore de falhas do evento iniciador blecaute (B).....	68
6.2.2.2 Árvore de falhas do evento F1	68
6.2.2.3 Árvore de falhas do evento Q1.....	69
6.2.2.4 Árvore de falhas do evento W1	69
6.2.2.5 Árvore de falhas do evento W2.....	69
6.2.2.6 Árvore de falhas do evento W3.....	70
6.2.2.7 Árvore de falhas do evento W4.....	70
6.2.2.8 Árvore de falhas do evento W5.....	70
7 APRESENTAÇÃO E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS	71
7.1 Sequências acidentais e respectivos eventos	71
7.1.1 Sequências acidentais na árvore de eventos BCF	75
7.1.1.1 Sequência BW2W5	75
7.1.1.2 Sequência BW2Q4	75
7.1.1.3 Sequências BV2W1W4 e BV1W1W4	75
7.1.1.4 Sequências BV2W1Q3 e BV1W1Q3	75
7.1.1.5 Sequência BQ1	75
7.1.1.6 Sequência BV1V2Q2	75
7.1.1.7 Sequência BV1V2W1W3	76

7.1.2 Sequências acidentais na árvore de eventos BCN.....	76
7.2 Quantificação das seqüências acidentais.....	78
7.3 Incerteza na determinação das freqüências.....	80
7.4 Análise de sensibilidade.....	85
7.4.1 Válvulas de alívio.....	85
7.4.2 Falhas humanas de operação.....	85
7.4.3 Válvulas do SRCN.....	87
7.4.4 Falta da rede externa.....	87
7.4.5 Desligamento súbito dos turbogeradores.....	88
7.4.6 Falhas nos DG de emergência.....	88
7.4.7 Eventos de recuperação de energia elétrica.....	89
7.4.8 Sensibilidade à falta de fontes de energia elétrica.....	90
7.5 Comparações dos resultados.....	94
7.5.1 Comparação entre a FDNB do Lab-GENE e de reatores comerciais.....	94
7.5.2 Comparação entre freqüências nos casos BCF e BCN.....	97
8 CONCLUSÃO.....	98
8.1 Contribuição.....	99
8.2 Sugestão de outros trabalhos.....	99
APÊNDICE A- Cálculo da probabilidade de insucesso dos eventos V1 e V2.....	101
APÊNDICE B- Cálculo da probabilidade de insucesso dos eventos Q2, Q3 e Q4.....	104
APÊNDICE C – Árvores de falha.....	107
APÊNDICE D- Relações de cortes dominantes.....	131
APÊNDICE E- Freqüências de danos no núcleo em reatores PWR nos EUA.....	139

ANEXO – Relatos de eventos de blecaute.....	141
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	142

LISTA DE TABELAS

Página

TABELA 1-1-	Número de usinas nos EUA por faixa de FDNB, antes e depois da implementação das regras do blecaute	5
TABELA 1-2-	Contribuição dos iniciadores para a FDNT na usina nuclear de Angra 1	10
TABELA 4-1-	FDNB em reatores da Babcock & Wilcox	27
TABELA 4-2-	FDNB em reatores Westinghouse e Combustion Engineering	28
TABELA 4-3-	Comparação das FDNB de alguns reatores com metas de segurança	29
TABELA 6-1-	Descrição dos eventos das árvores BCF e BCN	48
TABELA 6-2-	Relação de eventos básicos	57
TABELA 6-3-	Resumo dos dados de eventos de recuperação de CA	66
TABELA 6-4-	Resumo de eventos de falha humana	67
TABELA 7-1-	Relação de eventos e respectivas probabilidades de falha	73
TABELA 7-2-	FDNB das seqüências acidentais da árvore de eventos BCF	79
TABELA 7-3-	FDNB das seqüências acidentais da árvore de eventos BCN	79
TABELA 7-4-	Resultados da avaliação de incertezas	83
TABELA 7-5-	Sensibilidade da FDNB à variação em probabilidades/frequência de eventos básicos - valores relativos	86
TABELA 7-6-	Sensibilidade da FDNB à variação em probabilidades/frequência de eventos básicos – valores absolutos (partes 1 e 2)	91
TABELA 7-7-	Sensibilidade da FDNB à falta de fontes de energia elétrica	93
TABELA D-1-	Relação parcial dos cortes dominantes nas seq. acid. em BCF	131
TABELA D-2-	Relação parcial dos cortes dominantes nas seq. acid. em BCN	132
TABELA D-3-	Relação parcial dos cortes dominantes na árvore de falhas do evento Blecaute (B)	134
TABELA D-4-	Relação parcial dos cortes dominantes na árvore de falhas do evento F1	135
TABELA D-5-	Relação parcial dos cortes dominantes na árvore de falhas do evento Q1	136

	Página
TABELA D-6- Relação parcial dos cortes dominantes na árvore de falhas do evento W1	137
TABELA D-7- Relação parcial dos cortes dominantes na árvore de falhas do evento W2	138
TABELA E-1- Frequência de danos no núcleo de usinas PWR dos EUA	139

LISTA DE FIGURAS

	página
FIGURA 1-1- Contribuição dos iniciadores para a FDNT de cinco usinas nucleares nos Estados Unidos	10
FIGURA 3-1- Esquema unifilar de uma configuração típica de fontes de energia em usinas núcleo- elétricas	15
FIGURA 3-2- Esquema simplificado dos circuitos da usina de Angra 2.	17
FIGURA 3-3- Esquema simplificado dos circuitos da usina alemã Biblis A, com apenas um circuito de suprimento externo	20
FIGURA 4-1- Árvore de eventos de blecaute em PWR genéricos	22
FIGURA 5-1 Esquema simplificado do reator Lab-GENE	31
FIGURA 5-2- Diagrama esquemático dos circuitos do Lab-GENE	33
FIGURA 5-3- Diagrama esquemático do suprimento de CC a uma carga típica	41
FIGURA 5-4- Fluxograma do Sistema de Resfriamento por Circulação Forçada	43
FIGURA 5-5- Fluxograma do Sistema de Resfriamento por Circulação Natural	43
FIGURA 6-1- Árvore de eventos BCF	46
FIGURA 6-2- Árvore de eventos BCN	47
FIGURA 7-1- Seqüências acidentais na árvore de eventos BCF	74
FIGURA 7-2- Seqüências acidentais na árvore de eventos BCN	77
FIGURA 7-3- FDNB no Lab-GENE – comparação entre resultados com SRCN e sem SRCN	84
FIGURA 7-4- FDNB de 46 reatores PWR dos EUA, Angra 1 e Lab-GENE	96
FIGURA C-1- Árvore de falhas do evento blecaute (B) – parte 1	108
FIGURA C-2- Árvore de falhas do evento blecaute (B) – parte 2	109
FIGURA C-3- Árvore de falhas do evento blecaute (B) – parte 3	110
FIGURA C-4- Árvore de falhas do evento topo F1– parte 1	111
FIGURA C-5- Árvore de falhas do evento topo F1– parte 2	112
FIGURA C-6- Árvore de falhas do evento topo F1– parte 3	113
FIGURA C-7- Árvore de falhas do evento topo Q1– parte 1	114
FIGURA C-8- Árvore de falhas do evento topo Q2– parte 2	115
FIGURA C-9- Árvore de falhas do evento topo W1– parte 1	116
FIGURA C-10- Árvore de falhas do evento topo W1– parte 2	117
FIGURA C-11- Árvore de falhas do evento topo W1– parte 3	118
FIGURA C-12- Árvore de falhas do evento topo W1– parte 4	119
FIGURA C-13- Árvore de falhas do evento topo W1– parte 5	120

LISTA DE FIGURAS (continuação)

	página
FIGURA C-14- Árvore de falhas do evento topo W1– parte 6	121
FIGURA C-15- Árvore de falhas do evento topo W2– parte 1	122
FIGURA C-16- Árvore de falhas do evento topo W2– parte 2	123
FIGURA C-17- Árvore de falhas do evento topo W2– parte 3	124
FIGURA C-18- Árvore de falhas do evento topo W2– parte 4	125
FIGURA C-19- Árvore de falhas do evento topo W2– parte 5	126
FIGURA C-20- Árvore de falhas do evento topo W2– parte 6	127
FIGURA C-21- Árvore de falhas do evento topo W3	128
FIGURA C-22- Árvore de falhas do evento topo W4	129
FIGURA C-23- Árvore de falhas do evento topo W5	130

LISTA DE SIGLAS E ABREVIATURAS

- APS – Análise Probabilística de Segurança
- ATWS – Anticipated Transient Without SCRAM (transiente previsto sem SCRAM)
- CA – Corrente (elétrica) Alternada
- CC – Corrente (elétrica) Contínua
- DG – Gerador elétrico acionado por motor Diesel
- FA – Fonte Alternativa
- FDNB – Frequência de Danos no Núcleo por Blecaute
- FDNT – Frequência de Danos no Núcleo (Total de todos os iniciadores)
- GEP – Gerador Elétrico Principal
- GV – Gerador de Vapor
- Lab-GENE – Laboratório de Geração Núcleo-Elétrica
- LOCA – Loss Of Coolant Accident (acidente com perda de refrigerante)
- PZ – Pressurizador
- SCRAM – Desligamento súbito automático do reator
- SRCF – Sistema de Remoção de Calor Residual do Núcleo por Circulação Forçada
- SRCN – Sistema de Remoção de Calor Residual do Núcleo por Circulação Natural
- SRP – Sistema de Refrigeração do Circuito Primário

1 INTRODUÇÃO

1.1 Blecaute - apresentação e definição

A indisponibilidade simultânea de todas as fontes de energia elétrica em corrente alternada para os serviços auxiliares de uma usina nuclear é denominada de **blecaute**. Embora reatores nucleares disponham de sistemas de proteção que os desligam automaticamente se houver um evento de blecaute, ainda assim suas conseqüências podem ser graves, pois muitos dos sistemas de segurança, necessários para remoção do calor de decaimento dos produtos de fissão e para manter a integridade da contenção, dependem de energia elétrica.

O termo blecaute, aportuguesado do inglês “*blackout*”¹, etimologicamente, significa “*escuridão completa*” e, segundo o dicionário Houaiss da Língua Portuguesa, expressa “*procedimento de segurança que consiste em apagar ou ocultar todas as luzes de uma área sob alarme de bombardeio aéreo noturno*”. Por extensão, tomou o sentido de interrupção noturna no fornecimento de eletricidade que gera obscurecimento total de uma área, sendo atualmente usado para quaisquer interrupções no fornecimento de eletricidade, noturnas ou não.

Em face da variedade de usos e significados gerais que os dicionários registram para blecaute, é preciso definir a palavra, de modo formal e preciso, para emprego específico na área nuclear:

“Blecaute é a perda do suprimento de energia elétrica em corrente alternada nos barramentos de todos os quadros elétricos essenciais e não essenciais de uma usina nuclear. Ou seja, perda do suprimento externo de eletricidade concorrente com desligamento da turbina principal e indisponibilidade das fontes emergenciais internas de eletricidade em corrente alternada” (USNRC, 10 CFR50, 1988).

Complementando a definição, ainda conforme o Código Regulatório dos Estados Unidos (USNRC, 10 CFR50, 1988), postula-se que:

a) Um blecaute exclui a perda de eletricidade em corrente alternada nos barramentos vitais que sejam alimentados por Sistemas de Potência Ininterrupta, pois esses sistemas dispõem de baterias de acumuladores elétricos como fonte de suprimento;

¹Em inglês é usada a expressão “station blackout”, cuja abreviatura usual na literatura é SBO.

- b) Não se assume um blecaute concorrente com falhas simples nem com acidentes básicos de projeto; e
- c) Excluem-se também de um blecaute perdas de eletricidade em barramentos ligados a fontes alternativas de corrente alternada.

Fontes alternativas de corrente alternada são fontes localizadas na usina nuclear, ou em suas proximidades, que podem servir como fornecimento alternativo de eletricidade, desde que atendam a certos requisitos, que serão abordados mais adiante.

1.2 Eventos iniciadores de acidentes

Do ponto de vista de análise de riscos, não haveria finais infelizes se não houvesse maus começos. Infelizmente, há muitos maus começos que, em análise probabilística de segurança, são chamados de Eventos Iniciadores (KUMAMOTO e HENLEY, 1996).

Tomando-se como exemplo o blecaute, ele é um evento iniciador porque pode progredir para o acidente de danos no núcleo do reator se falharem as medidas de segurança previstas para impedir sua progressão. Os danos no núcleo, por sua vez, poderão gerar conseqüências internas e externas à usina, cuja extensão dependerá da eficácia de ação dos meios preventivos e mitigadores disponíveis.

1.3 Histórico

As preocupações com a segurança e a quantificação do risco têm seguido caminhos paralelos ao desenvolvimento da tecnologia nuclear. Já em 1957, era publicado o documento histórico WASH-740 que, se por um lado não chegou a uma quantificação do risco, concluiu que a probabilidade de um acidente com conseqüências para o público é extremamente pequena. Seu valor foi estimado entre 10^{-5} e 10^{-9} por reator-ano (USAEC, 1957, citado por R. CARO, 1991).

A dificuldade em quantificar o risco nuclear fez com que o princípio básico da defesa em profundidade e o conceito de acidente básico de projeto fossem aceitos como práticas de segurança satisfatórias. Contudo, ficava implícito que eram alternativas interinas até que uma metodologia para quantificar o risco nuclear estivesse disponível (R. CARO, 1991).

Nos Estados Unidos, em 1975, foi publicado um importante relatório de avaliação de riscos em usinas nucleares comerciais a água leve (USNRC, WASH-1400 - 1975). Esse trabalho introduziu técnicas de avaliação probabilística de segurança

desenvolvidas no setor de defesa e astronáutica e, ainda que não tenha sido bem aceito inicialmente, devido à imprecisão dos seus resultados, fato inevitável àquela época, seus méritos acabaram sendo reconhecidos. A importância do WASH-1400 deve-se ao fato de ter introduzido no campo nuclear a metodologia de avaliação probabilística de segurança como alternativa à tradicional abordagem determinística. A análise, produzida para duas usinas (PWR Surry Power Station, unit 1, 788 MWe; e BWR Peach Bottom Atomic Power Station, unit 2, 1065 MWe), concluiu que a condição de blecaute em Surry 1 poderia ser um importante iniciador de acidentes severos; essa conclusão, associada à experiência de falhas em linhas de suprimento de energia elétrica e em geradores diesel, acabou por levar a Comissão de Energia Nuclear dos Estados Unidos a considerar o evento blecaute como “*assunto de segurança não resolvido*”, em seu relatório anual de 1979.

Mas o interesse no tema não se restringia aos Estados Unidos. Um exemplo a ser citado é o da reunião promovida em 1984 pela Agência Internacional de Energia Atômica, que reuniu especialistas de 17 países para discussão do evento de blecaute. Na reunião, a grande maioria dos presentes descreveu situações de falha nos sistemas externos de alimentação elétrica em corrente alternada, ressaltando, todavia, que pelo menos uma das fontes locais de emergência entrou em operação e permaneceu disponível durante o período de perda do suprimento elétrico externo. Apenas dois casos de blecaute, ambos nos Estados Unidos, foram relatados por A. Rubin (ANEXO); nos dois casos o suprimento de energia elétrica foi restaurado em curto tempo e não houve consequências graves. Várias conclusões e recomendações foram emitidas ao final do encontro, priorizando a necessidade de alta confiabilidade tanto dos sistemas externos quanto dos sistemas locais de suprimento elétrico em corrente alternada (IAEA – TEC DOC – 332, 1985).

Voltando aos Estados Unidos, o status de assunto não resolvido, atribuído ao evento de blecaute, perdurou por aproximadamente 10 anos, durante os quais diversos estudos foram dedicados ao tema, e encerrou-se com a revisão da regulamentação federal para licenciamento de usinas nucleares. O parágrafo 50.63 foi acrescentado ao 10 CFR50 (USNRC, 10 CFR50, 1988) determinando que “*os reatores nucleares a água leve licenciados para operar devem ser capazes de suportar o estado de blecaute por um tempo especificado e de recuperar-se desse estado*”.

Enquanto o impacto do novo status legal do evento blecaute alcançava as usinas americanas em operação, no Brasil, a Comissão Nacional de Energia Nuclear solicitou à Centrais Elétricas de Furnas, empresa operadora da Usina de Angra I, um

estudo de resposta ao blecaute antes de conceder a autorização de operação permanente (SALDANHA, 1994).

Para que se adaptassem às novas regras, algumas usinas tiveram que aperfeiçoar seus sistemas elétricos, o que incluía, por exemplo, a instalação de novas fontes emergenciais de eletricidade, aumento na capacidade das baterias de acumuladores elétricos para ampliar sua autonomia e o reforço de certos sistemas de segurança com itens independentes da eletricidade (bombas acionadas a motor diesel ou turbinas, por exemplo).

Quinze anos depois de fixadas as regras para o blecaute por meio do parágrafo 50.63 do 10 CFR50 (USNRC, 1988), as conseqüências das medidas implementadas em obediência aos requisitos regulatórios foram publicadas (NUREG-1776, 2003). O relatório NUREG-1776 concluiu que a expectativa de redução na Frequência anual de Danos no Núcleo por Blecaute (FDNB) nas usinas americanas se confirmou e que o aumento na segurança justificou os investimentos realizados. Indicadores dos resultados obtidos no estudo NUREG-1776 (2003) estão resumidos na TAB. 1-1.

O histórico resumido das preocupações com o acidente de blecaute, no período que vai de 1957 até hoje, revela também uma especial preocupação da sociedade com o risco nuclear. O conflito entre as pressões por maior segurança e a necessidade de manter custos competitivos com os de outras formas de produção de energia deram origem a linhas de desenvolvimento de reatores com sistemas menores e mais fáceis de operar, em que se aplicam características passivas, ou intrínsecas, para assegurar o resfriamento contínuo do combustível e dos sistemas da contenção, mesmo na ocorrência de colapso do resfriamento normal do núcleo e das funções de controle.

Em 1989, John J. Taylor, do Electric Power Research Institute, escrevia que *“as usinas nucleares no futuro serão projetadas para melhor desempenhar sua tarefa de produzir energia em grande escala; invulneráveis a acidentes severos, serão largamente aceitas e se disseminarão. Seu uso ajudará a conter a maré de danos ambientais causados pelo uso dos combustíveis fósseis”* (TAYLOR, 1989).

Embora, infelizmente, o prognóstico de John J. Taylor ainda esteja para se confirmar, o conceito de sistemas de segurança passivos para as usinas nucleares continua sendo de suma importância. Exemplo disso é o reator objeto de estudo nesta Dissertação. Ele incorpora um sistema para remoção do calor residual do núcleo por circulação natural. O acréscimo desse sistema confere ao reator características avançadas, cujas vantagens, em relação aos sistemas tradicionais, serão quantificadas, mediante o emprego de técnicas de análise probabilística.

TABELA 1-1 – Número de usinas nos EUA por faixa de FDNB, antes e depois da implementação das regras do blecaute.

Parâmetro	Número de usinas por faixa de frequência anual de danos no núcleo por blecaute (FDNB)											
	< 0.5	0.5	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0	3.5	4.0	4.5	5.0	10
Faixa de FDNB ($\times 10^{-5}$)	0.99	1.49	1.99	2.49	2.99	3.49	3.99	4.49	4.99	9.99	35	
Estimativa antes da implantação das regras para o blecaute	5	13	14	7	13	4	9	5	4	3	13	10
Expectativa com a implantação das regras para o blecaute	23	23	14	9	6	5	6	5	4	0	5	0
Resultados atuais, depois da implantação das regras para o blecaute	46	22	13	17	1	3	1	3	0	1	1	0

Notas:

1- Dados extraídos do estudo NUREG-1776 (2003), de avaliação dos resultados da aplicação das regras para o blecaute, estabelecidas após a inclusão do parágrafo 50.63 ao 10 CFR50 (USNRC, 1988).

2- Os dados de expectativa de resultados foram estimados no estudo NUREG-1109 (1988).

1.4 Reatores avançados

Um dos fatos marcantes da segunda metade do século 20 foi o surgimento da indústria nuclear. Nesse período, depois de um início pleno de esperanças, sobreveio, se não o declínio, uma certa estagnação do setor. Graças a esse fato, a maior parte da produção mundial de eletricidade “nuclear”, ainda hoje, é gerada em reatores nucleares cuja concepção tem origem nos primeiros reatores para uso naval e que, por isso, são conhecidos como “reatores de segunda geração”.

Atualmente, as pressões sociais para reduzir efeitos nocivos ao meio ambiente, gerados em larga escala pelo emprego de combustíveis fósseis, a par das pressões por desenvolvimento econômico, com decorrentes aumentos do consumo energético, certamente criaram um novo contexto, mais favorável à aceitação pública e ao renascimento da energia nuclear.

Para assegurar a viabilidade da opção nuclear, as unidades de segunda geração, embora reconhecidas como confiáveis e seguras, começam a ser substituídas pelas de terceira geração, enquanto os projetos de quarta geração estão sendo iniciados. Governos, indústria, universidades e institutos de pesquisa, em todo o mundo, convictos de que a evolução técnica é um requisito necessário, embora não suficiente, para que as novas gerações de reatores tenham aceitação pública, realizam esforços de desenvolvimento, com gastos superiores a US\$ 2 bilhões de dólares por ano, segundo estimativa da IAEA (KUPITZ E CLEVELAND, 2003).

Os novos reatores, também conhecidos como “avançados”, podem ser divididos em dois sub-grupos: os evolucionários (terceira geração) e os inovadores, ou revolucionários (quarta geração). A consolidação de projetos inovadores requer maior esforço de desenvolvimento e a obrigatoriedade de operação de usinas protótipo. Todavia, para ambos os conceitos exigem-se testes confirmatórios das previsões feitas em projeto.

As metas comuns aos reatores avançados são alta disponibilidade, operação mais fácil, competitividade econômica e atendimento aos objetivos de segurança internacionalmente reconhecidos. Para que essas metas possam ser atingidas os reatores de terceira geração devem ter:

- funções de segurança menos dependentes de itens ativos (bombas e válvulas operadas a motor, por exemplo), mediante o uso de recursos de segurança passiva, isto é, forças naturais, como a gravidade e a convecção.

- projeto padronizado para cada tipo de reator, que permita um licenciamento expedito, reduza os custos do capital investido e o tempo de construção;

- concepção mais simples e robusta, que facilite a operação;

- maior disponibilidade e vida operacional mais longa;

- “burn-up” maior que reduza as trocas de combustível e a quantidade de rejeitos;

- vida do combustível estendida com o uso de venenos queimáveis;

- redução na probabilidade de acidentes de danos no núcleo; e

- menor impacto no meio ambiente e simplificação das medidas externas previstas nos Planos de Emergência.

Com relação à simplificação das medidas externas, para que se tenha uma idéia de sua amplitude e complexidade, basta mencionar a necessidade de mobilização de forças de apoio, que incluem setores da sociedade civil e a participação das forças armadas, para evacuar e relocar a população. Assim, fazer face aos riscos externos de acidentes impõe à opção nuclear barreiras de natureza econômica, devido ao custo elevado das ações externas, e de natureza política, por seu forte impacto na vida da população.

Concepções modernas de reatores, em que a probabilidade de acidentes severos seja muito menor, poderão permitir o abrandamento das atuais exigências dos órgãos reguladores em relação aos planos de emergência. Por exemplo, no reator avançado EPR (European Pressurized Water Reactor), em desenvolvimento por empresas líderes do setor nuclear de França e Alemanha, as conseqüências de eventuais acidentes severos serão limitadas às vizinhanças da usina, para evitar a evacuação e a relocação de pessoas do público e, se forem necessárias medidas para restringir o uso de alimentos cultivados nas cercanias, isto deverá ocorrer apenas na primeira colheita (FISCHER, 1996).

Outro exemplo é o da empresa Westinghouse que, em junho de 1992, solicitou à comissão reguladora de atividades nucleares nos Estados Unidos, a certificação de projeto do seu reator avançado AP-600 (2003). A aprovação ao pedido foi emitida em setembro de 1998 com a emissão do 10 CFR52 (USNRC, 2003) e isenta o AP-600 de

algumas leis, previstas no USNRC, 10 CFR50 (1988), para o licenciamento de reatores de conceito tradicional.

Para citar um exemplo de isenção das regras relacionado ao tema do blecaute, a exigência de duas linhas de alimentação elétrica, prevista no 10CFR50, GDC 17 (USNRC, 1988), para licenciamento de reatores de conceito tradicional, não é aplicável ao AP600, pois sua segurança baseia-se na existência de sistema passivo de remoção de calor residual (USNRC- 10CFR52, 2003).

1.5 Importância do tema

Os estados operacionais de uma usina nuclear, de acordo com o USNRC-10CFR50 (1988), são definidos como: *operação normal* e *ocorrências operacionais previstas*. Em operação normal a instalação funciona dentro das condições e dos limites especificados. As ocorrências operacionais previstas constituem-se em desvios da operação normal, com expectativa de acontecer ao menos uma vez durante a vida operacional da usina, e que, mediante provisões adequadas no projeto, não causam danos significativos a itens importantes a segurança, nem conduzem a condições de acidente. A perda do suprimento elétrico normal e as falhas individuais de itens são exemplos de ocorrências operacionais previstas.

Desvios dos estados operacionais, nos quais a liberação de material radioativo é mantida dentro de limites aceitáveis por meio de características adequadas de projeto, são classificados como acidentes postulados, ou acidentes de projeto. Como exemplo, pode-se citar o acidente com perda de refrigerante no primário (LOCA).

Outros desvios dos estados operacionais são os acidentes severos, ou acidentes além-base-de-projeto, que envolvem falhas múltiplas de equipamentos ou funções e que, por isso, têm menor probabilidade de ocorrer que o acidente de projeto; suas conseqüências, entretanto, podem ser mais graves.

A importância do evento de blecaute deve-se à sua destacada contribuição para a frequência de danos no combustível, pois, nessa condição, os sistemas de remoção de calor residual e de resfriamento da contenção não operam por falta de potência elétrica em corrente alternada. A degradação do núcleo é um acidente severo que pode levar à perda da integridade da contenção e, por fim, à liberação de materiais radioativos para o meio ambiente.

A quantificação da importância relativa do iniciador blecaute foi demonstrada no estudo de acidentes severos para cinco usinas nucleares dos Estados Unidos (NUREG-1150, 1990). O gráfico na FIG. 1-1, extraído do relatório NUREG-1150, evidencia que o blecaute contribui com quase 50% para a frequência total de danos no núcleo.

Um outro estudo (ELETRONUCLEAR, 1998), para a Usina de Angra 1, concluiu que a contribuição do blecaute para a frequência total de danos no núcleo é de apenas 1,8 %, conforme os dados apresentados na TAB. 1-2. Apesar da contribuição relativa ser muito menor neste último estudo, nota-se, entretanto, que o valor absoluto da frequência de danos produzidos pelo iniciador blecaute é praticamente igual ao valor apresentado no estudo NUREG-1150 (1990).

Em maio de 1997, foi publicado o relatório *“Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance”* (NUREG-1560, 1997) concluindo que o blecaute *“permanece um contribuinte dominante para o risco de fusão do núcleo em algumas usinas, mesmo depois da implementação das regras do blecaute; que as frequências de danos no núcleo são maiores que $1E-05$ por reator-ano² em certas usinas; e que estes números justificam uma investigação aprofundada de estratégias para reduzir as frequências geradas por blecaute”*.

O estudo *“Regulatory Effectiveness of the Station Blackout Rule”* (NUREG-1776, 2003) analisou as usinas nucleares nos Estados Unidos e concluiu que em 20 de 46 reatores a água pressurizada, o blecaute contribui com 20 %, ou mais, para a Frequência anual de Danos no Núcleo Total (FDNT). A lista das 46 usinas e os respectivos valores das frequências de danos no núcleo são apresentados no APÊNDICE E e atestam que o blecaute continua sendo, em muitas usinas, o contribuinte dominante para a frequência de danos no núcleo.

²A Agência Internacional de Energia Atômica recomenda que a frequência total de danos no núcleo seja menor que 10^{-4} por reator-ano, com perspectiva de passar a 10^{-5} no futuro (IAEA-INSAG 3, 1988).

Frequência média de danos no núcleo: $4,5E-06$

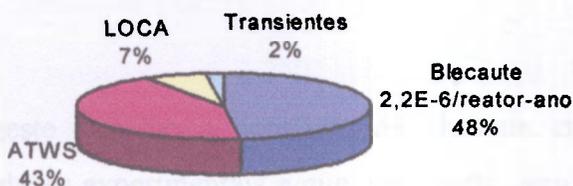


FIGURA 1-1 – Contribuição dos iniciadores para a FDNT de cinco usinas nucleares nos Estados Unidos – (Dados do NUREG1150)

TABELA 1-2- Contribuição dos iniciadores para a FDNT na usina nuclear de Angra 1

Evento Inicializador	Frequência anual de danos no núcleo	% da FDNT
Perda do Sistema de Água de Serviço	$3,48E-05$	27,0
Grande LOCA	$1,97E-05$	15,3
Ruptura dos Tubos do Gerador de Vapor	$1,93E-05$	15,0
Perda da Rede Elétrica Externa	$1,25E-05$	9,7
Médio LOCA	$1,06E-05$	8,2
Transiente sem Sistema da Contenção	$1,03E-05$	8,0
LOCA de interface	$4,43E-06$	3,4
Perda do ar de instrumentos	$4,24E-06$	3,3
Pequeno LOCA	$2,97E-06$	2,3
Perda do Sistema de Água de Resfriamento de Componentes	$2,91E-06$	2,3
ATWS	$2,37E-06$	1,8
Blecaute	$2,28E-06$	1,8
Perda do 125 Vcc- trem A	$1,39E-06$	1,1
Outros	$1,03E-06$	0,8
TOTAL (FDNT)	$1,29E-04$	100

(Dados extraídos da APS da Usina nuclear de Angra 1)

2 OBJETIVOS

Discute-se neste trabalho a condição de blecaute em um reator nuclear, desenvolvido com finalidades experimentais e que, doravante, será designado Lab-GENE (Laboratório de Geração de Energia Núcleo-Elétrica).

As peculiaridades do Lab-GENE, próprias de um reator protótipo, serão comparadas a reatores pressurizados a água leve (Pressurized Water Reactor – PWR) usualmente empregados para produção comercial de energia elétrica. Em especial, será feita uma análise probabilística dos ganhos em segurança em virtude da adição ao Lab-GENE de um sistema passivo de remoção de calor residual. Para isso serão identificadas e quantificadas as probabilidades de ocorrência das seqüências acidentais, que tenham potencial de causar danos severos no núcleo, em duas situações distintas: considerando a existência de um sistema passivo para remoção do calor residual do núcleo e sem esse sistema passivo. Na análise das seqüências acidentais serão usadas técnicas de análise probabilística de segurança, como árvores de falhas e árvores de eventos, empregando-se o código computacional SAPHIRE (NUREG/CR-6116, 1995).

Análises Probabilísticas de Segurança (APS) são divididas em três níveis, cujo objetivo é realizar cálculos de riscos. Uma APS de primeiro nível ocupa-se apenas com o cálculo da freqüência de acidentes; a de nível dois com a progressão do acidente considerado na APS de nível um e o risco de liberação de materiais radioativos (termofonte) para o meio-ambiente; por fim, uma APS de terceiro nível trata das conseqüências das liberações de materiais para o meio ambiente (risco de danos à saúde e fatalidades).

O trabalho desenvolvido nesta Dissertação constitui-se em uma APS parcial de nível um. Parcial porque avalia apenas a **freqüência de danos no núcleo produzida pelo evento de blecaute** e ignora a contribuição de todos os demais iniciadores.

O alcance do estudo pode ser sintetizado nos itens seguintes:

a) Considerações sobre um estudo de blecaute feito para usinas de produção comercial de energia elétrica, mostrando como esse evento tem sido tratado e destacando os aspectos relevantes que possam comprometer a segurança;

b) Estudo de caso para o reator Lab-GENE, no qual serão usadas técnicas de Análise Probabilística de Segurança para identificar as seqüências acidentais que tenham o blecaute como Evento Iniciador e quantificar suas frequências.

c) Avaliação do comportamento do Lab-GENE sob o ponto de vista da segurança, na condição de blecaute, com a incorporação de suas características avançadas (sistema passivo de remoção do calor residual por circulação natural). O resultado, expresso no valor da contribuição do evento iniciador blecaute para a frequência de danos severos no núcleo, será comparado com avaliação idêntica feita para o mesmo reator, porém, em uma concepção tradicional, isto é, sem o sistema passivo de remoção do calor residual.

3 CIRCUITOS ELÉTRICOS EM USINAS NUCLEARES

A eletricidade desempenha um papel de destaque nas usinas nucleares, não só porque é, quase sempre, o seu produto principal, mas, sobretudo, devido às suas implicações com o funcionamento dos sistemas de segurança, especialmente, na condição de blecaute. Em outras palavras, ao mesmo tempo em que uma usina nuclear é produtora de eletricidade, dela necessita para iniciar a operação, operar, desligar-se e manter-se desligada com segurança.

A configuração dos circuitos de energia elétrica, todavia, pode variar muito, pois é dependente de características da malha de distribuição elétrica no local da usina e da cultura de projeto. Em razão de suas conexões com o funcionamento dos sistemas de segurança, o projeto desses circuitos deve atender a requisitos mínimos fixados por órgãos reguladores. Esses dois temas, o de exigências normativas e o de configurações dos circuitos, são abordados nos itens 3.1 e 3.2, a seguir.

3.1 Exigências normativas

A norma brasileira (NBR- 8671, 1984) descreve quatro “possíveis projetos de circuitos” para suprir eletricidade aos sistemas de segurança. As exigências mínimas comuns a cada um desses quatro projetos de circuitos, relativamente às fontes de suprimento, são as seguintes:

- a) possibilidade de suprimento pelo gerador principal da usina;
- b) duas possibilidades de suprimento externo independentes; e
- c) sistema de emergência com geração independente de energia.

Os requisitos da NBR 8671 (1984) quanto às possibilidades de suprimento elétrico para os sistemas de segurança assemelham-se aos requisitos contidos no GDC 17 (General Design Criteria), para as Usinas Nucleares dos Estados Unidos (USNRC, 10 CFR50, 1988).

3.2 Configuração de circuitos

É grande a variedade de configurações de circuitos empregados em usinas nucleares. No item 3.2.1, discute-se uma configuração de circuitos típica que atende às exigências mínimas da NBR 8671 e do Critério Geral de Projeto 17 (USNRC, 10 CFR50, 1988). No item 3.2.2, apresenta-se, de forma simplificada, a configuração dos circuitos da Usina Nuclear de Angra 2.

3.2.1 Configuração de circuitos típica

Na FIG. 3-1 é apresentado um esquema de circuitos com a quantidade de fontes de suprimento elétrico que contempla tanto as exigências da norma brasileira quanto as exigências do GDC 17. O modo de utilização dessa configuração é descrito a seguir:

Com o **reator em potência**, todos os serviços auxiliares, inclusive os sistemas de segurança, recebem energia do gerador principal que, ao mesmo tempo, fornece energia ao sistema externo, mediante a conexão com a **rede 1**.

No **desligamento do reator**, com a conseqüente perda da geração principal, abre-se o disjuntor principal e a **rede 1** passa a suprir os serviços auxiliares. Se houver falta de energia na **rede 1**, a **rede 2** será imediatamente conectada aos serviços auxiliares. O sistema de suprimento independente só será requisitado para operar na falha das duas redes e em caso de acidente com perda de refrigerante no primário do reator (LOCA). Na primeira situação, o suprimento independente é acionado alguns instantes após o decurso do tempo previsto para conexão da **rede 2** e assume as cargas dos sistemas de desligamento. No acidente com perda de refrigerante, o suprimento independente é acionado, mas permanece em prontidão, rodando em vazio, e só irá assumir as cargas na falta das duas redes.

Ao **religar o reator**, é necessário que a rede externa preferencial (**rede 1**) esteja disponível. É com a energia dessa rede que os sistemas de bombeamento e aquecimento de água, sistemas de controle e instrumentação e de condicionamento de ar dos ambientes, necessários durante a partida e criticalização do reator, são alimentados. Uma vez concluído o processo de criticalização do reator, é possível partir e alinhar o gerador principal, que então assumirá o suprimento de energia elétrica para o sistema externo e para os serviços auxiliares da usina.

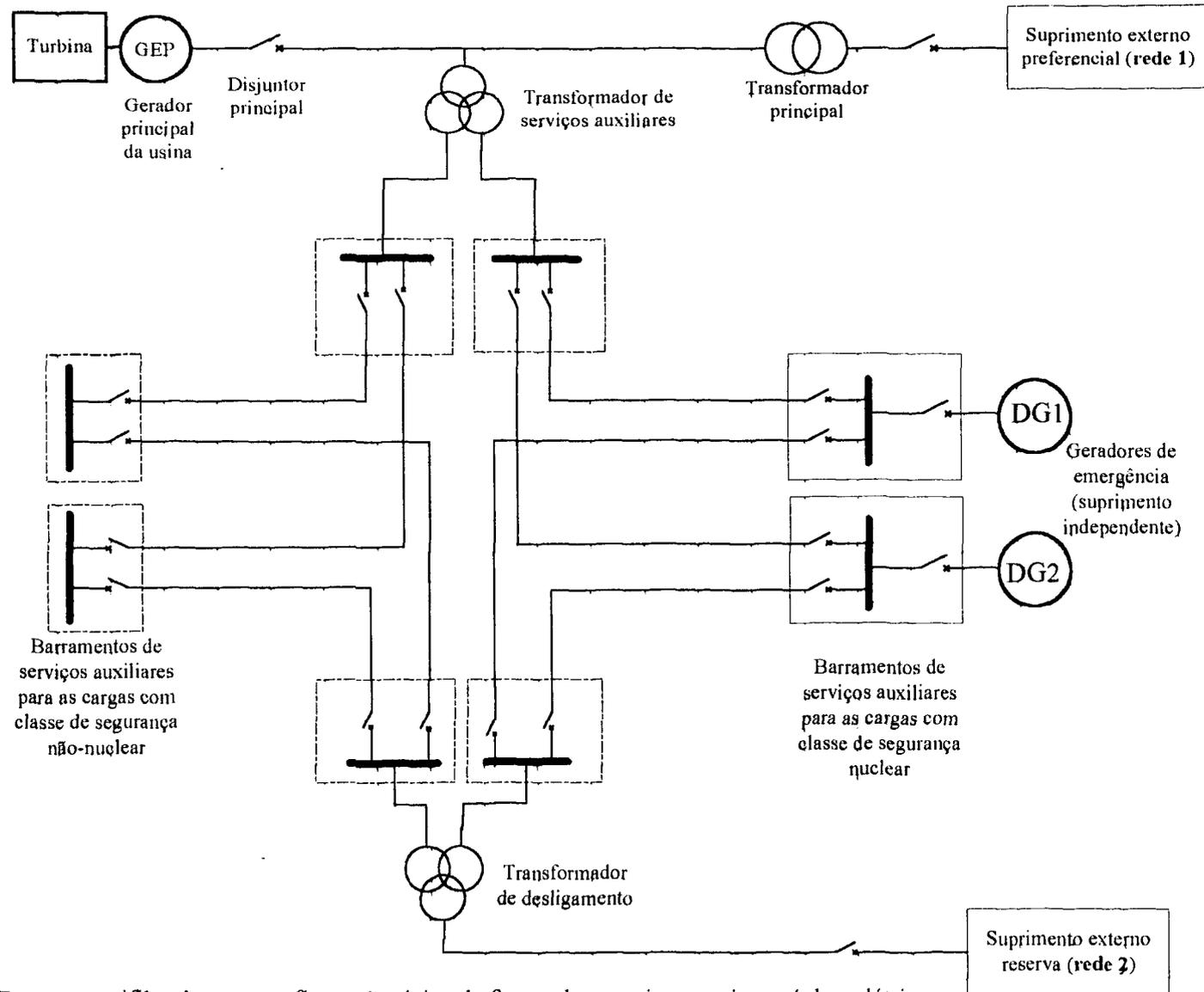


FIGURA 3-1 - Esquema unifilar de uma configuração típica de fontes de energia em usinas núcleo-elétricas

3.2.2 Configuração dos circuitos da Usina de Angra 2

Os modos de operação dos circuitos de Angra 2 são analisados a seguir com ajuda do esquema na FIG. 3-2. A análise baseia-se no texto do Curso de Formação de Operadores Licenciáveis da Usina de Angra 2 (ELETRONUCLEAR, 1988). É preciso observar que, na FIG. 3-2, mostra-se apenas um dos quatro trens redundantes que constituem o sistema completo (cada um dos trens com 50% da capacidade total).

A perda da alimentação para os serviços auxiliares, proveniente do gerador principal ou da **rede 1**, de 500 kV, não causa a partida imediata das fontes de geração de emergência (constituídas, no caso, por geradores diesel); antes há uma tentativa de transferência automática do suprimento para a rede externa reserva de 138 kV (**rede 2**).

Na transferência da **rede 1** para a **rede 2**, alguns consumidores de energia elétrica, previamente definidos, são desligados para que a demanda se ajuste à capacidade do transformador de desligamento, que não é dimensionado para a carga total dos serviços auxiliares.

No processo de transferência de fontes, a tensão no barramento BBA não cai instantaneamente para o valor zero. O valor da tensão residual no barramento BBA, e sua frequência, decaem conforme uma função específica. Essa função depende do tipo e da potência dos consumidores em processo de desligamento. Assim, o fechamento do disjuntor da rede externa de 138 kV depende do vetor diferença entre a tensão residual presente no barramento e a tensão da rede externa. Este vetor diferença não deve ultrapassar um valor especificado. No processo de transferência, assim que o disjuntor de entrada é desligado, a Unidade de Transferência Automática mede a tensão residual no barramento e calcula a curva de decaimento desta tensão. Com a definição do comportamento da tensão residual, o aparelho a compara com a tensão da rede externa e, assim, pode determinar o instante correto, e mais cedo, para a realização da transferência. Usualmente a transferência rápida se efetua em aproximadamente 150ms após a excitação do aparelho.

Se a transferência rápida falhar, deverá ser realizada, então, a transferência lenta. Na transferência lenta todas as cargas motrizes são desligadas e posteriormente religadas, gradualmente, por meio de um programa seqüenciador para evitar sobrecargas.

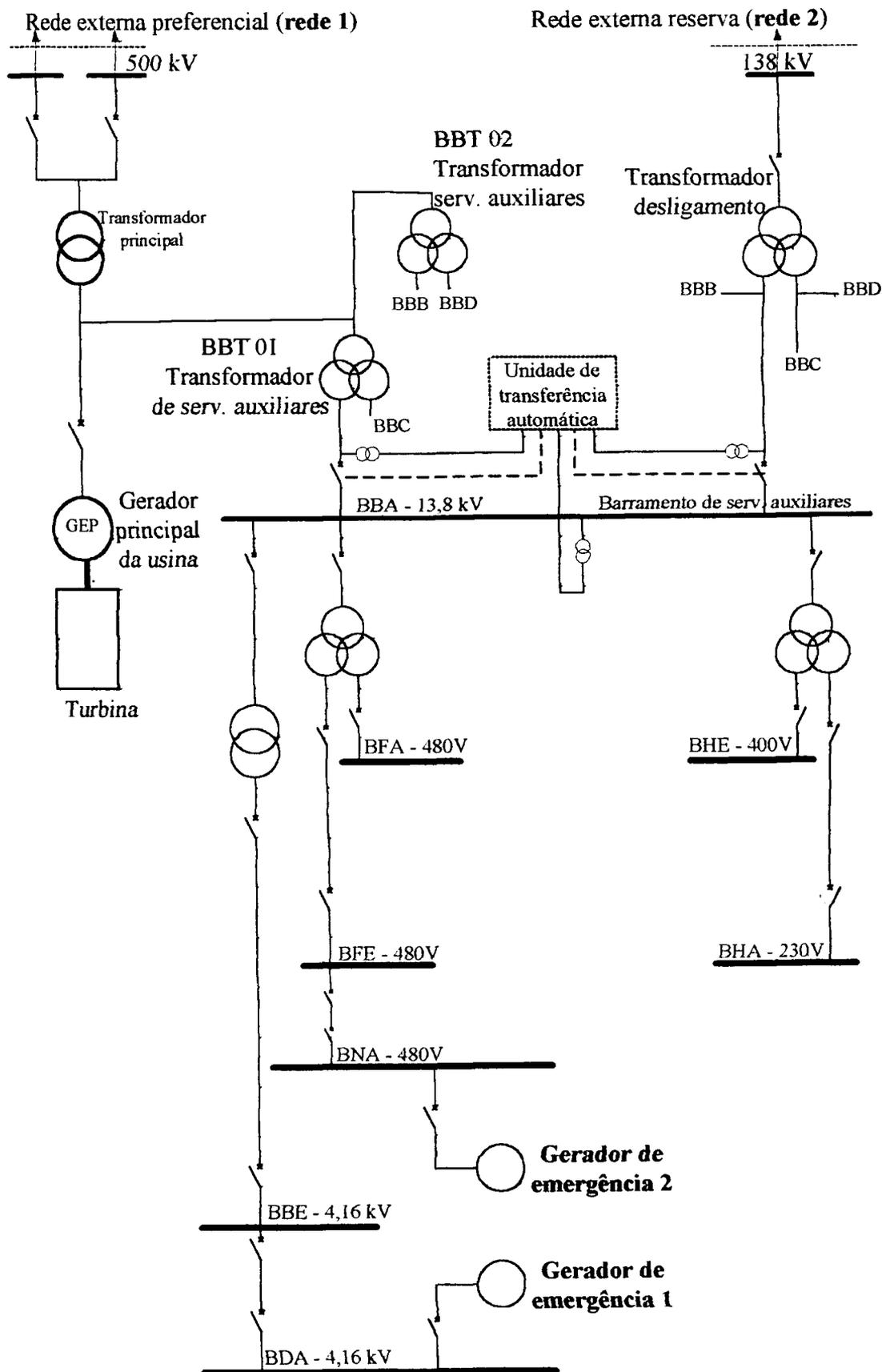


FIGURA 3-2 - Esquema simplificado dos circuitos da usina de Angra 2.

A transferência lenta se completa em 1,2 s, no máximo, após sua ativação. Se ela for bem sucedida, não será necessária a partida dos geradores diesel; um insucesso, porém, faz com que eles sejam acionados por um comando do Sistema de Proteção do Reator.

As unidades **diesel geradoras de emergência 1 e 2** são projetadas para garantir o suprimento elétrico nos acidentes postulados. Porém, em caso de perda da alimentação externa, com ocorrência simultânea de um Evento Externo (sismo ou tornado, por exemplo), é postulada a indisponibilidade do sistema de **emergência 1** e a partida do sistema de **emergência 2**, por meio de sinal de proteção do reator. Ao mesmo tempo, se o suprimento normal de água ao gerador de vapor estiver indisponível, os consumidores da **rede de emergência 2** são desligados e uma bomba de alimentação de emergência, com acoplamento mecânico ao motor diesel de emergência dois, é capaz de assumir, sob todas as condições de acidente, a alimentação emergencial de água ao gerador de vapor e, assim, assegurar a continuidade do resfriamento do núcleo por alívio de vapor no circuito secundário. O sistema de remoção de calor residual de emergência (SRE) só entrará em operação para manter a planta na condição subcrítica fria. A potência elétrica para acionar os motores das bombas do SRE deve ser fornecida pelo sistema de geração de **emergência 2** e, para isso, as bombas de alimentação emergencial de água aos geradores de vapor são previamente desacopladas dos motores diesel de **emergência 2**.

3.2.3 Comentários

A observação dos esquemas das FIG. 3-1 e 3-2, embora aparentemente muito diferentes um do outro, permite concluir que há pontos comuns entre eles; os de maior interesse são os seguintes:

a) As usinas nucleares comerciais operam conectadas ao sistema elétrico de uma região, fornecendo-lhe eletricidade. Porém, antes de iniciarem a produção, elas precisam de eletricidade para criticalizar o reator e fazer com que os sistemas de geração de vapor entrem em regime; só então será possível acionar a turbina principal e o gerador a ela acoplado. Uma vez que a tensão elétrica gerada esteja em sincronismo com a tensão da rede externa, fecha-se o disjuntor de interligação com a rede externa e a usina estará em condições de suprir, tanto a demanda de eletricidade da rede externa, quanto a demanda dos seus próprios serviços auxiliares;

b) O processo inverso de desligamento da usina pode acontecer de dois modos diferentes. No primeiro, o desligamento pode ser programado; no segundo, pode ser provocado por um desvio que imponha a necessidade de desligamento automático súbito do reator (SCRAM) por razões de segurança. Em ambos os casos, ao ser desligado o reator, perde-se a fonte de geração principal (turboalternador), sendo necessário suprir os sistemas encarregados do desligamento com eletricidade proveniente da rede externa, ou, na falta desta, com energia produzida por fontes de emergência independentes;

c) A diferença entre um desligamento normal e um desligamento automático súbito (SCRAM), no que tange às fontes de energia em corrente alternada, é que, em caso de SCRAM, o desligamento imediato do alternador principal determina uma probabilidade maior de ocorrer a perda da energia proveniente da rede externa. Isto se deve aos transientes de frequência e tensão, causados pela perda da contribuição da usina no atendimento à demanda da rede. Esses transientes podem produzir o desligamento intempestivo da rede por atuação dos relés de proteção. Por outro lado, como o momento em que o SCRAM ocorre não pode ser escolhido, existe a possibilidade de coincidência com fenômenos atmosféricos, que também aumentam a probabilidade de desligamento das linhas de transmissão externas; e

d) Pode-se observar também que os circuitos de Angra 2 são constituídos por quatro trens redundantes, o que, em tese, resultaria em maior segurança. Esta configuração, de acordo com Alexander Borst, (Borst, 1976), “*originou-se na usina de Biblis A e tem sido adotada em inúmeras outras usinas alemãs*”. Os circuitos em Biblis A, porém, não dispunham de uma segunda fonte de suprimento externo (FIG. 3-3); esse fato merece registro porque o Lab-GENE, objeto desta Dissertação, dispõe de apenas uma rede de suprimento elétrico externo. Essa característica é discutida em detalhes no Capítulo 5, item 5.1.

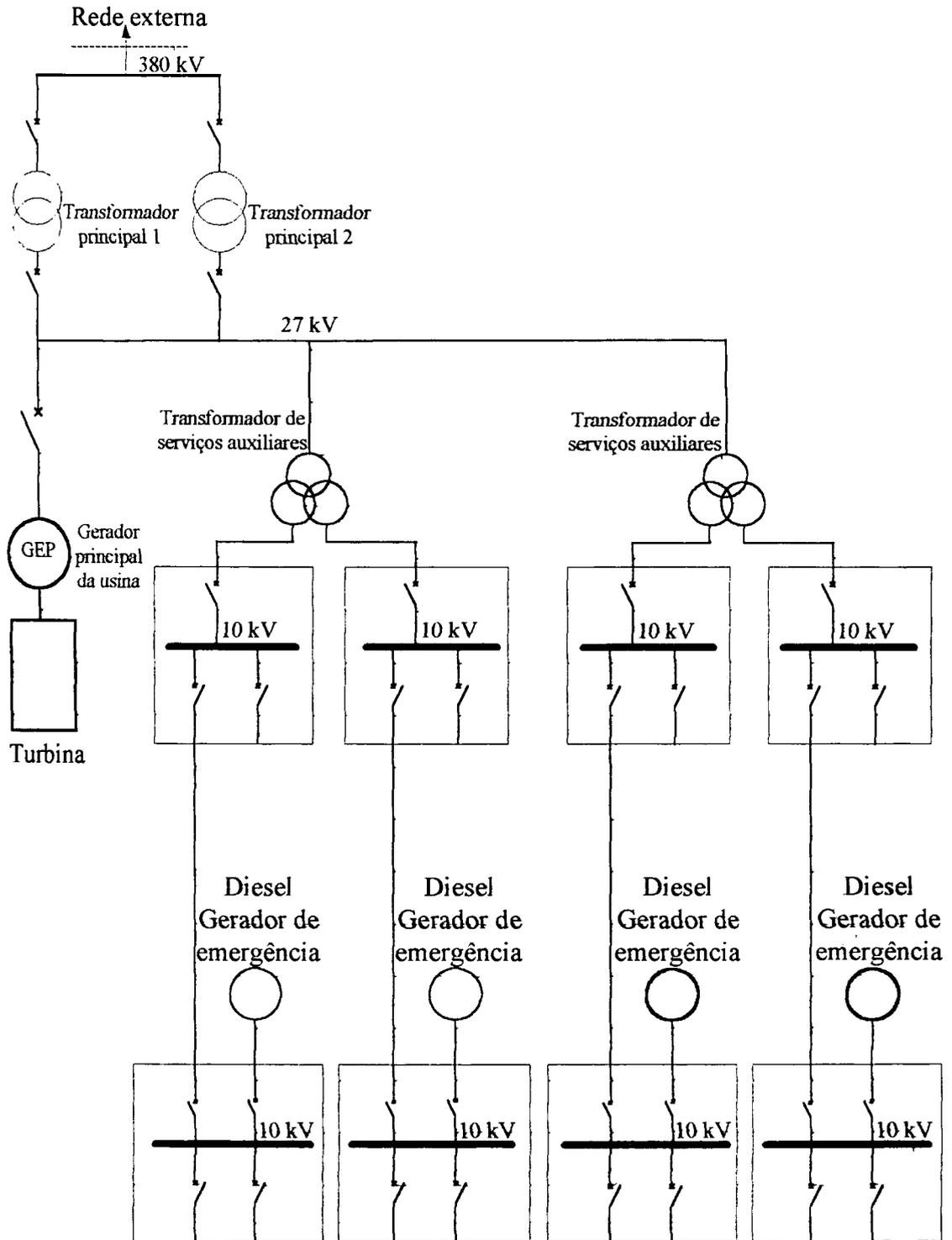


FIGURA 3-3 – Esquema simplificado dos circuitos da usina alemã Biblis A, com apenas um circuito de suprimento externo.

4 CONSIDERAÇÕES SOBRE BLECAUTE

Com o objetivo de conhecer como o acidente de blecaute tem sido tratado, destacar aspectos relevantes que possam comprometer a segurança e estabelecer paralelos com estudo similar a ser feito para o Lab-GENE, apresentam-se a seguir observações resultantes da análise do relatório “*Station Blackout Accident Analyses*” (NUREG/CR-3226, 1983).

O escopo do NUREG/CR-3226 foi analisar quase todas as configurações básicas de usinas em operação nos Estados Unidos, ou em fase final de montagem, excetuando-se apenas uns poucos casos com características muito peculiares. Em virtude da abrangência do estudo, os reatores em operação e em fase final de construção foram separados em grupos que possuíssem características similares em relação ao evento de blecaute.

Assim, formaram-se dois grupos básicos, um de reatores a água pressurizada (Pressurized Water Reactor - PWR) e outro de reatores a água fervente (Boiling Water Reactor - BWR). Esses dois grandes grupos foram ainda subdivididos segundo as diferentes configurações de seus sistemas elétricos, sistemas de resfriamento e particularidades dos sistemas da contenção em suportar um aumento de temperatura e pressão, durante faltas de eletricidade em CA por tempo prolongado. Entre os reatores PWR, duas configurações básicas foram estudadas: uma dos reatores da empresa Babcock & Wilcox e a outra dos reatores das empresas Westinghouse e Combustion Engineering.

O objetivo foi atingido por meio da Análise Probabilística de Segurança dos casos genéricos representativos das configurações básicas adotadas e avaliando, caso a caso, as características consideradas mais importantes para reduzir a frequência de danos no núcleo de situações específicas.

Árvores de falhas e árvores de eventos foram utilizadas na modelagem das configurações analisadas para determinar a importância relativa da condição de blecaute em comparação com objetivos de segurança propostos para a indústria nuclear.

Graças ao maior interesse em reatores do tipo PWR, discutiremos a seguir os casos genéricos relativos a esse tipo de reator; sua árvore de eventos é apresentada na FIG. 4-1.

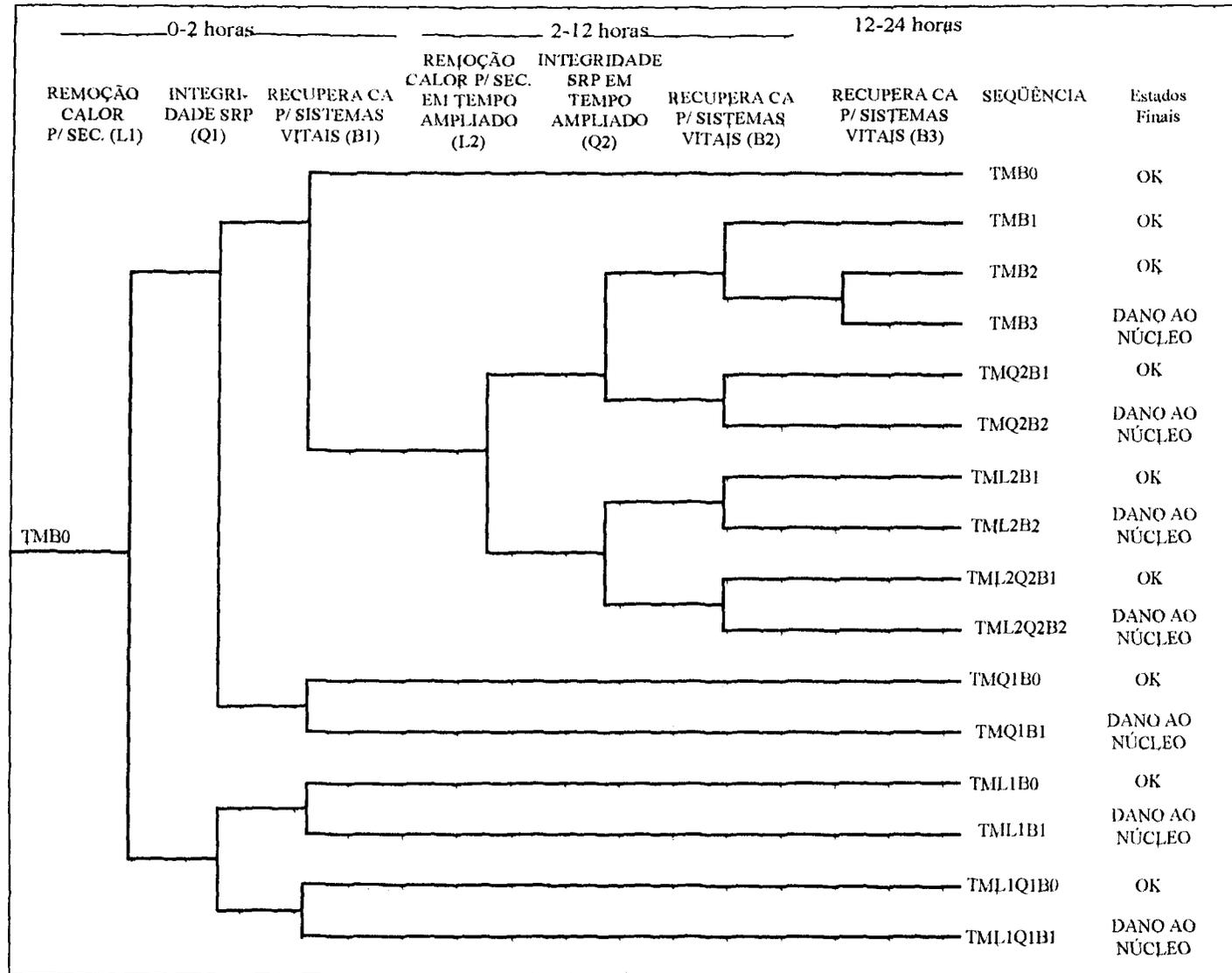


FIGURA 4-1 - Árvore de eventos de blecaute em PWR genéricos - NUREG 3226, pág. 77, apênd. A

4.1 Critérios de sucesso e falha em árvore de eventos genérica

Os critérios de sucesso e falha de cada um dos eventos representados na árvore de eventos da FIG. 4-1 são a seguir descritos.

4.1.1 Evento L1 - Remoção do calor residual nos geradores de vapor

O evento L1 inclui os sistemas encarregados da remoção do calor de decaimento por meio de alívio de vapor do circuito secundário nos geradores de vapor (GV). Dado que o blecaute terá como resultado a indisponibilidade do Sistema Principal de Alimentação de Água para os geradores de vapor, a remoção de calor residual pelo circuito secundário demanda a operação do Sistema Auxiliar de Alimentação de Água, cujo funcionamento independe de eletricidade em corrente alternada, por um certo tempo de operação. A exigência da recuperação de CA, após um certo tempo, advém da necessidade de resfriamento da sala de bombas e em virtude do esgotamento da reserva de água para o Sistema Auxiliar de Alimentação de Água.

O sucesso do evento L1 ocorre se o alívio de vapor nos GV remove calor com uma taxa suficiente para evitar o sobreaquecimento do Sistema de Refrigerante Primário (SRP) e o descobrimento do núcleo no espaço de tempo de até duas horas.

4.1.2 Evento Q1 - Integridade do Sistema de Refrigeração do Primário (SRP)

O evento Q1 descreve a necessidade de prevenir vazamentos na fronteira de pressão do SRP; para atingir esse objetivo é preciso que:

- A Válvula Piloto de Alívio, ou a Válvula de Segurança, retorne à posição fechada depois de abrir para um alívio de vapor.
- As linhas de conexão ao SRP mantenham isolamento apropriada.
- O selo das bombas de refrigerante primário não se degrade em virtude da falta de resfriamento na ausência de CA.

O evento Q1 é dado como bem sucedido se o volume de água vazado do SRP for pequeno o bastante para que a sua reposição não seja necessária durante as duas primeiras horas de blecaute.

4.1.3 Evento B1 – Recuperação de CA para Sistemas Vitais

O evento **B1** consiste na recuperação de CA, para a remoção de calor do núcleo via secundário e para os sistemas de reposição de água no SRP. Para que se evitem danos ao núcleo, o retorno de CA deve ocorrer antes de eventual fracasso dos eventos **L1** e **Q1**.

Os sistemas que demandam o retorno de CA são:

- Alimentação de Água Principal (depende diretamente de CA)
- Alimentação de Água Auxiliar (depende indiretamente de CA)
- Injeção de Água de Alta Pressão no SRP
- Controle Químico e Volumétrico.
- Sistemas suporte: ventilação, resfriamento, lubrificação e suprimento de água.

Algumas usinas podem usar o processo “alimenta e sangra” se os sistemas principal e auxiliar de alimentação de água permanecerem indisponíveis depois da recuperação da fonte de energia em corrente alternada. Nesse processo a água de reposição de alta pressão é usada para manter o inventário de água no SRP e, ao mesmo tempo, remover o calor residual para a contenção, por meio da válvula de alívio do pressurizador.

O evento **B1** será bem sucedido se houver a recuperação de CA para os sistemas necessários e seus auxiliares e, desse modo, assegurar-se a remoção de calor do núcleo e a reposição de água para o SRP.

4.1.4 Evento L2 - Remoção de calor nos GV em tempo ampliado

Durante um blecaute, a função de remoção de calor pode ser perdida por causa da falha de sistemas suporte de refrigeração e lubrificação. Em caso de falta da energia em CC, a condição anterior pode ser agravada pela provável impossibilidade do operador atuar por falta de indicações, normalmente providas por CC.

O sucesso do evento **L2** é definido se a falta de CA por um período de tempo ampliado, associada à possível falta de CC, não afetar a operação de remoção de calor residual. Para isso, ou não falta CC, ou o operador terá que ter sucesso em operar os sistemas independentes de CA sem CC. No caso de haver sucesso na operação desses sistemas, em algum momento mais a frente, será necessário recuperar CA; caso contrário, o esgotamento da reserva de água no tanque de condensado resultará na falha do resfriamento pelo circuito secundário e na conseqüente repressurização do circuito primário.

4.1.5 Evento Q2 - Integridade do SRP em tempo ampliado

O evento **Q2** é similar ao evento **Q1**, acrescido da possibilidade maior de vazamentos provocados pela falta de refrigeração no selo das bombas do primário.

O sucesso de **Q2** é definido se o conjunto de efeitos provocados pela falta de eletricidade em corrente alternada, associados a uma eventual falta de corrente contínua, desencadear efeitos na integridade do SRP, de tal modo limitados, que a capacidade de prover água de reposição não seja uma preocupação imediata.

4.1.6 Evento B2 - CA para Sistemas Vitais

O evento **B2** consiste na recuperação da energia em corrente alternada. Isso é especialmente requerido se houver o fracasso dos eventos L2 e Q2 e for necessário restabelecer rapidamente (em poucas horas) a energia em CA, para recuperar ou mitigar os efeitos das funções falhadas.

O sucesso será definido se for restabelecida a eletricidade CA para um conjunto suficiente de sistemas, necessário para restaurar as funções falhadas e conduzir a usina a uma condição segura e estável.

4.1.7 Evento B3 - Recuperação de CA para reposição de água no SRP

Dado que tenha havido sucesso na remoção do calor residual e na reposição da água do SRP, sem energia em CA, o evento **B3** trata da restauração de CA para manter esses sistemas operando por tanto tempo quanto necessário.

O sucesso de **B3** será definido se for restabelecida a eletricidade em CA, e em CC, para um conjunto de sistemas, suficiente para restaurar as funções falhadas e conduzir a usina a uma condição segura e estável. Sem o restabelecimento de CA, eventuais danos ao núcleo ocorrerão.

4.2 Resumo

Os resultados do estudo NUREG/CR-3226 (1983) foram comparados com metas de segurança³ e com avaliações feitas em APS anteriores. O apêndice F do estudo, alerta para o fato de que comparações quantitativas com estudos anteriores devem ser

³ No NUREG/CR-3226, a referência para a meta de segurança é o "U.S.N.R.C. memorandum from M. Ernst to S. Hanauer, et al., Draft Safety Goal implementation Plan, Abril, 1982". O valor é o mesmo que o da meta de segurança do IAEA- Safety Series nr. 75 - INSAG - 3, 1988.

interpretadas com restrições, em virtude das diferenças de metodologia, dados e características operacionais e de projeto, em cada um dos casos confrontados.

Alguns resultados do estudo NUREG/CR-3226 (1983) são apresentados a seguir nas TAB. 4-1, 4-2 e 4-3.

É necessário ressaltar que a meta de segurança usada na comparação mostrada na TAB. 4-3 inclui a frequência de todos os acidentes internos e não só do acidente de blecaute. Assim, não é possível assegurar que o valor da meta não será ultrapassado, afirmação que só seria possível depois de se computarem todas as frequências de danos no núcleo produzidas por todos os eventos iniciadores. A comparação, entretanto, evidencia a grande contribuição do iniciador blecaute para a frequência de danos no núcleo.

TABELA 4-1 – FDNB em reatores da Babcock & Wilcox

Seqüência (ver FIG. 4-1)	FDNB (eventos / reator – ano)				
	Melhor estimativa	Média	5º percentil	Mediana	95º percentil
TML1B1& TML1Q1B1	6,5E-6	3,0E-5	2,5E-6	1,5E-5	9,5E-5
TML2B2& TML2Q2B2 (descarga da bateria)	1,5E-5	5,0E-5	4,0E-6	2,5E-5	1,5E-4
TMQ2B2	1,0E-5	6,0E-5	2,5E-6	2,0E-5	1,5E-4
TML2B2& TML2Q2B2 (tq condensado seca)	3,5E-6	1,0E-5	2,5E-8	6,0E-6	3,5E-5
TMQ1B1 & TMB3	1,0E-7	não avaliado	não avaliado	não avaliado	não avaliado
TOTAL APROX.	3,5E-5	1,5E-4			

Notas: 1- Tabela extraída do relatório NUREG/CR-3226 – página 23.

2- Todos os valores arredondados para múltiplos do “0,5” mais próximo.

TABELA 4-2 – FDNB em reatores Westinghouse e Combustion Engineering

Seqüência (ver FIG. 4-1)	FDNB (eventos / reator – ano)				
	Melhor estimativa	Média	5º percentil	Mediana	95º percentil
TML1B1& TML1Q1B1	4,0E-6	2,0E-5	1,5E-6	9,0E-6	6,0E-5
TML2B2& TML2Q2B2 (descarga da bateria)	9,0E-6	3,5E-5	3,0E-6	1,5E-5	1,0E-4
TMQ2B2	5,0E-6	2,5E-5	1,5E-6	9,0E-6	8,5E-5
TML2B2& TML2Q2B2 (tq condensado seca)	3,5E-6	1,0E-5	2,5E-8	6,0E-6	3,5E-5
TMQ1B1 & TMB3	1,0E-7	não avaliado	não avaliado	não avaliado	não avaliado
TOTAL APROX.	2,0E-5	9,0E-5			

Notas: 1- Tabela extraída do relatório NUREG/CR-3226 – página 25

2- Todos os valores arredondados para múltiplos do “0,5” mais próximo.

3- Valores em eventos / reator – ano.

TABELA 4-3- Comparação das FDNB de alguns reatores com metas de segurança

Tipo/fabricante do reator	Melhor estimativa (eventos internos)	Mediana (eventos internos)	Eventos externos (nota 2)	Meta de segurança (todas as seqüências acidentais internas e eventos externos)
PWR Babcock&Wilcox	3,5E-5	6,6E-5	1E-4 a 1E-6 ou menor	1E-4
PWR Westinghouse/ Combustion Eng.	2,0E-5	3,9E-5		

Notas: 1- Tabela extraída do relatório NUREG/CR-3226 – página 245

2- Depende da idade da usina, do seu projeto e da suscetibilidade a sismos, fogo e outros eventos.

3- Valores em eventos / reator – ano.

5 O REATOR NUCLEAR Lab-GENE

O Lab-GENE é um reator PWR a água leve, de pequena potência. A energia liberada por fissões nucleares no combustível aquece a água do Sistema de Refrigeração do Circuito Primário (SRP). Com o reator em operação, a água aquecida do SRP é bombeada para os Geradores de Vapor (GV), onde o calor é transferido à água do Circuito Secundário e produz vapor para as turbinas de acionamento dos geradores de eletricidade. Depois que o reator é desligado, as bombas do SRP são desligadas e o refrigerante primário circula impelido apenas por convecção natural.

O pressurizador (PZ) tem como função primordial estabelecer e controlar a pressão no SRP. Ele é ocupado por cerca de 60 % de água na pressão do SRP e o restante do volume, em sua parte superior, por vapor. Em condições normais, apenas o aspersor deve ser suficiente para controlar as variações positivas de pressão, aspergindo água da perna fria no interior do PZ. Em transientes anormais, entretanto, as sobrepressões devem ser reduzidas pela abertura da válvula de alívio.

Os componentes do circuito primário, representados esquematicamente na FIG. 5-1, situam-se no interior de uma contenção nuclear, envolta por um reservatório de água, designado por “piscina de blindagem”. O objetivo da contenção é confinar eventuais liberações de refrigerante primário, procurando impedir que produtos de fissão nele contidos cheguem ao meio ambiente. A piscina de blindagem, além da função que lhe dá o nome, é também o repositório inicial do calor residual de decaimento dos produtos de fissão.

Os Circuitos Elétricos, Sistemas de Corrente Contínua, Sistemas de Ventilação, Fonte Fria Emergencial e Sistemas de Remoção de Calor Residual do Lab-GENE, fortemente relacionados com a condição de blecaute, são descritos a seguir.

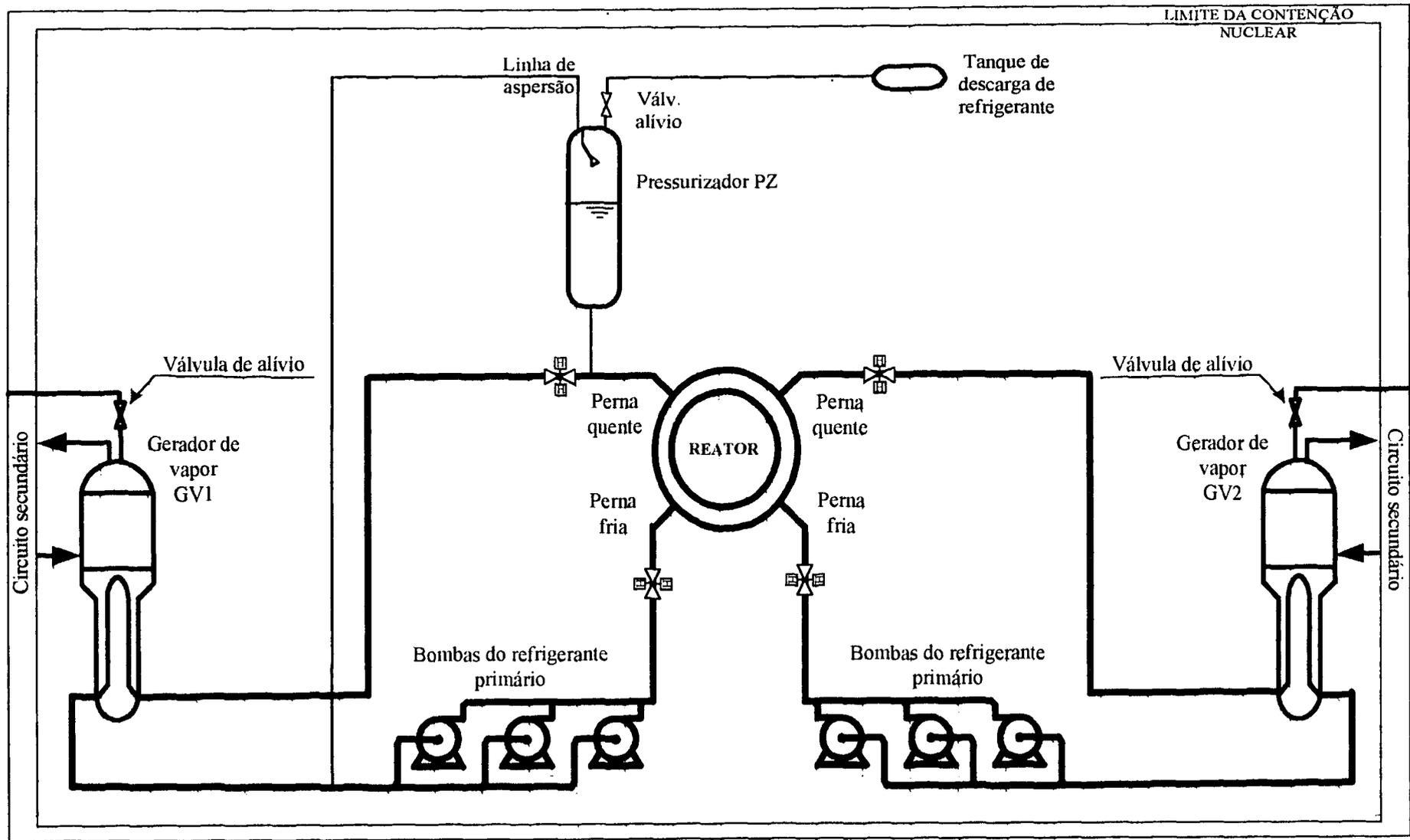


FIGURA 5-1 - Esquema simplificado do reator LAB-GENE

5.1 Circuitos elétricos

A descrição dos modos de operação dos circuitos do Lab-GENE é feita neste item, com auxílio do esquema unifilar apresentado na FIG. 5-2.

Durante a partida e criticalização do reator, o suprimento da rede externa de 13,8 kV deve estar disponível. Após a partida, os turbogeradores GEP1 e GEP2 são sincronizados e paralelados com a rede externa. Então, os disjuntores 52-X_A, 52-X_B (ou 52-Y_A, 52-Y_B) e 52-Z são abertos e os turbogeradores assumem o suprimento de eletricidade aos barramentos dos quadros elétricos Q5, Q6, Q7 e Q8 e, também, aos barramentos de segurança (quadros elétricos Q4A e Q4B). A rede externa, ao mesmo tempo em que supre as cargas dos sistemas auxiliares sem classificação de segurança, ficará em prontidão, para reassumir os barramentos dos quadros elétricos Q4A e Q4B, assim que o reator seja desligado.

O processo de desligamento do reator, programado ou por SCRAM, torna indisponíveis as fontes de geração principal (turboalternadores). Sendo assim, nessa condição é necessário suprir os sistemas encarregados do desligamento com eletricidade proveniente da rede externa, ou, se a rede externa também faltar, com energia produzida pelas fontes de emergência independentes (geradores diesel de emergência).

A diferença entre um desligamento programado e um por SCRAM, relativamente às fontes de energia em corrente alternada, é que no primeiro caso o momento de desligar pode ser escolhido e, se porventura a rede externa estiver indisponível, pode-se partir os diesel geradores de emergência antes de desligar o reator. O momento em que acontece um SCRAM, porém, obviamente não pode ser escolhido e, assim, ele pode ocorrer tanto simultaneamente à falta da rede externa, como coincidir com fenômenos atmosféricos, que aumentam a probabilidade de desligamento das linhas de transmissão de eletricidade.

A conexão dos barramentos de segurança à fonte de alimentação externa para efetuar o desligamento do reator é automática e imediata (imediate, no caso, significa um tempo da ordem de 150 ms). No insucesso da ligação imediata, cerca de 200 ms depois do seu início, começa a ligação lenta, na qual desligam-se todas as cargas motrizes dos sistemas em operação e, em seguida à reenergização dos barramentos de segurança (em até

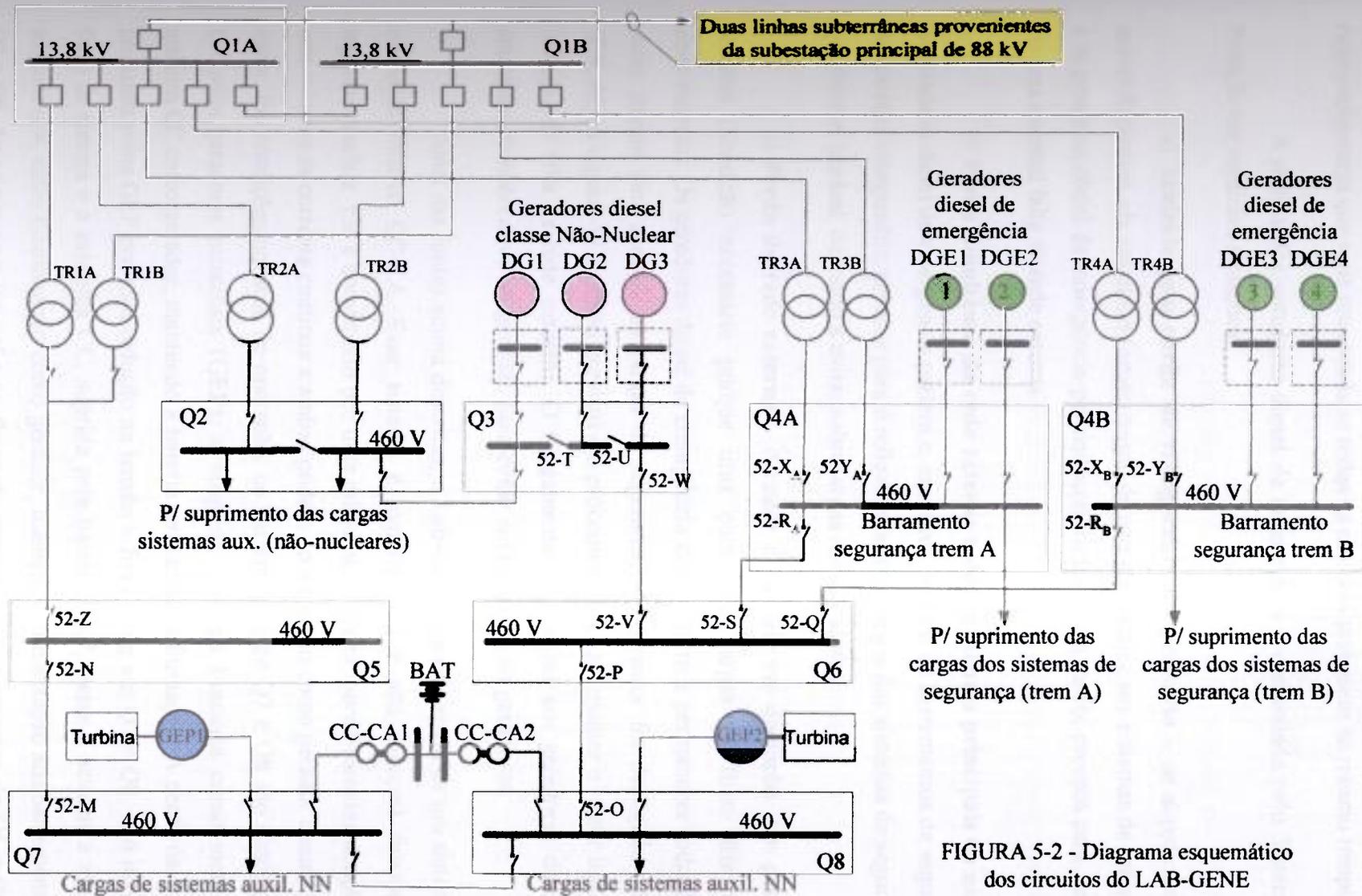


FIGURA 5-2 - Diagrama esquemático dos circuitos do LAB-GENE

2 segundos), as cargas são religadas sequencialmente, conforme uma programação que evite a sobrecarga que seria provocada se todos os motores partissem ao mesmo tempo.

A partida dos geradores diesel de emergência é comandada pelo Sistema de Proteção nas seguintes situações:

a) **Acidente com perda de refrigerante do primário** - se a rede externa estiver disponível, ela assume o fornecimento de energia elétrica aos sistemas de segurança e os geradores diesel de emergência permanecem rodando em vazio, prontos para assumir em uma eventual falta da rede externa.

b) **Perda simultânea da rede externa e dos geradores principais da usina** – os geradores diesel de emergência partem e, em cerca de 10 s, os barramentos de segurança devem estar energizados, prontos para o religamento das cargas dos sistemas de segurança, que deve ser gradual, de modo a evitar sobrecargas nos geradores.

c) **Perda da rede externa** – o reator é mantido em operação com potência reduzida (limitação necessária porque uma parte das cargas da fonte fria ficará desalimentada). Os geradores diesel de emergência devem partir e permanecer rodando em vazio, prontos para assumir as cargas de segurança (se o reator for desligado por um SCRAM, ou esgotar-se o tempo previsto em procedimentos para manter o reator ligado na condição de falta da rede externa). O religamento das cargas aos geradores diesel de emergência também deve ser gradual, para evitar sobrecargas nos geradores.

Além das fontes acima descritas, o Lab-GENE dispõe ainda de um sistema de conversão rotativo CC-CA. Esse sistema é experimental e não exercerá funções de segurança nuclear. Ele é constituído por uma máquina síncrona mecanicamente acoplada a uma máquina de corrente contínua e ambas podem operar tanto como gerador quanto como motor. Em condições normais de operação, os barramentos de Q7 e Q8 são supridos em CA pelos geradores principais (GEP); a máquina síncrona funciona como motor e a máquina CC como gerador, mantendo a bateria em carga de flutuação. A perda da energia produzida pelos GEP provoca redução na tensão e frequência em Q7 e Q8. Isto inverte o fluxo de energia e a máquina CC, suprida pela bateria BAT, passa a acionar a máquina síncrona que, então funcionando como gerador, mantém a alimentação aos barramentos de Q7 e Q8. Ao iniciar-se a inversão no fluxo de energia, os barramentos de Q5 e Q6 são

isolados do sistema de conversão CC-CA pela abertura automática dos disjuntores 52-M, 52-N, 52-O e 52-P.

Por fim, descrevem-se as funções dos geradores diesel DG1, DG2 e DG3.

Em condição normal, eles permanecerão parados, aguardando em prontidão, para partir e assumir a realimentação de cargas dos sistemas auxiliares essenciais (sem classificação de segurança) quando faltar o suprimento externo de eletricidade. Além disso, a um desses três geradores será atribuída a função de operar como **Fonte Alternativa**, para alimentar cargas dos sistemas de desligamento seguro e remoção do calor residual do núcleo, em um evento de blecaute.

Uma *fonte alternativa de corrente alternada* – de acordo com o parágrafo 50.63 do 10 CFR50 (USNRC, 10 CFR50, 1988) - é uma fonte localizada na usina nuclear, ou em suas proximidades, que possa servir, em caso de blecaute, como fornecimento alternativo de eletricidade, devendo atender aos requisitos seguintes:

- a) Que seja conectável, porém não conectada aos sistemas elétricos interno e externo;
- b) Que tenha o mínimo potencial de falhas de causa comum com os sistemas elétricos interno e externo;
- c) Que esteja disponível em tempo adequado após a ocorrência de um blecaute; e
- d) Que tenha capacidade e confiabilidade para suprir os sistemas necessários durante um blecaute, para levar a planta nuclear a um desligamento seguro e mantê-la nesse estado pelo tempo necessário.

As **Fontes Alternativas** são aceitáveis para lidar com um blecaute desde que seja demonstrado por análise que a planta tem capacidade de suportar a falta de eletricidade em corrente alternada pelo tempo decorrido entre o início do blecaute até o momento em que os sistemas necessários para o desligamento do reator estejam energizados e alinhados para operar. Esse tempo deve ser comprovado por teste e, se demonstrado que ele é, no máximo, igual a 10 minutos, a análise não precisa ser feita (USNRC, 10 CFR50, 1988).

Para assumir sua outra função como Fonte Alternativa, o gerador DG3, cuja partida é automática, deve ser isolado pela abertura do disjuntor 52-U.

A fim de que a energia gerada em DG3 chegue aos barramentos de segurança A e B, é necessário ainda fechar o disjuntor 52-W. Esse último disjuntor, entretanto, tem que ser inserido manualmente em sua posição de operação, exigindo o deslocamento de um

operador ao local em que o disjuntor está instalado. A adoção desse procedimento é necessária para atender ao requisito de que a fonte alternativa “*seja conectável, porém não conectada aos sistemas elétricos interno e externo*” (USNRC, 10 CFR50, 1988) e, assim, reduzir o potencial de falhas de causa comum com os sistemas de suprimento externo e interno de energia elétrica.

Em caso de indisponibilidade do DG3, ele deve ser isolado e o gerador DG2 pode substituí-lo, abrindo-se o disjuntor 52-T e fechando-se 52-U. Supondo-se ainda a indisponibilidade de DG3 e DG2, ambos podem ser isolados e substituídos pelo gerador DG1, fechando-se os disjuntores 52-T e 52-U. Nesta última hipótese todas as cargas dos sistemas auxiliares sem classificação de segurança são desligadas, direcionando-se a eletricidade gerada no gerador DG1, exclusivamente, às cargas de desligamento seguro do reator.

Um dado a ser considerado em relação às Fontes Alternativas é o tempo necessário para que elas sejam alinhadas e estejam disponíveis para alimentar seus consumidores. Assumiu-se que esse tempo será de 10 a 20 minutos. Parte do tempo seria usado no deslocamento do operador até a subestação para fazer a inserção manual do disjuntor 52-W; as pequenas dimensões do Lab-GENE fazem crer que em três minutos seria possível percorrer a distância entre a sala de controle e a subestação (cerca de 200 m a uma velocidade de quatro km por hora). O restante do tempo seria dividido entre hesitação, reflexão e a ação de inserir o disjuntor.

A diferença fundamental do Lab-GENE, em relação às usinas comerciais, está no fato de que toda a energia elétrica gerada por seus quatro turbogeradores destina-se ao consumo interno da própria usina. Dois desses turbogeradores têm por finalidade única a conversão de energia elétrica em energia mecânica e não são de interesse para o presente estudo. Os dois outros turbogeradores são dedicados, exclusivamente, ao suprimento de sistemas auxiliares internos e não operam em paralelo com a rede externa de alimentação elétrica, como sempre ocorre nas usinas comerciais.

Esta particularidade do Lab-GENE traz-lhe a vantagem de não estar submetido aos distúrbios que podem afetar os sistemas interligados (surtos de tensão provocados por variações de carga e descargas atmosféricas). Porém, não operar permanentemente interligado à rede externa gera uma outra particularidade do Lab-GENE, que é tratada a seguir.

A análise das configurações de circuitos das usinas comerciais no Capítulo 3 mostrou que essas usinas operam interligadas ao sistema elétrico, fornecendo-lhe a energia gerada. Uma eventual falha na geração da usina faz com que o fluxo de energia da usina para a rede externa inverta-se, passando a ser da rede externa para a usina, sem interrupção da tensão elétrica. Devido à possibilidade de falhas que desabilitem simultaneamente as fontes interna e externa, as usinas comerciais dispõem de outra fonte externa para alimentação elétrica. Essa segunda fonte, denominada não-preferencial, pode ser conectada à usina para suprir os sistemas necessários ao desligamento do reator e para mantê-lo desligado em segurança.

O Lab-GENE, diferentemente, não tem como objetivo fornecer energia elétrica ao sistema externo. Sendo assim, seus geradores principais não operam interligados à rede externa. Por isso há um único suprimento elétrico externo⁴, equivalente à rede não-preferencial das usinas comerciais, que deve suprir toda a demanda de energia elétrica em CA, durante a partida do reator e depois do seu desligamento.

Além disso, o suprimento elétrico externo alimenta, em todos os modos de operação, as cargas dos serviços auxiliares normais da usina (isto é, aquelas cargas sem classificação de segurança nuclear). Aqui, é importante reiterar que entre os serviços auxiliares normais está uma parte das cargas do sistema de resfriamento que constitui a fonte fria da usina. Isso significa que, após um desligamento da fonte externa, somente será possível manter o reator em operação (com energia da geração principal interna), se a potência do reator for reduzida e se adaptar à redução na capacidade da fonte fria.

Quanto aos aspectos normativos de uma configuração de circuitos com apenas uma linha de suprimento externo, aparentemente em discordância com as exigências discutidas no item 3.1, a norma brasileira (NBR 8671, 1984) estabelece em seu capítulo 3.2, que “*o suprimento de energia para os sistemas de segurança deve ser projetado com uma confiabilidade tal que o mesmo não seja o fator determinante para a indisponibilidade dos sistemas a serem supridos*”.

⁴Rigorosamente, não é o fato de não fornecer energia à rede externa a razão da operação isolada. Seria possível a operação em paralelo só para receber energia. Entretanto, não é conveniente esse modo de operar, que traria a desvantagem das falhas de causa comum entre os sistemas externo e interno.

Analisando-se a configuração de circuitos do Lab-GENE como um todo, observa-se que a expectativa de atender à exigência de confiabilidade, mencionada no capítulo 3.2 da NBR 8671, repousa no emprego de duas fontes locais de emergência por trem de cargas.

A possibilidade de incremento no projeto das fontes de emergência locais, como medida compensatória à maior vulnerabilidade do suprimento externo, não chega a ser novidade. Borst, da KWU, escreveu a respeito do requisito de duas redes externas no GDC 17 (USNRC, 10CFR50 - 1988), que na Alemanha *“há muito se concluiu que é impossível, ou economicamente inexecutável, na maior parte das localidades do país, onde grandes usinas venham a ser licenciadas, prover duas linhas de sistemas elétricos verdadeiramente independentes”*, e que é *“mais importante assegurar a máxima confiabilidade às fontes locais de emergência do que depender da duvidosa confiabilidade de uma segunda linha de suprimento externo* (Borst, 1976).

Resumem-se, a seguir, algumas das particularidades do Lab-GENE, vinculadas à condição de blecaute, em relação a usinas comerciais existentes.

- O Lab-GENE tem um único fornecimento externo de alimentação elétrica em 88 kV, enquanto a regra geral são duas fontes externas independentes;
- Os turbogeradores principais operam isolados da rede externa de suprimento e não se sujeitam aos distúrbios elétricos da rede;
- No Lab-GENE há dois geradores diesel de emergência para cada um dos dois trens de cargas, sendo um reserva;
- Não existem bombas de alimentação de água para os GV independentes de CA;
- Não há sistemas de resfriamento da contenção (dependentes de energia elétrica CA);
- Existe um sistema de remoção de calor residual por circulação natural;
- As bombas de circulação do circuito primário são tipo “canned” e não vazam para a contenção. Em reatores comerciais o vazamento por falta de resfriamento no selo das bombas é um dos fatores que pode produzir o descobrimento do núcleo durante um blecaute; e
- Potência térmica do reator menor que 100 MW, enquanto em reatores comerciais chega a 3000 MW, o que equivale a uma geração de calor de decaimento menor, na mesma proporção.

5.2 Duração do blecaute e sua relação com sistemas vitais

Usinas nucleares devem ser capazes de suportar e recuperar-se de um blecaute que perdure por um tempo especificado (RG 1.155 – 1988). Ainda conforme o RG 1.155, a especificação da duração deve basear-se nos fatores seguintes:

- Redundância das fontes emergenciais internas (número de Geradores Diesel disponíveis menos o número necessário para remover o calor residual);
- Confiabilidade de cada uma das fontes emergenciais internas;
- Frequência esperada de perda do suprimento elétrico externo; e
- Tempo provável de recuperação do suprimento externo.

Utilizando-se os critérios estabelecidos no RG 1.155 (1988), o tempo de blecaute no Lab-GENE foi fixado em quatro horas. Durante esse tempo o sistema CC, suprido por baterias de acumuladores elétricos deve estar disponível, a fonte fria emergencial deve manter sua capacidade de receber o calor residual do núcleo e a inoperância dos sistemas de ventilação forçada, por falta de energia elétrica, não deve constituir-se em impedimento para o funcionamento adequado dos sistemas de segurança necessários para lidar com a condição de blecaute.

Comenta-se a seguir a relação de cada um dos três sistemas suporte com a capacidade da planta de suportar e recuperar-se de um blecaute durante o tempo especificado.

5.2.1 Sistema de potência elétrica em Corrente Contínua (CC)

A importância do sistema CC deve-se ao fato de ser ele o responsável por suprir itens de controle, válvulas, instrumentos, sinalização, alarmes e iluminação, fundamentais para a recuperação de uma condição de blecaute.

Durante um blecaute postula-se que o sistema de potência elétrica em CC mantém o suprimento às cargas com a energia acumulada em suas baterias. São duas baterias, cada uma alimentando um trem de cargas, e o tempo previsto para a descarga completa de uma bateria é de quatro horas, admitindo-se que a outra bateria esteja indisponível. Esse tempo é compatível com a duração de quatro horas especificada para o blecaute e ainda poderá ser consideravelmente alongado se restrições ao uso de cargas elétricas em CC forem adequadamente impostas. Na FIG. 5-3 representa-se a alimentação típica de uma carga elétrica em CC.

5.2.2 Sistemas de ventilação

A maioria dos equipamentos estará desligada durante um blecaute e a dissipação térmica nos ambientes será menor. Portanto, a falta de ventilação não seria problema para os sistemas que devem operar. Todavia, as salas de baterias deverão ter suas portas abertas para prover ventilação natural e o nível de hidrogênio no ambiente deverá ser monitorado.

Com relação à sala de controle, *“a ventilação não parece ser um problema;...embora o ambiente possa se tornar muito desconfortável, ventilação adequada pode ser obtida abrindo-se portas para criar circulação natural”* (NUREG/CR-3226 –1983).

5.2.3 Fonte fria emergencial

No Lab-GENE, a fonte fria emergencial será a água de um reservatório de grande volume que, adicionalmente, terá funções de blindagem. Essa água receberá o calor residual do núcleo durante um blecaute; porém, sem eletricidade, o sistema de resfriamento não poderá operar e a temperatura da água deverá se elevar, limitando a sua utilização como repositório do calor residual a um período estimado em uma semana.

5.3 Remoção de calor residual no Lab-GENE

De acordo com o Estudo de Acidentes de Blecaute (NUREG/CR-3226, 1983), na maior parte dos reatores PWR, utilizam-se Sistemas Auxiliares de Alimentação de Água para os Geradores de Vapor para resfriar o núcleo durante um blecaute. Nesses sistemas a água é bombeada para os GV por bombas acionadas por motor diesel, ou turbina. No GV a água absorve calor do circuito primário e é convertida em vapor; este último é liberado na atmosfera por válvulas de alívio.

O Lab-GENE não conta com um Sistema Auxiliar de Alimentação de Água para os GV independente de Energia Elétrica em Corrente Alternada (CA). Conta, entretanto, com dois sistemas de remoção de calor residual.

Um deles é dependente de energia em CA e o outro é um sistema passivo no qual a água circula impelida apenas por convecção natural. Esse sistema experimental, a ser testado na própria instalação, com vistas ao desenvolvimento de tecnologia de reatores intrinsecamente seguros, inscreve o Lab-GENE no rol dos reatores avançados, cuja importância foi objeto de comentários no item 1.4.

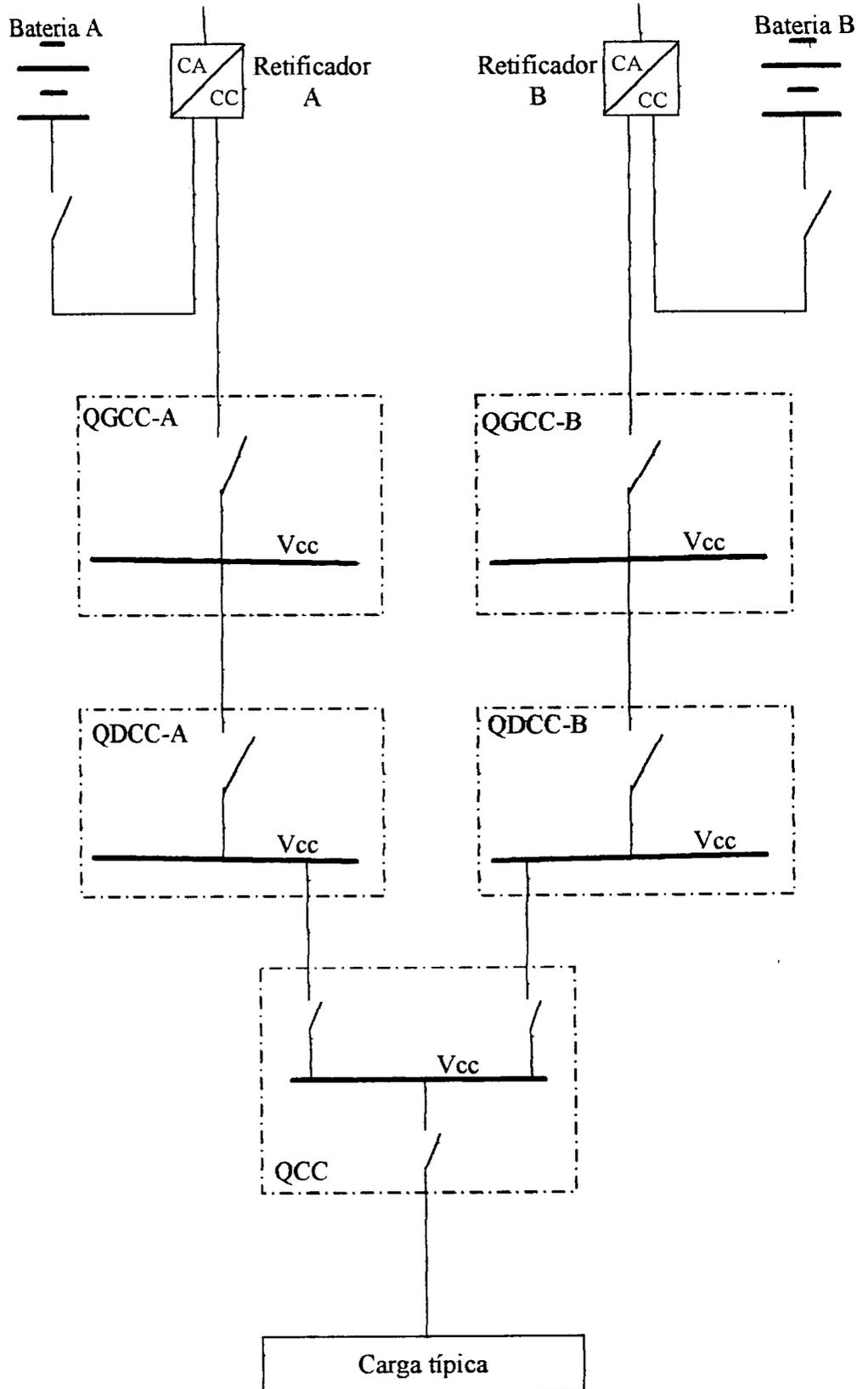


FIGURA 5-3 - Diagrama esquemático do suprimento de CC a uma carga típica

O Sistema de Resfriamento por Circulação Forçada (SRCF) tem bombas, acionadas por motores elétricos, que forçam a circulação da água. É constituído por dois trens redundantes e independentes, cujos componentes e respectivas interligações são mostrados no fluxograma da FIG. 5-4.

O Sistema de Resfriamento por Circulação Natural (SRCN), cujo fluxograma é mostrado na FIG. 5-5, possui um trocador de calor pelo qual circulam o refrigerante primário e a água de resfriamento. A água de resfriamento transfere o calor residual do núcleo para um reservatório de grandes dimensões (piscina de blindagem). A circulação tanto do fluido primário quanto da água de resfriamento é resultante de sua movimentação natural, entre reservatórios adequadamente posicionados, produzida pela diferença de densidades em fluidos com temperaturas diferentes.

Em síntese, o SRCN opera independentemente de suprimento elétrico de potência. Entretanto, há quatro válvulas no sistema, cujo acionamento necessita de baixa potência em corrente contínua (CC). Essa potência é suprida pelas baterias de emergência, que se postula disponíveis durante um blecaute. As válvulas são do tipo bi-estável, o que significa que a energia CC só é necessária para o pulso de abertura e, uma vez que elas tenham sido abertas e a circulação natural estabelecida, a posição aberta será mantida sem necessidade da energia em CC. Uma quinta válvula (“by-pass”) poderá ser acionada pelo operador sempre que for necessário reduzir a taxa de resfriamento do núcleo do reator. Todavia, uma eventual falha em abrir essa quinta válvula não implica ameaça à segurança em condição de blecaute.

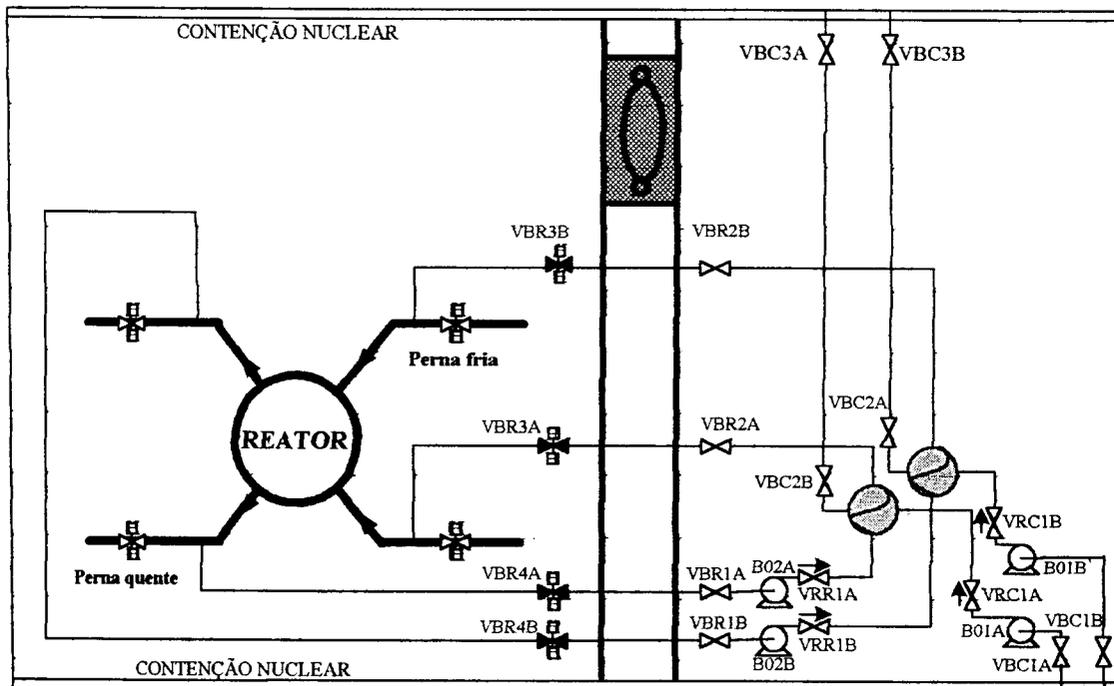


FIGURA 5-4 - Fluxograma do Sistema de Resfriamento por Circulação Forçada (SRCF)

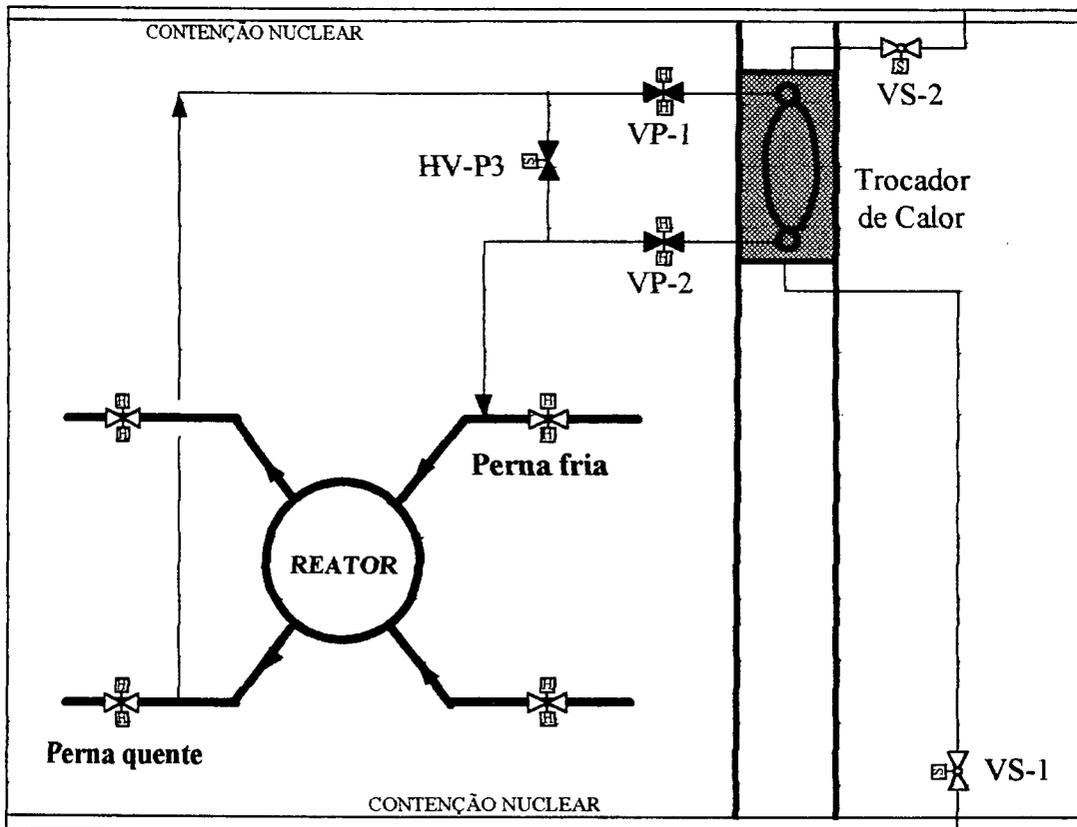


FIGURA 5-5 - Fluxograma do Sistema de Resfriamento por Circulação Natural (SRCN)

6 SEQUÊNCIAS DE EVENTOS INICIADOS POR BLECAUTE NO Lab-GENE

As seqüências de eventos que correspondem às respostas da planta ao evento iniciador blecaute são desenvolvidas no presente capítulo, com base em descrição do reator Lab-GENE feita no Capítulo 5.

O processo de identificação das seqüências iniciou-se com estudos dos sistemas elétricos e simulações termohidráulicas. Informações obtidas em reuniões de esclarecimento com especialistas nessas duas áreas foram fundamentais para a identificação dos itens e sistemas que têm a função de superar, ou atenuar, as condições de acidente desencadeadas por um blecaute.

Assumiu-se que um blecaute não ocorrerá simultaneamente a acidentes postulados em projeto, se eles forem eventos independentes (IAEA, 1985), pois a concorrência de eventos raros não seria plausível. Por exemplo, ignorou-se a probabilidade de blecaute simultâneo a um acidente com perda de refrigerante (LOCA), a menos que o LOCA seja iniciado pelo blecaute. Nos acidentes em que o desligamento súbito do reator é comandado pelo sistema de proteção e as barras de segurança não caem (ATWS – Anticipated Transient Without Scram), a postulação de simultaneidade com o blecaute é ainda menos plausível, pois além de serem ambos eventos raros, o blecaute elimina um dos modos de falha que poderia levar ao ATWS (falha do sistema de corte da energia elétrica aos dispositivos que mantêm as barras de segurança e controle suspensas).

Na identificação das seqüências, usou-se a metodologia das árvores de eventos.

6.1 Árvores de eventos

Árvores de eventos são representações lógicas das respostas a um evento iniciador, em que sistemas e funções são encadeados em progressão, tal que se possa determinar as seqüências dos eventos e identificar funções essenciais para a segurança.

Duas árvores foram construídas. Na primeira, em que o evento iniciador blecaute foi designado por BCF (sigla representativa de Blecaute com Circulação Forçada), ignorou-se a existência do sistema de remoção de calor residual por circulação natural (SRCN). Assumiu-se que a responsabilidade de garantir a capacidade de suportar e de recuperar-se de um estado de blecaute, como requer o parágrafo 50.63 do 10 CFR50 (UNSRC, 1988), será atribuída, exclusivamente, às Fontes Alternativas, descritas no item

5.1, e a outros meios atenuadores previstos para operar sem corrente alternada durante um certo tempo.

Na segunda árvore de eventos, em que o evento iniciador blecaute foi designado por BCN (sigla representativa de Blecaute com Circulação Natural), considerou-se o SRCN.

Na leitura da representação gráfica das árvores de eventos, FIG. 6-1 e 6-2, deve-se notar que os ramos “acima” significam sucesso do evento e os ramos “abaixo” significam insucesso. O evento mais à esquerda na árvore é o evento iniciador e os demais eventos à sua direita são chamados de “eventos topo”.

Na TAB. 6-1 são listados o evento iniciador blecaute e os eventos topo considerados, indicando-se suas respectivas siglas e uma breve descrição; a descrição detalhada é feita nos itens 6.1.1 a 6.1.12.

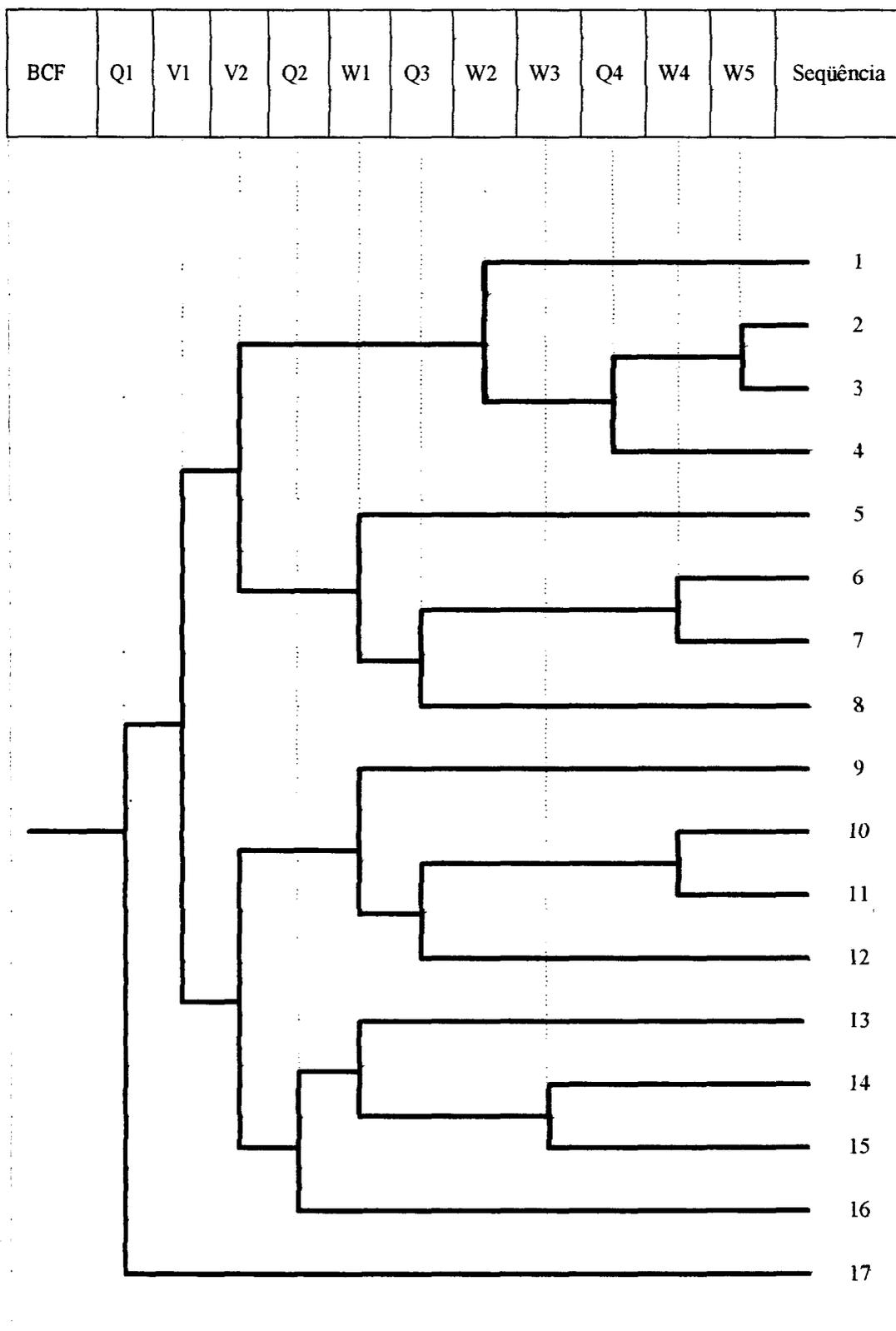


FIGURA 6-1 - Árvore de eventos BCF

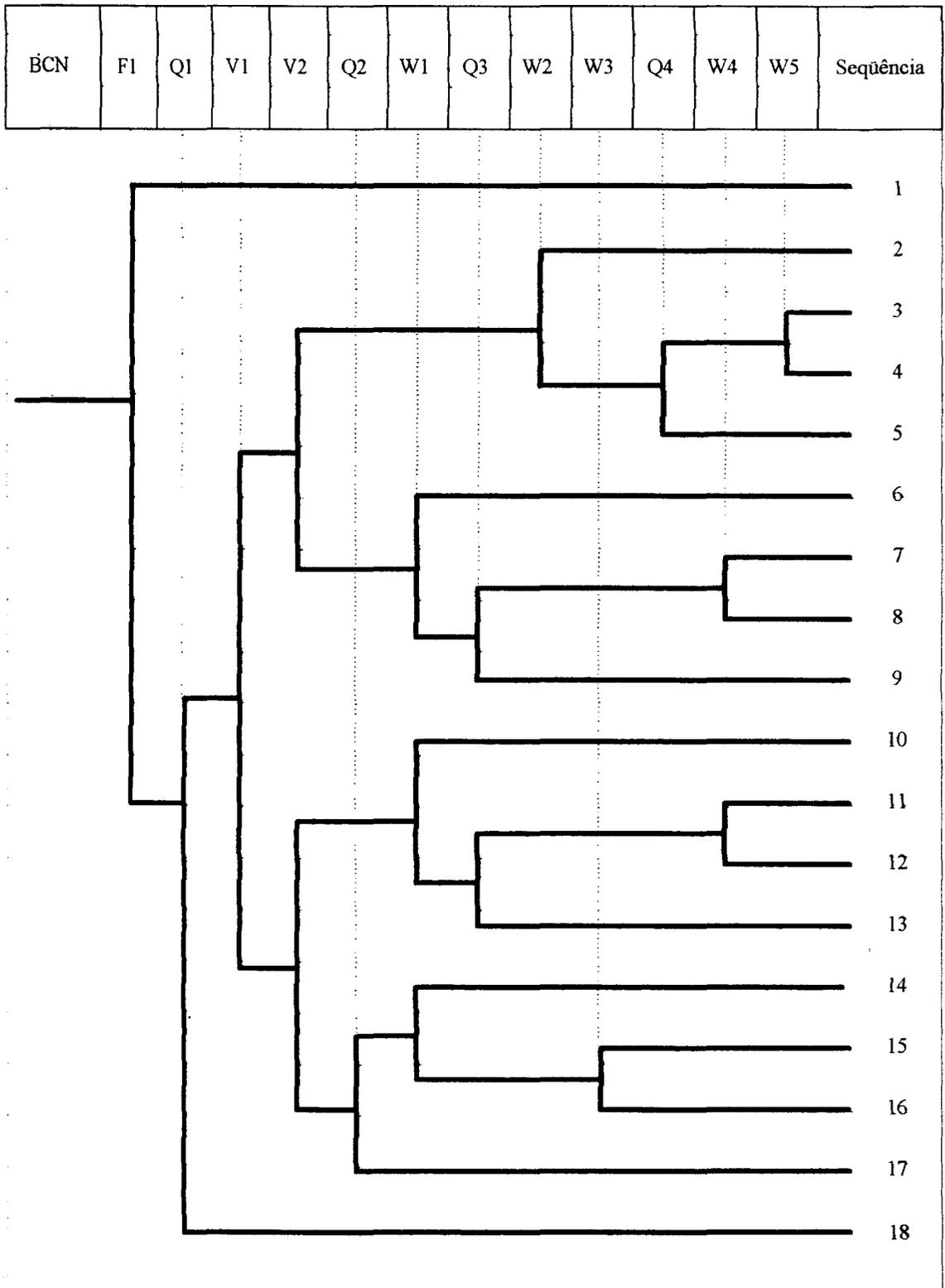


FIGURA 6-2 - Árvore de eventos BCN

TABELA 6-1 – Descrição dos eventos nas árvores BCF e BCN

Sigla	Descrição
BCF/BCN	Evento iniciador blecaute
F1	Remoção de calor residual pelo SRCN
Q1	Alívio inicial de vapor no pressurizador (PZ)
V1	Alívio de vapor no gerador de vapor 1 (GV1)
V2	Alívio de vapor no gerador de vapor 2 (GV2)
Q2	Prosseguimento do alívio inicial no pressurizador (PZ)
W1	Recuperação de CA em 20 minutos e alinhamento do SRCF em 40 min.
Q3	Alívio no pressurizador (PZ) aos 40 minutos de blecaute
W2	Recuperação de CA em 60 minutos e alinhamento do SRCF em 80 min.
W3	Recuperação de CA em 80 minutos e alinhamento do SRCF em 120 min.
Q4	Alívio no pressurizador (PZ) aos 80 minutos de blecaute
W4	Recuperação de CA em 120 minutos e alinhamento do SRCF em 160 min.
W5	Recuperação de CA em 160 minutos e alinhamento do SRCF em 200 min.

Notas:

- 1- Os tempos indicados são os tempos máximos em que as ações devem se completar para que os eventos sejam bem sucedidos.
- 2- A contagem dos tempos indicados inicia-se no instante em que ocorre o blecaute.
- 3- Nos eventos W3, W4 e W5, assumiu-se que o tempo de alinhamento do SRCF é de 40 minutos, e não de 20 minutos, como em W1 e W2, para compensar a provável maior tensão dos operadores, em razão de W3, W4 e W5 serem as derradeiras tentativas de recuperação do blecaute. Adicionalmente, acredita-se que, à medida que aumenta o tempo de blecaute, aumenta também a necessidade de intervenções paralelas em outros sistemas.

6.1.1 Evento iniciador blecaute - BCF e BCN

Os eventos BCF e BCN, embora com identificações diferentes, são iguais. A identificação é diferente para manter correspondência com a identificação das respectivas árvores de eventos.

O blecaute consiste na indisponibilidade simultânea das seguintes fontes de energia elétrica em corrente alternada:

Turbogeradores (GEP1 ou GEP2)⁵, rede externa e quatro geradores diesel de emergência

6.1.2 Evento F1 – remoção do calor residual pelo SRCN

O SRCN é um sistema passivo porque não depende de energia elétrica em CA; todavia, ele depende da operação de válvulas e de energia elétrica em CC para atuação dessas válvulas. Mas, uma vez que entre em operação, torna-se independente até mesmo da energia em CC. O tempo em que pode operar satisfatoriamente é de sete dias, aproximadamente, limitado apenas pela fonte fria constituída pela piscina de blindagem. O evento F1 será bem sucedido se o calor de decaimento do núcleo for removido e as condições especificadas para o combustível não forem excedidas no tempo de uma semana (assumiu-se como certeza que, em menos de uma semana, a energia em CA será recuperada).

6.1.3 Evento Q1 – Alívio inicial de vapor no PZ

A um fracasso no evento F1 (ou na árvore de eventos BCF, em que F1 inexistente), em seguida a um blecaute, a pressão no circuito primário aumentará e a válvula de alívio no PZ (ou a de segurança) deverá abrir para o tanque de alívio. O sucesso de Q1 corresponde à abertura da válvula de alívio e seu retorno à posição fechada depois do alívio, cumprindo um ciclo de operação.

O insucesso de Q1, isto é, a válvula travando aberta e não retornando à posição fechada, resultará no descobrimento do núcleo e em sua degradação.

⁵ O desligamento de uma das turbinas resultará no desligamento da outra turbina também

6.1.4 Eventos V1 e V2– alívio de vapor no GV1 e no GV2

Em V1 e V2 considera-se a possibilidade de resfriar o circuito primário mediante desvio de vapor do circuito secundário para a piscina de blindagem, ou para a atmosfera. Como em condição de blecaute não há energia elétrica para reposição da água aliviada, o tempo máximo de alívio, até secar o GV, é estimado em cerca de 40 minutos.

O sucesso de V1 ou V2 é atingido se o vapor for desviado para a piscina de blindagem, mantendo o resfriamento do SRP por cerca de 40 minutos, no máximo, ou até o alinhamento do SRCF após recuperação da energia elétrica em CA.

Se os dois eventos forem bem sucedidos, o tempo máximo de alívio (até secar o gerador de vapor) crescerá para 80 minutos, aproximadamente.

Embora V1 e V2 sejam eventos complexos, foram tratados como eventos básicos. Sua complexidade decorre do fato de sua probabilidade depender de um número incerto de operações da válvula de alívio, número esse que é influenciado pela probabilidade, variável com o tempo, de recuperação de CA (quanto maior o tempo, menor a probabilidade de não recuperar CA e maior a probabilidade da válvula travar aberta). O valor de probabilidade atribuído a V1 e V2 é estimado no APÊNDICE A.

6.1.5 Evento Q2 – Prosseguimento do alívio inicial no PZ

Se houver o insucesso dos eventos V1 e V2, a pressão no circuito primário aumentará e a válvula de alívio no PZ deverá abrir, tornando a fechar após o alívio. Admite-se que os ciclos de abertura e fechamento prosseguirão por um tempo máximo de cerca de 120 minutos; esse tempo poderá ser encurtado se a válvula falhar aberta, ou se antes houver a recuperação de CA para o alinhamento do SRCF.

O evento Q2 será considerado bem sucedido se houver o alívio no PZ, mantendo o resfriamento do circuito primário por cerca de 120 minutos, ou até o alinhamento do SRCF, após uma recuperação de CA.

Por não haver energia elétrica para resfriar o tanque de descarga que recebe os alívios do PZ, a pressão no pequeno tanque de descarga subirá rapidamente e seu disco de ruptura será rompido, em cerca de 20 minutos, e a pressão aliviada para a contenção.

O insucesso do evento ficará caracterizado se não houver a recuperação do SRCF até o instante a partir do qual a degradação do núcleo será irreversível. Esse instante é alcançado em cerca de 120 minutos de alívio, ou, também, após 120 minutos do início do blecaute.

Embora Q2 seja um evento complexo, também foi tratado como evento básico como os eventos V1 e V2. O valor de probabilidade atribuído a Q2 é estimado no APÊNDICE B.

6.1.6 Evento W1– recupera CA e alinha SRCF

O evento W1 constitui-se na tentativa de recuperar CA para alinhar o SRCF. Nessa tentativa admitiu-se a possibilidade de recuperar apenas a Fonte Alternativa de CA (geradores diesel DG1, DG2 ou DG3 – ver item 5.1), excluindo-se a possibilidade de recuperação da fonte externa e dos geradores diesel de emergência.

W1 será bem sucedido se houver a recuperação de CA em cerca de 20 minutos, no máximo, e o alinhamento do SRCF em mais 20 minutos, no máximo.

6.1.7 Evento Q3 –Alívio no PZ aos 40 minutos de blecaute

O evento Q3 seria igual a Q2, não fosse o fato de que iniciam em momentos diferentes na seqüência de um blecaute. Assim como Q2, Q3 é um evento complexo mas aparece nas árvores de eventos como evento básico. Sua complexidade decorre do fato de sua probabilidade depender de um número incerto de operações da válvula de alívio. Esse número é influenciado pela probabilidade, variável com o tempo, de recuperação de CA (quanto maior o tempo, menor a probabilidade de não recuperar CA e maior a probabilidade da válvula travar aberta). O valor de probabilidade atribuído a Q3 é estimado no APÊNDICE B.

No evento Q3, o alívio de vapor começa cerca de 40 minutos após o blecaute, se houver o insucesso do evento W1. Nessa condição, a pressão no circuito primário aumentará e a válvula de alívio no PZ deverá abrir, tornando a fechar após o alívio. Os ciclos de abertura e fechamento prosseguirão por um tempo máximo de cerca de 120 minutos; esse tempo poderá ser encurtado se a válvula falhar aberta, ou se antes houver a recuperação de CA para o alinhamento do SRCF.

O evento Q3 será considerado bem sucedido se houver o alívio no PZ, mantendo o resfriamento do circuito primário por cerca de 120 minutos, ou até o alinhamento do SRCF, após a recuperação de CA.

Como no caso do evento Q2, por não haver energia elétrica para resfriar o tanque de descarga que recebe os alívios do PZ, a pressão no pequeno tanque de descarga subirá rapidamente e seu disco de ruptura será rompido, em cerca de 20 minutos, e a pressão aliviada para a contenção.

O insucesso do evento Q3 ficará caracterizado se não houver a recuperação do SRCF até o instante a partir do qual a degradação do núcleo será irreversível. Esse instante é alcançado em cerca de 120 minutos de alívio, ou após 160 minutos do início do blecaute.

6.1.8 Evento W2– recupera CA e alinha SRCF

O evento W2 constitui-se na tentativa de recuperar CA para alinhar o SRCF. Nessa tentativa admitiu-se a possibilidade de recuperar apenas a Fonte Alternativa de CA (geradores diesel DG1, DG2 ou DG3 – ver item 5.1), excluindo-se a possibilidade de recuperação da fonte externa e dos geradores diesel de emergência.

W2 será bem sucedido se houver a recuperação de CA em cerca de 60 minutos, no máximo, e o alinhamento do SRCF em mais 20 minutos, no máximo.

6.1.9 Evento W3– recupera CA aos 80 minutos de blecaute

O evento W3 constitui-se na tentativa de recuperar CA. Nessa tentativa admitiu-se a possibilidade de recuperar a fonte externa e os geradores diesel de emergência. W3 terá sucesso se houver a recuperação de CA em cerca de 80 minutos, no máximo, depois de iniciado o blecaute. Seu insucesso resultará em danos no núcleo.

Note-se que o alívio no PZ (evento Q2) pode prosseguir por mais 40 minutos, além dos 80 minutos fixados como tempo limite para recuperação de CA. Contudo, assumiu-se que serão necessários 40 minutos para realinhamento dos sistemas de segurança requeridos.

6.1.10 Evento Q4 –Alívio no PZ aos 80 minutos de blecaute

Q4 seria igual a Q2 e a Q3, não fosse o fato de que iniciam em momentos diferentes na sequência de um blecaute. Assim como Q2 e Q3, Q4 é um evento complexo mas aparece nas árvores como evento básico. Sua complexidade decorre do fato de sua probabilidade depender de um número incerto de operações da válvula. Esse número é influenciado pela probabilidade, variável com o tempo, de recuperação de CA (quanto maior o tempo, menor a probabilidade de não recuperar CA e maior a probabilidade da válvula travar aberta). O valor de probabilidade atribuído a Q4 é estimado no APÊNDICE B.

O alívio em Q4 começa cerca de 80 minutos após o blecaute, se houver o insucesso do evento W2. Nessa condição, a pressão no circuito primário aumentará e a válvula de alívio no PZ deverá abrir, tornando a fechar após o alívio. Os ciclos de abertura

e fechamento prosseguirão por um tempo máximo de cerca de 120 minutos; esse tempo poderá ser encurtado se a válvula falhar aberta, ou se antes houver a recuperação de CA para o alinhamento do SRCF.

O evento Q4 será considerado bem sucedido se houver o alívio no PZ, mantendo o resfriamento do SRP por cerca de 120 minutos, ou até o alinhamento do SRCF, após uma recuperação de CA.

Como no caso dos eventos Q2 e Q3, por não haver energia elétrica para resfriar o tanque de descarga que recebe os alívios do PZ, a pressão no pequeno tanque subirá rapidamente e seu disco de ruptura será rompido, em cerca de 20 minutos, e a pressão aliviada para a contenção.

O insucesso do evento Q4 ficará caracterizado se não houver a recuperação do SRCF até o instante a partir do qual a degradação do núcleo será irreversível. Esse instante é alcançado em cerca de 120 minutos de alívio, ou após 200 minutos do início do blecaute..

6.1.11 Evento W4– recupera CA aos 120 minutos de blecaute

O evento W4 constitui-se da tentativa de recuperar CA. Nessa tentativa admitiu-se a possibilidade de recuperar a fonte externa e os geradores diesel de emergência. W4 será bem sucedido se houver a recuperação de CA em cerca de 120 minutos, no máximo, depois de iniciado o blecaute. O insucesso terá como resultado a degradação do núcleo.

Note-se que o alívio no PZ (evento Q3) pode prosseguir por mais 40 minutos, além dos 120 minutos fixados como tempo limite para recuperação de CA. Contudo, assumiu-se que serão necessários 40 minutos para realinhamento dos sistemas de segurança requeridos.

6.1.12 Evento W5– recupera CA aos 160 minutos de blecaute

O evento W5 constitui-se da tentativa de recuperar CA. Nessa tentativa admitiu-se a possibilidade de recuperar a fonte externa e os geradores diesel de emergência. W5 será bem sucedido se houver a recuperação de CA em cerca de 160 minutos, no máximo, depois de iniciado o blecaute. O insucesso terá como resultado a degradação do núcleo.

Note-se que o alívio no PZ (evento Q4) pode prosseguir por mais 40 minutos, além dos 160 minutos fixados como tempo limite para recuperação de CA. Contudo,

assumiu-se que serão necessários 40 minutos para realinhamento dos sistemas de segurança requeridos.

6.2 Modelamento dos sistemas e funções

Os sistemas e funções, identificados com auxílio das árvores de eventos (item 6.1) foram modelados por meio de árvores de falhas.

Árvores de falhas são representações lógicas das falhas críveis que possam causar a ocorrência de um evento indesejado, denominado evento topo. Utilizando-se o método da aproximação de cortes mínimos no código de computador SAPHIRE (NUREG/CR-6116, 1995), foram avaliadas as probabilidades de falha dos eventos topo e a frequência do evento iniciador blecaute.

Corte mínimo em uma árvore de falhas é um conjunto mínimo de eventos básicos, cuja falha simultânea leva ao evento topo indesejável, isto é, à falha do sistema, ou da função modelada na árvore.

Antes da descrever as árvores de falhas no item 6.2.2, são comentados e relacionados os eventos básicos no item 6.2.1, a seguir.

6.2.1 Eventos básicos

Eventos básicos são representações de falhas, ou estados adversos, de equipamentos, sistemas ou de falhas humanas, para os quais existem dados de falha e que nas árvores de falha ocupam os ramos mais baixos, não sendo, portanto, desenvolvidos além dessa posição. Compõem a presente análise os eventos básicos relacionados na TAB. 6-2, partes 1 a 6.

6.2.1.1 Comentários gerais

Com exceção dos dados de falha da rede externa, para os quais há registros específicos, aos eventos básicos atribuíram-se dados genéricos de falha, obtidos no EGG-SSRE-8875 (INEEL, 1990) e na APS de ANGRA 1 (ELETRONUCLEAR, 1998).

Eventos básicos de causa comum foram modelados para representar componentes com especificações idênticas, usados para prover redundâncias, quando se julgou importante sua contribuição para a indisponibilidade dos sistemas. Admite-se como geradoras de indisponibilidade de causa comum as falhas de projeto, fabricação, instalação e tensões provocadas por condições ambientais anormais. Para modelar as falhas de causa comum usou-se o método denominado **fator beta**, que consiste em:

- Determinar as várias possibilidades de combinações de componentes redundantes e criar eventos básicos representativos da falha de causa comum dessas combinações;
- Fazer uma cópia dos cortes em que essas combinações aparecem e, na cópia, substituir a associação redundante pelo evento básico representativo da falha de causa comum da associação; e
- Atribuir ao evento representativo da falha de causa comum da associação a probabilidade do evento de falha do componente da associação, multiplicada pelo fator beta, cujo valor situa-se entre 0,1 e 0,2 (MISRA, K.B – 1992). Em alguns casos, em vez de aplicar o fator beta na quantificação dos eventos básicos de causa comum, optou-se por usar diretamente valores da APS da Central Nuclear de Angra 1.

Essas ações foram automatizadas usando-se o recurso de programação de macros, disponível no código SAPHIRE (NUREG/CR-6116, 1995). Assim, foi possível computar as falhas de causa comum, embora elas não apareçam nas estruturas das árvores de falha, sem introduzir as distorções características do modo tradicional de agregar eventos de causa comum diretamente na estrutura das árvores de falha.

Os dados de indisponibilidade provocada por testes e manutenção em equipamentos foram retirados da relação de eventos básicos da Análise Probabilística de Segurança da Central de Angra 1.

Na modelagem da indisponibilidade que deriva das atividades de manutenção, também foi usado o recurso de programação de macros para eliminar dos cortes os eventos que se excluem mutuamente; como a manutenção simultânea em componentes de trens de cargas diferentes.

Alinham-se, adiante, alguns esclarecimentos necessários para melhor compreensão do conteúdo da TAB. 6-2.

- Os códigos usados na tabela para os eventos básicos são os mesmos que foram empregados nas árvores de falhas mostradas no APÊNDICE C;

- Na coluna “TIPO CÁLC”, o algarismo 1 indica que o valor de probabilidade de falha do evento foi retirado diretamente da base de dados para a tabela. No caso do algarismo 3, a probabilidade de falha (**P**) foi calculada com a fórmula:

$$P = 1 - e^{-\lambda \tau}, \quad \text{onde:}$$

λ – taxa de falhas do componente.

τ – tempo de missão do componente (tempo que o componente deve operar para que sua operação seja considerada bem sucedida).

- A sigla “FE” simboliza o fator de erro no percentil 95°; ele corresponde ao valor do percentil 95° dividido pela mediana. O fator de erro e a média são os parâmetros usados no SAPHIRE para descrever a distribuição lognormal para a avaliação das incertezas;

- Na coluna C, os eventos com mesmo número são correlacionados, de tal modo que, na avaliação da incerteza, terão a mesma distribuição;

- A sigla “INEEL” identifica dados de falha retirados do relatório EGG-SSRE-8875, preparado pelo Idaho National Engineering Laboratory, para o U. S. DOE;

- A sigla “ESPEC” identifica probabilidades de falha específicas; isto é, aquelas determinadas com dados específicos para o caso analisado;

- A sigla “UNA 1” identifica dados de falha retirados da APS da Usina Nuclear de Angra 1; e

- A coluna “OBS” indica os números das observações apresentadas no item 6.2.1.2.

TABELA 6-2 – Relação de eventos básicos – parte 1

NR	CÓDIGO	DESCRIÇÃO	TIPO	TAXA	TEMPO	PROB	FE	C	BASE	OBS.
			CÁLC	FALHA (h ⁻¹)	MISSÃO (h)	FALHA			DADOS	
1	B-CB-13KV-A	Falham cabos 13,8 kV da SEP ao trafo BT	3	6.000E-005	24	1.439E-003	5	1	INEEL	1
2	B-CB-13KV-B	Falham cabos 13,8 kV da SEP ao trafo BT	3	6.000E-005	24	1.439E-003	5	1	INEEL	1
3	B-LENTA-A-F	Falha da transferência lenta	1	-	-	9.000E-004	5	2	INEEL	2
4	B-LENTA-B-F	Falha da transferência lenta	1	-	-	9.000E-004	5	2	INEEL	2
5	B-PN13KV-SEP-A	Falha painel de 13,8 kV na subestação principal	3	1.000E-007	24	2.400E-006	5	3	INEEL	-
6	B-PN13KV-SEP-B	Falha painel de 13,8 kV na subestação principal	3	1.000E-007	24	2.400E-006	5	3	INEEL	-
7	B-PN13KV-SUB1-A	Falha painel de 13,8 kV na subestação secundária 1	3	1.000E-007	24	2.400E-006	5	3	INEEL	-
8	B-PN13KV-SUB1-B	Falha painel de 13,8 kV na subestação secundária 1	3	1.000E-007	24	2.400E-006	5	3	INEEL	-
9	B-RAPIDA-A-F	Falh aleat transf rápida	1	-	-	9.000E-004	5	2	INEEL	2
10	B-RAPIDA-B-F	Falh aleat transf rápida	1	-	-	9.000E-004	5	2	INEEL	2
11	B-TRAFO-AT-A	Falha trafo A de alta	3	1.000E-006	24	2.400E-005	5	4	INEEL	-
12	B-TRAFO-AT-B	Falha trafo B de alta	3	1.000E-006	24	2.400E-005	5	4	INEEL	-
13	B-TRAFO-BT-A	Falha trafo de BT	3	1.000E-006	24	2.400E-005	5	4	INEEL	-
14	B-TRAFO-BT-B	Falha trafo de BT	3	1.000E-006	24	2.400E-005	5	4	INEEL	-
15	BB-A&B-MCO	Falha modo comum baterias A e B	3	1.000E-006	8	8.000E-006	5	-	-	3
16	BB-A-F	Falha na bateria A	3	1.000E-005	8	8.000E-005	5	5	INEEL	-
17	BB-A-TM	Bateria A em Teste e Manutenção	3	5.000E-006	8	4.000E-005	5	28	-	4
18	BB-B-F	Falha na bateria B	3	1.000E-005	8	8.000E-005	5	5	INEEL	-
19	BB-B-TM	Bateria B em Teste e Manutenção	3	5.000E-006	8	4.000E-005	5	28	-	4
20	BCF	Freq anual do evento blecaute	1	-	-	7.087E-005	5	-	-	5
21	BCN	Freq anual do evento blecaute	1	-	-	7.087E-005	5	-	-	5
22	CB-QCC-BB-A-F	Falha em cabos entre QCC e bateria A	3	1.200E-004	4	4.799E-004	5	6	INEEL	6
23	CB-QCC-BB-B-F	Falha em cabos entre QCC e bateria B	3	1.200E-004	4	4.799E-004	5	6	INEEL	6

TABELA 6-2 – Relação de eventos básicos – parte 2

NR	CÓDIGO	DESCRIÇÃO	TIPO CÁLC	TAXA FALHA (h ⁻¹)	TEMPO MISSÃO (h)	PROB FALHA	FE	C	BASE DADOS	OBS.
24	CB-QCC-VALV-F	Falha em cabos do solenóide da válvula de alívio no GV	3	4.000E-005	1	4.000E-005	5	-	INEEL	7
25	DESL-TG-EMERG	Desligamento súbito dos turbogeradores	1	-	-	2.000E+001	2	-	ESPEC.	8
26	DG1&DG2&DG3- MCO	Falha de modo comum para operar	3	5.000E-004	8	3.992E-003	5	-	-	3
27	DG1&DG2&DG3- MCP	Falha de modo comum para partir	1	-	-	1.000E-003	5	-	-	3
28	DG1&DG2-MCO	Falha de modo comum para operar	3	7.500E-004	8	5.982E-003	5	29	-	10
29	DG1&DG2-MCP	Falha de modo comum para partir	1	-	-	1.500E-003	5	30	-	10
30	DG1&DG3-MCO	Falha de modo comum para operar	3	7.500E-004		5.982E-003	5	29	-	10
31	DG1&DG3-MCP	Falha de modo comum para partir	1			1.500E-003	5	30	-	10
32	DG1E-1	DG falha em operar	3	5.000E-003	8	3.921E-002	5	7	INEEL	-
33	DG1E-1&2-MCO	DG1E-1 e DG1E-2 falha de modo comum para operar	3	7.500E-004	8	5.982E-003	5	31	-	10
34	DG1E-1&2-MCP	DG1E-1 e DG1E-2 falha de modo comum para partir	1	-	-	1.500E-003	5	32	-	10
35	DG1E-1-P	DG falha em partir	1	-	-	1.000E-002	5	8	INEEL	-
36	DG1E-1-TM	DG em Teste&Manut	3	-	-	6.200E-002	5	9	UNA 1	11
37	DG1E-2	DG falha em operar	3	5.000E-003	8	3.921E-002	5	7	INEEL	-
38	DG1E-2-P	DG falha em partir	1	-	-	1.000E-002	5	8	INEEL	-
39	DG1E-2-TM	DG em Teste&Manut	3	-	-	6.200E-002	5	9	UNA 1	11
40	DG1E-3	DG falha em operar	3	5.000E-003	8	3.921E-002	5	7	INEEL	-
41	DG1E-3&4-MCO	DG1E-3 e DG1E-4 falha de modo comum para operar	3	7.500E-004	8	5.982E-003	5	31	-	10
42	DG1E-3&4-MCP	DG1E-3 e DG1E-4 falha de modo comum para partir	1	-	-	1.500E-003	5	32	-	10
43	DG1E-3-P	DG falha em partir	1	-	-	1.000E-002	5	8	INEEL	-
44	DG1E-3-TM	DG em Teste&Manut	3	-	-	6.200E-002	5	9	UNA 1	11
45	DG1E-4	DG falha em operar	3	5.000E-003	8	3.921E-002	5	7	INEEL	-
46	DG1E-4-P	DG falha em partir	1	-	-	1.000E-002	5	8	INEEL	-
47	DG1E-4-TM	DG em Teste&Manut	3	-	-	6.200E-002	5	9	UNA 1	11

TABELA 6-2 – Relação de eventos básicos – parte 3

NR	CÓDIGO	DESCRIÇÃO	TIPO CÁLC	TAXA FALHA (h ⁻¹)	TEMPO MISSÃO (h)	PROB FALHA	FE	C	BASE DADOS	OBS.
48	DG2&DG3-MCO	DG1E-2 e DG1E-3 falha de modo comum para operar	3	7.500E-004	8	5.982E-003	5	29	-	10
49	DG2&DG3-MCP	DG1E-2 e DG1E-3 falha de modo comum para partir	1	-	-	1.500E-003	5	30	-	10
50	F1-CB-QCC-VALV-F	Falha em cabos das válvulas solenóide do SRCN	3	4.000E-005	1	4.000E-005	5	-	INEEL	-
51	F1-COM-AUTO	Falha comando automático para abrir válvulas do SRCN	1	-	-	9.000E-004	5	-	INEEL	2
52	F1-COM-MANUAL	Falha comando de uma das válv do SRCN pelo operador	1	-	-	1.000E-001	2	-	-	12
53	F1-VP-1	Válv solenóide VP1 falha para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	25	INEEL	-
54	F1-VP-2	Válv solenóide VP2 falha para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	25	INEEL	-
55	F1-VS-1	Válv solenóide VS1 falha para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	25	INEEL	-
56	F1-VS-2	Válv solenóide VS2 falha para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	25	INEEL	-
57	FALTA-CA-CPFL	Falta energia elétrica da rede externa - CPFL	3	6.746E-004	24	1.606E-002	2	-	ESPEC.	18
58										
59										
60	Q2	Alívio PZ inicia logo após um blec.e falha antes de alinhar SRCF	1	-	-	9.440E-002	3	10	INEEL	16
61	Q3	Alívio PZ inicia a 40min do blec. e falha antes de alinhar SRCF	1	-	-	9.350E-002	3	10	INEEL	16
62	Q4	Alívio PZ inicia a 80min do blec. e falha antes de alinhar SRCF	1	-	-	9.170E-002	3	10	INEEL	16
63	Q1-OFVA	Op. falha em fechar válv alívio travada aberta no PZ	1	-	-	5.000E-001	1.5	-	-	17
64	Q1-VATA	Válv. alívio trava aberta no PZ	1	-	-	3.000E-003	5	-	INEEL	-
65	QCC-F	Falha no QCC	3	4.000E-007	24	9.600E-006	5	11	INEEL	-
66	QDCC-A-F	Falha no quadro distrib QDCC A	3	4.000E-007	24	9.600E-006	5	11	INEEL	-
67	QDCC-B-F	Falha no quadro distrib QDCC B	3	4.000E-007	24	9.600E-006	5	11	INEEL	-
68	QGCC-A-F	Falha no quadro geral QGCC A	3	4.000E-007	24	9.600E-006	5	11	INEEL	-
69	QGCC-B-F	Falha no quadro geral QGCC B	3	4.000E-007	24	9.600E-006	5	11	INEEL	-
70	R1-52-Q	Falha disjuntor 52-Q em fechar	1	-	-	5.000E-004	5	12	INEEL	-
71	R1-52-RA	Falha disjuntor 52-RA em fechar	1	-	-	5.000E-004	5	12	INEEL	-
72	R1-52-RB	Falha disjuntor 52-RB em fechar	1	-	-	5.000E-004	5	12	INEEL	-

TABELA 6-2 – Relação de eventos básicos – parte 4

NR	CÓDIGO	DESCRIÇÃO	TIPO CÁLC	TAXA FALHA (h ⁻¹)	TEMPO MISSÃO (h)	PROB FALHA	FE	C	BASE DADOS	OBS.
73	R1-52-S	Falha disjuntor 52-S em fechar	1	-	-	5.000E-004	5	12	INEEL	-
74	R1-52-V	Falha disjuntor 52-V em fechar	1	-	-	5.000E-004	5	12	INEEL	-
75	R1-52-W	Falha disjuntor 52-W em fechar	1	-	-	5.000E-004	5	12	INEEL	-
76	R1-BO1-A-OP	Motobomba do SRCF falha em operação	3	3.000E-005	24	7.197E-004	5	13	INEEL	-
77	R1-BO1A-F	Falha para partir BO1A	1	-	-	3.000E-003	5	14	INEEL	-
78	R1-BO1A-TM	Teste e Manut BO1A	1	-	-	1.000E-003	5	15	UNAI.	-
79	R1-BO1B-F	Falha para partir BO1B	1	-	-	3.000E-003	5	14	INEEL	-
80	R1-BO1B-OP	Motobomba do SRCF falha em operação	3	3.000E-005	24	7.197E-004	5	13	INEEL	-
81	R1-BO1B-TM	Testes e manut. BO1B	1	-	-	1.000E-003	5	15	UNAI.	-
82	R1-BO2A-F	Falha para partir BO2A	1	-	-	3.000E-003	5	14	INEEL	-
83	R1-BO2A-OP	Motobomba do SRCF falha em operação	3	3.000E-005	24	7.197E-004	5	13	INEEL	-
84	R1-BO2A-TM	Testes e manut. BO2A	1	-	-	1.000E-003	5	15	UNAI	-
85	R1-BO2B-F	Falha para partir BO2B	1	-	-	3.000E-003	5	14	INEEL	-
86	R1-BO2B-OP	Motobomba do SRCF falha em operação	3	3.000E-005	24	7.197E-004	5	13	INEEL	-
87	R1-BO2B-TM	Testes e manut. BO2B	1	-	-	1.000E-003	5	15	UNAI.	-
-88	R1-CB-MOT-A-F	Falha em cabos elét Q4A - trem A SRCF	3	6.000E-005	24	1.439E-003	5	16	INEEL	1
89	R1-CB-MOT-B-F	Falha em cabos elét Q4B - trem B SRCF	3	6.000E-005	24	1.439E-003	5	16	INEEL	1
90	R1-CB-Q3-Q6	Falha em cabos entre Q3 e Q6	3	2.400E-004	24	5.743E-003	5	33	INEEL	9
91	R1-CB-Q6-Q4A	Falha em cabos entre Q6 e Q4A	3	2.400E-004	24	5.743E-003	5	33	INEEL	9
92	R1-CB-Q6-Q4B	Falha em cabos entre Q6 e Q4B	3	2.400E-004	24	5.743E-003	5	33	INEEL	9
93	R1-CCM-A-F	Falha no CCM A	3	7.800E-007	24	1.872E-005	5	17	INEEL	-
94	R1-CCM-B-F	Falha no CCM B	3	7.800E-007	24	1.872E-005	5	17	INEEL	-
95	R1-DG1-F	Falha no DG1 para partir	1	-	-	1.000E-002	5	18	INEEL	-
96	R1-DG1-OP	Falha para operar DG1	3	5.000E-003	8	3.921E-002	5	19	INEEL	-
97	R1-DG1-TM	Teste e Manut DG1	3	1.200E-002	8	9.154E-002	5	20	-	11
98	R1-DG2-F	Falha no DG2 para partir	1	-	-	1.000E-002	5	18	INEEL	-
99	R1-DG2-OP	Falha para operar DG2	3	5.000E-003	8	3.921E-002	5	19	INEEL	-

TABELA 6-2 – Relação de eventos básicos – parte 5

NR	CÓDIGO	DESCRIÇÃO	TIPO CÁLC	TAXA FALHA (h ⁻¹)	TEMPO MISSÃO (h)	PROB FALHA	FE	C	BASE DADOS	OBS.
100	R1-DG2-TM	Teste e Manut DG2	3	1.200E-002	8	9.154E-002	5	20	-	11
101	R1-DG3-F	Falha aleat DG3 p/ partir	1	-	-	1.000E-002	5	18	INEEL	-
102	R1-DG3-OP	Falha para operar DG3	3	5.000E-003	8	3.921E-002	5	19	INEEL	-
103	R1-DG3-TM	Teste e Manut DG3	3	1.200E-002	8	9.154E-002	5	20	-	11
104	R1-OIDG123	Operador falha em isolar DG1/2/3 e inserir 52W	1	-	-	5.000E-001	1.5	-	-	17
105	R1-ONLMA	Op falha em ligar trem A SRCF em 40 min no max após blecaute	1	-	-	5.000E-002	2	26	-	17
106	R1-ONLMB	Op falha em ligar trem B SRCF em 40 min no max após blecaute	1	-	-	5.000E-002	2	26	-	17
107	R1-Q3	Falham barramentos em Q3	3	1.000E-007	24	2.400E-006	5	21	INEEL	-
108	R1-Q4A-F	Falham barramentos Q4A	3	1.000E-007	24	2.400E-006	5	21	INEEL	-
109	R1-Q4B-F	Falham barramentos Q4B	3	1.000E-007	24	2.400E-006	5	21	INEEL	-
110	R1-Q6	Falham barramentos em Q6	3	1.000E-007	24	2.400E-006	5	21	INEEL	-
111	R1-SFAUTA	Falha comando automatico para motores do trem A do SRCF	1	-	-	1.200E-003	5	27	INEEL	12
112	R1-SFAUTB	Falha comando automatico para motores do trem B do SRCF	1	-	-	1.200E-003	5	27	INEEL	12
113	R1-VBC1A-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
114	R1-VBC1B-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
115	R1-VBC2A-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
116	R1-VBC2B-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
117	R1-VBC3A-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
118	R1-VBC3B-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
119	R1-VBR1A-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
120	R1-VBR1B-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
121	R1-VBR2A-F	Falha aleat válvula de bloqueio p/ abrir do SRCF	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
122	R1-VBR2B-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
123	R1-VBR3A-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
124	R1-VBR3B-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
125	R1-VBR4A-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-

TABELA 6-2 – Relação de eventos básicos – parte 6

NR	CÓDIGO	DESCRIÇÃO	TIPO CÁLC	TAXA FALHA (h ⁻¹)	TEMPO MISSÃO (h)	PROB FALHA	FE		BASE DADOS	OBS.
126	R1-VBR4B-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-004	5	22	INEEL	-
127	R1-VRC1A-F	Falha na válvula bloqueio do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-005	5	23	INEEL	-
128	R1-VRC1B-F	Falha na válvula retenção do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-005	5	23	INEEL	-
129	R1-VRR1A-F	Falha na válvula retenção do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-005	5	23	INEEL	-
130	R1-VRR1B-F	Falha na válvula retenção do SRCF para abrir	1	-	-	5.000E-005	5	23	INEEL	-
131	REC-DG1E-1-120M	Falha em recuperar DG1E-1 em 120 min	1	-	-	8.700E-001	-	-	N.3226	13
132	REC-DG1E-1-160M	Falha em recuperar DG1E-1 em 160 min	1	-	-	8.400E-001	-	-	N.3226	13
133	REC-DG1E-1-80M	Falha em recuperar DG1E-1 em 80 min	1	-	-	9.100E-001	-	-	N.3226	13
134	REC-DG1E-2-120M	Falha em recuperar DG1E-2 em 120 min	1	-	-	8.700E-001	-	-	N.3226	13
135	REC-DG1E-2-160M	Falha em recuperar DG1E-2 em 160 min	1	-	-	8.400E-001	-	-	N.3226	13
136	REC-DG1E-2-80M	Falha em recuperar DG1E-2 em 80 min	1	-	-	9.100E-001	-	-	N.3226	13
137	REC-DG1E-3-120M	Falha em recuperar DG1E-3 em 120 min	1	-	-	8.700E-001	-	-	N.3226	13
138	REC-DG1E-3-160M	Falha em recuperar DG1E-3 em 160 min	1	-	-	8.400E-001	-	-	N.3226	13
139	REC-DG1E-3-80M	Falha em recuperar DG1E-3 em 80 min	1	-	-	9.100E-001	-	-	N.3226	13
140	REC-DG1E-4-120M	Falha em recuperar DG1E-4 em 120 min	1	-	-	8.700E-001	-	-	N.3226	13
141	REC-DG1E-4-160M	Falha em recuperar DG1E-4 em 160 min	1	-	-	8.400E-001	-	-	N.3226	13
142	REC-DG1E-4-80M	Falha em recuperar DG1E-4 em 80 min	1	-	-	9.100E-001	-	-	N.3226	13
143	REC-REXT-120M	Falha em recuperar rede externa em 120 min	1	-	-	1.380E-001	-	-	ESPEC	14
144	REC-REXT-160M	Falha em recuperar rede externa em 160 min	1	-	-	9.200E-002	-	-	ESPEC	14
145	REC-REXT-80M	Falha em recuperar rede externa em 80 min	1	-	-	1.540E-001	-	-	ESPEC	14
146	V1	Falha alívio no GV1	1	-	-	1,122E-001	2	27	INEEL	15
147	V2	Falha alívio no GV2	1	-	-	1,122E-001	2	27	INEEL	15
148										
149	W2-OIDG123	Op falha em isolar DG1/2/3 e inserir 52W em 60 min de blec.	1	-	-	1.000E-001	2	-	-	17
150	W2-ONLMA	Operador falha em ligar trem A SRCF em 80 min de blecaute	1	-	-	5.000E-002	2	24	-	17
151	W2-ONLMB	Operador falha em ligar trem B SRCF em 80 min de blecaute	1	-	-	5.000E-002	2	24	-	17

6.2.1.2 Observações

As observações abaixo referem-se aos eventos básicos listados na TAB.6.2.

1- A taxa de falhas total por terminal de cabo é de $1,0E-5/h$ (INEEL, 1990). Considerando seis terminais (circuito trifásico, duas extremidades) resulta $6E-5/h$ (a contribuição do cabo, de apenas $1,0E-7/h$, foi desprezada).

2- A taxa de falhas de relé de proteção é de $3,0E-4/h$ (INEEL, 1990). Considerou-se que as transferências lenta e rápida (eventos 3, 4, 9 e 10), e também o comando automático (evento 51), dependem, cada um, de três relés. Assim, adotou-se $9E-4/h$ ($3 \times 3,0E-4/h$).

3- Adotado o valor de 10 % da taxa de falhas do evento básico correspondente (MISRA, K.B, 1992).

4- Adotado o valor de 50 % da taxa de falhas da bateria (relação existente na APS de ANGRA 1).

5- BCN e BCF são abreviações de Blecaute com Circulação Natural e Blecaute com Circulação Forçada. São, portanto, eventos iniciadores cuja frequência anual foi calculada por meio da árvore de falhas **B** (item 6.2.2.1).

6- A taxa de falhas total por terminal de cabo é de $1,0E-5/h$ (INEEL, 1990). Considerando 12 terminais (três cabos por circuito bipolar, duas extremidades) temos $1,2E-4/h$ (a contribuição do cabo, de apenas $1,0E-7/h$, foi desprezada).

7- A taxa de falhas total por terminal de cabo é de $1,0E-5/h$ (INEEL, 1990). Considerando 4 terminais (um cabo por circuito bipolar, duas extremidades) temos $4E-5/h$ (a contribuição do cabo, de apenas $1,0E-7/h$, foi desprezada).

8- O evento 25 (desligamento emergencial dos turbogeradores) pode ser considerado como o evento iniciador do blecaute. O valor indicado na tabela 6-2 é a frequência de desligamento dos turbogeradores, assumida no primeiro ano de operação com potência; esse valor foi usado na árvore de falhas **B** (item 6.2.2.1) para avaliar a frequência anual de blecaute.

9- A taxa de falhas total por terminal de cabo é de $1,0E-5/h$ (INEEL, 1990). Considerando 24 terminais (4 cabos por circuito trifásico, duas extremidades) temos $2,4E-4/h$ (a contribuição do cabo, de apenas $1,0E-7/h$, foi desprezada).

10- Adotado o valor de 15 % da taxa de falhas do evento básico correspondente (MISRA, K.B, 1992)

11- Usada a taxa de falhas da APS de Angra 1 (ELETRONUCLEAR, 1998).

12- A taxa de falhas de relé de proteção é de $3,0E-4/h$ (INEEL, 1990). Considerou-se que a ação depende de quatro relés (dois para acionar cada motor), usando-se, portanto, a taxa de falhas de $1,2E-3/h$.

13- Os valores de probabilidade de recuperação dos DG foram baseados no relatório NUREG/CR-3226 (1983), página 237.

14- Dados específicos, coletados em 11 anos de operação, foram empregados na avaliação das probabilidades de faltar energia elétrica da rede externa e de não ocorrer a sua recuperação nos tempos considerados na análise. As probabilidades de NÃO recuperação de um desligamento são dadas na TAB. 6-3.

15- Embora relacionados como eventos básicos, V1, V2 são relativamente complexos, idênticos e consistem, respectivamente, na falha da válvula de alívio nos geradores de vapor GV1 e GV2, em aliviar vapor do circuito secundário. A válvula de alívio, uma vez solicitada a aliviar, deverá abrir e, após o alívio, fechar. Os ciclos de abertura e fechamento devem se suceder até o esgotamento da água do GV, ou até que o SRCF seja restaurado. Assim, a probabilidade de falha do evento depende não só das probabilidades de falha de abertura e de fechamento da válvula, mas também da probabilidade de recuperação de CA para o SRCF. Quanto maior o tempo aliviando, maior a probabilidade de falha na válvula e menor a probabilidade de não recuperação de CA; a composição dessas duas probabilidades é analisada no APÊNDICE A.

16- Como no item 15, acima, Q2, Q3 e Q4 são também relativamente complexos, idênticos e consistem na falha da válvula de alívio do pressurizador PZ em aliviar vapor do circuito primário. A válvula de alívio, uma vez solicitada a aliviar, deverá abrir e, após o alívio, voltar a fechar. Os ciclos de abertura e fechamento devem se suceder por um tempo máximo de cerca de 120 minutos, ou antes, se o SRCF for restaurado. Assim, a probabilidade de falha do evento depende não só das probabilidades de falha de abertura e de fechamento da válvula, mas também da probabilidade de recuperação de CA para o SRCF. Quanto maior o tempo de alívio, maior será a probabilidade de falha na válvula e menor a probabilidade de não recuperação de CA; a composição dessas duas probabilidades é analisada no APÊNDICE B.

17- Os dados dos eventos que envolvem falha humana foram agrupados na TAB. 6-4, com alguns comentários relativos ao tipo de ação e à definição do valor de probabilidade de falha. Os valores adotados enquadram-se nas faixas de valores propostas no *Probabilistic Safety Analysis Procedure Guide* (NUREG/CR-2815, 1984).

18- Os dados de falha da rede externa são fornecidos pela concessionária local (Cia Piratininga de Força e Luz – CPFL). Segundo esses dados, em 11 anos de operação da linha de transmissão que suprirá o Lab-GENE, houve 65 interrupções no fornecimento de energia.

Valendo-se desses dados, a taxa de desligamentos é:

$$\lambda = 65 : (11 \times 365 \times 24) \quad \text{ou} \quad \lambda = 6,746 \cdot 10^{-4} \text{ desligamentos/hora}$$

TABELA 6-3 – Resumo dos dados de eventos de recuperação de CA

Tempo de recuperação menor, ou igual a:	Número acumulado de recuperações	Proporção de desligamentos não recuperados(em um total de 65 desligamentos)	Código dos eventos e respectivas probabilidades de NÃO recuperação
80 min	55	$(65-55) : 65 = 0,154$	REC-REXT-80M 1,540E-001
120 min	56	$(65-56) : 65 = 0,138$	REC-REXT-120M 1,380E-001
160 min	59	$(65-59) : 65 = 0,092$	REC-REXT-160M 9,200E-002

TABELA 6-4 - Resumo de eventos de falha humana

Nr	Código	Descrição	Prob	Comentários
52	F1-COM-MANUAL	Operador falha p/ abrir válv do SRCN em caso de falha no comando automático	0, 1	Ocorre no início do desligamento do reator Pressão média sobre o operador
63	Q1-OFVA	Operador falha p/ fechar válv alívio travada aberta no PZ	0, 5	Ou a ação é bem-sucedida ou haverá descobrimento do núcleo. Grande pressão sobre operador
104	R1- OIDG123	Operador falha em isolar um de três DG e inserir disjuntor 52-W em até 20 min pós-blecaute	0, 5	Se a ação fracassar, há possibilidade de recuperar CA por outros meios. Operação exige ótimo adiestramento
105	R1- ONMLA	Operador falha em ligar trem A do SRCF em caso de falha no comando automático (t<40min)	0,05	Se a ação fracassar, não há como resfriar o núcleo. Contudo, a operação não é complexa.
106	R1- ONMLB	Operador falha em ligar trem B do SRCF em caso de falha no comando automático (t<40min)	0,05	Se a ação fracassar, não há como resfriar o núcleo. Contudo, a operação não é complexa.
149	W2- OIDG123	Operador falha em isolar um de três DG e inserir disjuntor 52-W em até 60 min pós-blecaute	0, 1	Similar ao nr 104 acima, neste caso, porém, há mais tempo para o operador agir
146	V1	Válvula alívio no GV1 falha em manter alívio por 40 min, no máx, ou até recuperar SRCF .	0,1122	V1 só foi incluído nesta lista porque depende de R1-OIDG123, este sim um evento de falha humana.
147	V2	Válvula alívio no GV2 falha em manter alívio por 40 min, no máx, ou até recuperar SRCF .	0,1122	V2 só foi incluído nesta lista porque depende de R1-OIDG123, este sim um evento de falha humana.
150	W2- ONMLA	Operador falha em ligar trem A do SRCF em caso de falha no comando automático (t<80min)	0,05	Se a ação fracassar, não há como resfriar o núcleo. Contudo, a operação não é complexa.
151	W2- ONMLB	Operador falha em ligar trem B do SRCF em caso de falha no comando automático (t<80min)	0,05	Se a ação fracassar, não há como resfriar o núcleo. Contudo, a operação não é complexa.

6.2.2 Árvores de falhas

O desenvolvimento das árvores de falha baseia-se nas descrições e diagramas, apresentados no Capítulo 5, dos sistemas relacionados às respostas do reator Lab-GENE ao evento de blecaute.

Descrevem-se a seguir os critérios que orientaram a construção das árvores de falha. Suas representações gráficas constam do APÊNDICE C.

6.2.2.1 Árvore de falhas do evento iniciador blecaute (B)

Um blecaute acontece se houver o desligamento dos turbogeradores da usina; e a rede externa falhar em assumir as cargas de desligamento seguro do reator; e os geradores diesel de emergência também falharem. A repetição da conjunção indicativa da lógica booleana “e”, significa que para haver blecaute os três eventos devem ocorrer simultaneamente.

O evento de desligamento dos turbogeradores, embora seja um evento complexo, foi tratado como evento básico, assumindo-se 20 desligamentos por ano. Esse valor, alto à primeira vista, explica-se, em especial nos primeiros anos de operação, por ser o Lab-GENE uma instalação protótipo.

A árvore de falhas do evento blecaute, cuja estrutura baseia-se no Diagrama Esquemático dos Circuitos do Lab-GENE (FIG. 5-2), é mostrada nas FIG. C-1, C-2 e C-3 do APÊNDICE C. Além dos eventos básicos aparentes nas árvores, foram também consideradas as falhas de causa comum entre geradores diesel de emergência (itens 33, 34, 41 e 42 da TAB. 6-2). Falhas de causa comum entre os geradores de trens diferentes foram desprezadas, pois, além da rigorosa separação física existente, supôs-se que haverá a aplicação do critério da diversidade (aquisição de itens de fabricantes diferentes).

A árvore de falhas que modela o blecaute (B) não foi diretamente usada nas árvores de eventos. Em seu lugar usaram-se eventos básicos com a mesma probabilidade de B (BCN na árvore de eventos BCN e BCF na árvore de eventos BCF), apenas para fazer coincidir o nome da árvore de eventos com o nome do evento iniciador.

6.2.2.2 Árvore de falhas do evento F1

O evento F1 é a falha do SRCN em exercer sua função de remover o calor residual do núcleo. Em que pese ser o SRCN um sistema passivo, considerou-se a

possibilidade de falharem suas válvulas solenóide ou de faltar CC para acioná-las. O esquema da FIG. 5-3 e o fluxograma da FIG. 5-5, orientaram a construção da árvore F1, apresentada nas FIG. C-4, C-5 e C-6. Falhas na tubulação e no trocador de calor foram desprezadas por apresentarem probabilidades de falha muito menores que a das válvulas solenóide.

6.2.2.3 Árvore de falhas do evento Q1

Nos primeiros instantes de um blecaute, se houver o insucesso na operação do SRCN (ou na árvore de eventos BCF, em que não se leva em conta a existência do SRCN), a válvula de alívio do PZ será solicitada a abrir. O evento Q1 modela a falha em fechar da válvula de alívio do PZ (válvula abre e trava aberta).

Na árvore, apresentada nas FIG. C-7 e C-8, considerou-se, além da probabilidade de falha da própria válvula, a falha do operador em comandar o fechamento manual ou a falta de CC para o comando manual, a distância, da válvula. O esquema da FIG. 5-3 auxiliou na estruturação da árvore Q1.

6.2.2.4 Árvore de falhas do evento W1

Na árvore de falhas W1 são modeladas a falha em alinhar a Fonte Alternativa de CA, a falha nas motobombas, válvulas, quadros elétricos e circuitos do SRCF. São também consideradas as falhas de comando.

A construção da árvore foi orientada pelo Diagrama Esquemático dos Circuitos do Lab-GENE, FIG. 5-2, e pelo Fluxograma do Sistema de Resfriamento por Circulação Forçada (SRCF), FIG. 5-4; a árvore de falhas é mostrada nas FIG. C-9 a C-14.

6.2.2.5 Árvore de falhas do evento W2

O evento W2 é similar ao evento W1. Entretanto, os eventos básicos de recuperação de CA têm menor probabilidade de falha, porque neste caso há mais tempo para a recuperação da Fonte Alternativa; o sucesso de W2 é mais provável que o de W1.

A construção da árvore foi orientada pelo Diagrama Esquemático dos Circuitos do Lab-GENE, FIG. 5-2, e pelo Fluxograma do Sistema de Resfriamento por Circulação Forçada (SRCF), FIG. 5-4; a árvore de falhas é mostrada nas FIG. C-15 a C-20.

6.2.2.6 Árvore de falhas do evento W3

O evento topo W3 é a falha em recuperar CA depois de 80 minutos de blecaute. Admitiu-se a possibilidade de recuperação dos geradores diesel de emergência e da fonte de alimentação elétrica externa. A árvore de falhas é mostrada na FIG. C-21.

6.2.2.7 Árvore de falhas do evento W4

O evento topo na árvore W4 é a falha em recuperar CA depois de 120 minutos de blecaute. Admitiu-se a possibilidade de recuperação dos geradores diesel de emergência e da fonte de alimentação elétrica externa. Naturalmente, a probabilidade de falha no evento W4 é menor que a do evento W3, porque há mais tempo para o retorno da energia externa e para a correção de defeitos nos geradores de emergência. O gráfico da árvore de falhas é mostrado na FIG. C-22.

6.2.2.8 Árvore de falhas do evento W5

O evento topo em W5 é a falha em recuperar CA depois de 160 minutos de blecaute. Admitiu-se a possibilidade de recuperação dos geradores diesel de emergência e da fonte de alimentação elétrica externa. Naturalmente, a probabilidade de falha no evento W5 é menor que no evento W4, porque há mais tempo para o retorno da energia externa e para a correção de defeitos nos geradores de emergência. A árvore de falhas é mostrada na FIG. C-23.

Nesta árvore de falhas, assim como nas dos eventos W3 e W4, assumiu-se a indisponibilidade prolongada da Fonte Alternativa (geradores diesel DG1, DG2 e DG3), dado que não houve o seu alinhamento nos eventos W1 e W2.

7 APRESENTAÇÃO E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS

No Capítulo 6 as seqüências que podem ser iniciadas por blecaute foram identificadas e os eventos assumidos nas árvores de falhas foram descritos. Na árvore de eventos BCF, FIG. 6-1, há 17 seqüências e na árvore de eventos BCN, FIG. 6-2, 18 seqüências.

Contudo, nem todas as seqüências de eventos levam à degradação do núcleo do reator; essas denominam-se “**seqüências acidentais**” e são em número de nove, tanto na árvore de eventos BCF (FIG. 7-1), quanto na árvore de eventos BCN (FIG. 7-2).

Neste Capítulo as “**seqüências acidentais**” são quantificadas e discutidas, sendo também apresentadas as probabilidades dos eventos que as compõem e uma avaliação da incerteza no cálculo das **freqüências anuais de danos no núcleo por blecaute** (FDNB). Por fim, é feita uma análise dos cortes dominantes, seguida de verificação da sensibilidade da FDNB à variação nas probabilidades atribuídas a determinados eventos básicos.

7.1 Seqüências acidentais e respectivos eventos

As seqüências acidentais são identificadas pelas siglas mostradas na coluna mais a direita das FIG. 7-1 e 7-2. A composição da sigla inicia-se sempre com a letra B, de blecaute, seguida dos códigos alfanuméricos representativos dos eventos topo má-sucedidos na seqüência. O estado final das seqüências acidentais é indicado por DN (danos no núcleo) e as seqüências restantes, ou seja, aquelas que resultam em sucesso na superação do blecaute, são assinaladas por OK.

Tomando-se como exemplo a seqüência 4, na árvore de eventos BCF, FIG. 7-1, sua identificação, **BW2Q4**, é composta observando-se o “caminho” dos eventos de resposta ao blecaute, através da árvore de eventos, do modo seguinte:

- a) Ocorre um blecaute (letra **B** entra na sigla);
- b) Há sucesso no alívio inicial de vapor no PZ (evento **Q1**- não entra na sigla);
- c) As ações de alívio no GV1 e no GV2 são bem sucedidas (eventos **V1** e **V2**- não entram na sigla);
- d) Falha o alinhamento do Sistema Forçado de Remoção de Calor Residual (evento **W2** entra na sigla);

- e) Finalmente, a ação de alívio no PZ é mal sucedida e admite-se que o núcleo será descoberto (evento **Q4**- entra na sigla); e
- f) Juntando-se as siglas dos eventos mal sucedidos (a, d, e) chega-se à sigla da seqüência acidental (**BW2Q4**).

Os eventos que entram na composição das seqüências foram reunidos na TAB. 7-1, juntamente com suas respectivas probabilidades de falha. A freqüência anual do evento iniciador blecaute é de $7,1E-05$, que corresponde, aproximadamente, a um blecaute a cada 14000 anos de operação. Esse valor foi obtido com auxílio do código SAPHIRE (NUREG/CR-6116, 1995), por meio da aplicação do método da aproximação dos cortes mínimos à árvore de falhas (B), mostrada nas FIG. C-1, C-2 e C-3, no APÊNDICE C.

Com exceção dos eventos V1, V2, Q2, Q3 e Q4, que foram tratados como eventos básicos e tiveram suas probabilidades estimadas nos APÊNDICES A e B, as probabilidades dos demais eventos também foram obtidas por meio do código SAPHIRE e da metodologia de árvores de falhas. Estas são mostradas no APÊNDICE C, nas seguintes figuras:

Árvore de falhas do evento F1 – FIG. C-4 a C-6.

Árvore de falhas do evento Q1 – FIG. C-7 e C-8.

Árvore de falhas do evento W1 – FIG. C-9 a C-14.

Árvore de falhas do evento W2 – FIG. C-15 a C-20.

Árvore de falhas do evento W3 – FIG. C-21.

Árvore de falhas do evento W4 – FIG. C-22.

Árvore de falhas do evento W5 – FIG. C-23.

TABELA 7-1 - Relação de eventos e respectivas probabilidades de falha

Nome	Descrição da falha	Probabilidade
F1	SRCN falha em resfriar SRP	2,1E-003
Q1	Válvula trava aberta no PZ em alívio inicial pós-blecaute	1,5E-003
Q2	Alívio no PZ inicia logo após blec. e falha antes de alinhar SRCF	9,4E-002
Q3	Alívio no PZ inicia a 40 min do blec. e falha antes de alinhar SRCF	9,3E-002
Q4	Alívio no PZ inicia a 80 min do blec. e falha antes de alinhar SRCF	9,2E-002
V1	Alívio no GV1 falha antes de alinhar SRCF	1,1E-001
V2	Alívio no GV2 falha antes de alinhar SRCF	1,1E-001
W1	Falha em operar SRCF aos 40 min do início do blecaute	5,1E-001
W2	Falha em operar SRCF aos 80 min do início do blecaute	1,1E-001
W3	Falha recuperação de CA aos 80 min do início do blecaute	1,1E-001
W4	Falha recuperação de CA aos 120 min do início do blecaute	7,9E-002
W5	Falha recuperação de CA aos 160 min do início do blecaute	4,6E-002

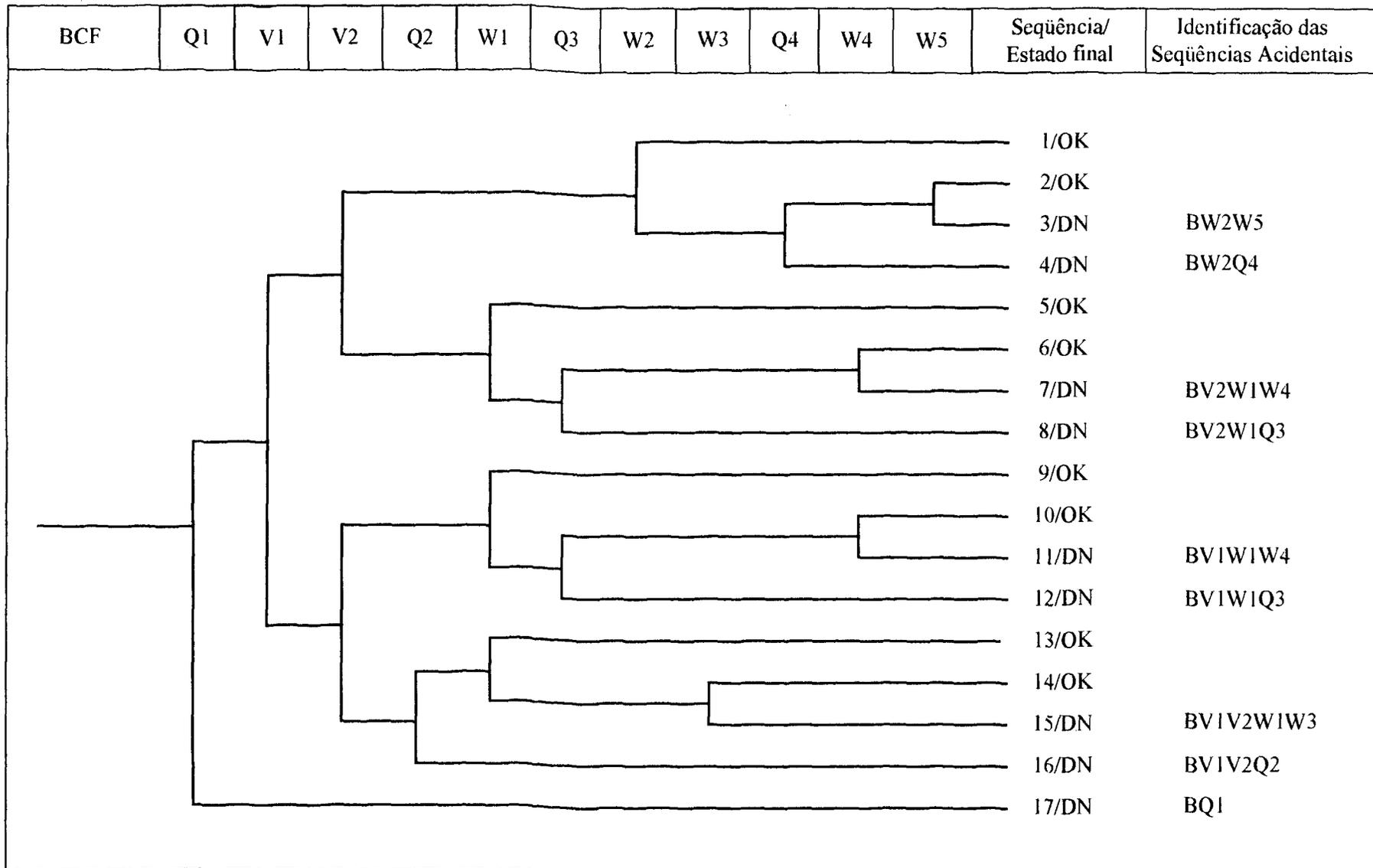


FIGURA 7-1 - Seqüências acidentais na árvore de eventos BCF

7.1.1 Seqüências acidentais na árvore de eventos BCF

As nove seqüências acidentais na árvore de eventos BCF, FIG. 7-1, são a seguir discutidas em detalhes.

7.1.1.1 Seqüência BW2W5

Depois do fracasso na recuperação de energia em CA da fonte alternativa (W2) e de alívio bem sucedido no PZ (Q4), a energia em CA (W5) não é recuperada antes de se passarem 160 minutos, desde o início do blecaute, e o SRCF não pode ser alinhado. O resultado da seqüência será a degradação do núcleo.

7.1.1.2 Seqüência BW2Q4

O insucesso na recuperação de CA (W2) leva ao alívio no PZ (Q4). Porém, a válvula de alívio trava aberta, resultando no descobrimento do núcleo.

7.1.1.3 Seqüências BV2W1W4 e BV1W1W4

As duas seqüências são similares e têm a mesma freqüência. Uma tem início em falha do GV1 e a outra em falha do GV2, cujas válvulas de alívio travam abertas (V1 e V2). Depois do fracasso de W1 e de alívio no PZ bem sucedido (Q3), não é recuperada a energia em CA (W4) antes de se passarem 120 minutos do início do blecaute e o SRCF não pode ser alinhado. O resultado da seqüência será a degradação do núcleo.

7.1.1.4 Seqüências BV2W1Q3 e BV1W1Q3

As duas seqüências são similares e têm a mesma freqüência. O insucesso na recuperação de CA (W1) leva ao alívio no PZ (Q3). Porém, a válvula de alívio trava aberta, resultando no descobrimento do núcleo.

7.1.1.5 Seqüência BQ1

Em seguida a um blecaute, o insucesso no alívio inicial no PZ, cuja válvula de alívio trava aberta (Q1), resulta no descobrimento do núcleo.

7.1.1.6 Seqüência BV1V2Q2

Apesar do sucesso no alívio inicial no PZ, falha o alívio de vapor nos GV1 e GV2 (V1 e V2), exigindo a continuação do alívio no PZ (Q2). O evento Q2, entretanto,

fracassa e o resultado da seqüência será o descobrimento e a conseqüente degradação do núcleo.

7.1.1.7 Seqüência BV1V2W1W3

Apesar do sucesso no alívio inicial no PZ, falha o alívio de vapor no GV1 e no GV2 (V1 e V2), exigindo a continuação do alívio no PZ (Q2). O evento Q2 tem sucesso e dá tempo para a recuperação de CA. Contudo, as tentativas de recuperação (W1 e W3) fracassam e o SRCF não pode ser alinhado. O resultado da seqüência será a degradação do núcleo.

7.1.2 Seqüências acidentais na árvore de eventos BCN

As seqüências acidentais na árvore BCN, representadas na FIG. 7-2, diferem das seqüências da árvore BCF apenas pela inserção do evento F1 logo após o evento iniciador (B). Em outras palavras, o insucesso na remoção do calor residual pelo SRCN (F1) desencadeia o mesmo conjunto de seqüências acidentais descrito no item anterior, sendo, por isso, desnecessário descrevê-las.

É possível, portanto, antecipar que as freqüências das seqüências acidentais em BCN serão, aproximadamente, iguais às freqüências das seqüências correspondentes na árvore BCF, multiplicadas pela probabilidade de insucesso na remoção de calor residual por meio do SRCN (evento F1).

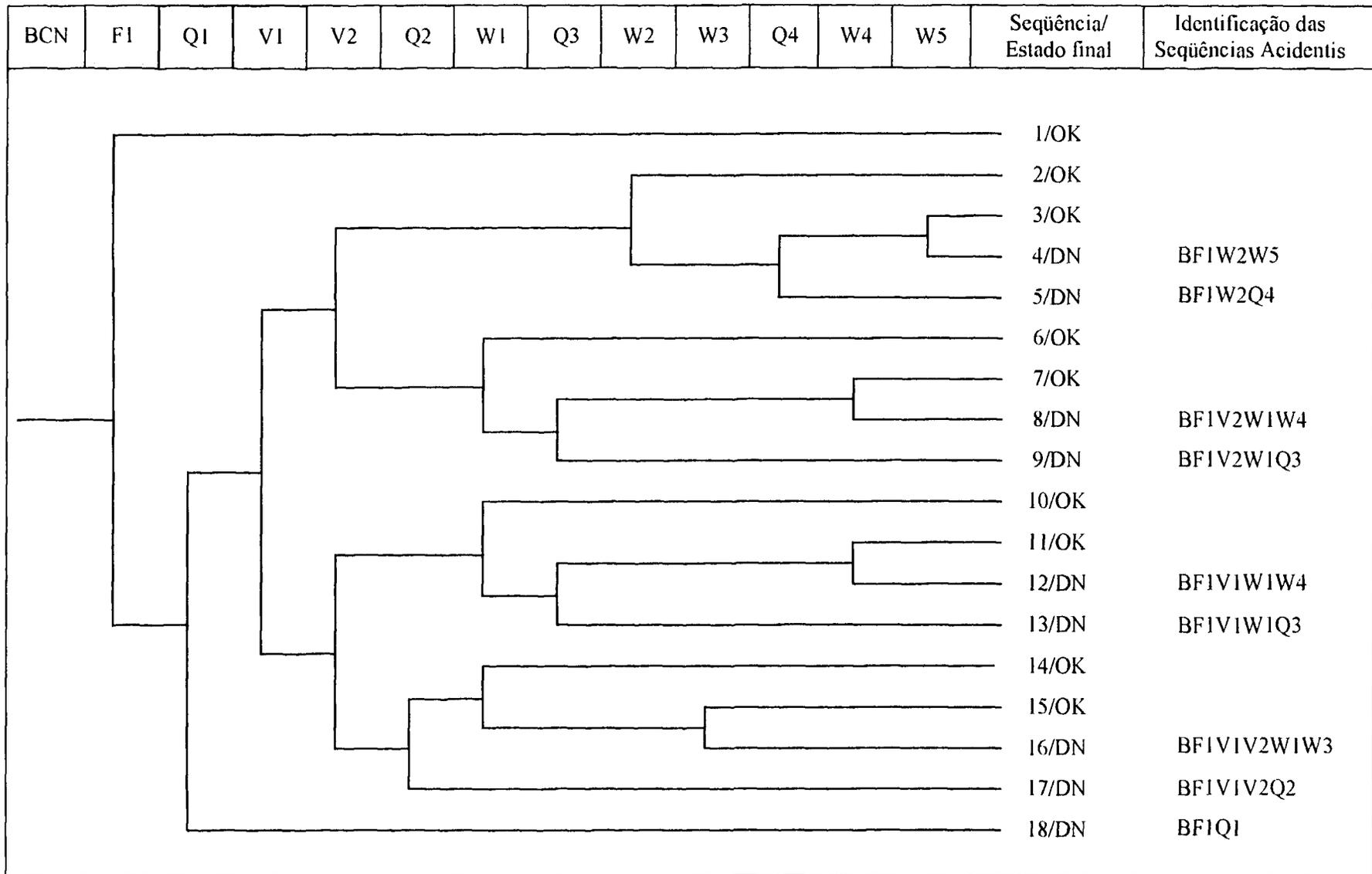


FIGURA -7-2 - Seqüências acidentais na árvore de eventos BCN

7.2 Quantificação das seqüências acidentais

A quantificação das seqüências acidentais é obtida de duas maneiras.

Na primeira, que chamaremos de simplificada, usam-se as probabilidades de falha dos eventos relacionados na TAB. 7-1 e a freqüência de blecaute, previamente calculadas pela aplicação do método da aproximação dos cortes mínimos às árvores de falhas de cada evento. O cálculo é feito da forma seguinte:

- a) multiplicam-se as probabilidades de falha dos eventos mal sucedidos na seqüência;
- b) multiplicam-se os complementos das probabilidades dos eventos bem sucedidos na seqüência; e
- c) o produto do valor obtido em a, vezes o valor obtido em b, vezes a freqüência do evento iniciador, é a freqüência da seqüência acidental.

No outro modo de calcular, o código SAPHIRE (NUREG/CR-6116, 1995) é usado para formar uma árvore de falhas que represente a seqüência acidental. Esta árvore de falhas é composta pelas árvores de falhas dos eventos sem sucesso, inclusive a do evento iniciador, combinadas com a negação das árvores de falhas dos eventos de sucesso. Então, a freqüência da seqüência acidental é calculada aplicando-se o método da aproximação dos cortes mínimos, diretamente, à árvore composta para representar a seqüência. Esta última forma de quantificação das seqüências, é denominada de “**cortes mínimos**”.

O emprego de dois métodos objetiva confrontar os resultados obtidos e identificar eventuais erros grosseiros; ambos são aplicados às seqüências acidentais nas árvores de eventos BCF e BCN. Entretanto, apenas os valores obtidos pelo “**método dos cortes mínimos**” são usados para calcular a melhor estimativa das freqüências anuais de danos no núcleo por blecaute, porque apresentam valores maiores, isto é, são mais conservativos. A expressão “melhor estimativa” designa um valor estimado com base em julgamento do analista, sempre que a função densidade de probabilidade da variável aleatória de interesse não for conhecida. A “melhor estimativa” na presente avaliação foi obtida utilizando-se as probabilidades, ou taxas de falha, selecionadas como as mais apropriadas, entre os valores disponíveis nos bancos de dados utilizados. Os resultados são apresentados a seguir (TAB. 7-2 e 7-3).

TABELA 7-2 – FDNB das seqüências acidentais da árvore de eventos BCF

Seqüência	Identificação da seqüência	Frequência (eventos/ano)	
		Método dos cortes mínimos	Método simplificado
3	BW2W5	3,8E-07	2,7E-07
4	BW2Q4	7,5E-07	5,9E-07
7	BV2W1W4	3,2E-07	2,6E-07
8	BV2W1Q3	3,8E-07	3,4E-07
11	BV1W1W4	3,2E-07	2,6E-07
12	BV1W1Q3	3,8E-07	3,4E-07
15	BV1V2W1W3	4,9E-08	4,3E-08
16	BV1V2Q2	8,4E-08	8,4E-08
17	BQ1	1,1E-07	1,1E-07
	TOTAL	2,8E-06	2,3E-06

TABELA 7-3 – FDNB das seqüências acidentais da árvore de eventos BCN

Seqüência	Identificação da seqüência	Frequência (eventos/ano)	
		Método dos cortes mínimos	Método simplificado
4	BF1W2W5	8,1E-10	5,7E-10
5	BF1W2Q4	1,6E-09	1,3E-09
8	BF1V2W1W4	7,0E-10	5,5E-10
9	BF1V2W1Q3	8,2E-10	7,2E-10
12	BF1V1W1W4	7,0E-10	5,5E-10
13	BF1V1W1Q3	8,2E-10	7,2E-10
16	BF1V1V2W1W3	1,0E-10	9,3E-11
17	BF1V1V2Q2	1,8E-10	1,8E-10
18	BF1Q1	2,3E-10	2,3E-10
	TOTAL	6,0E-09	4,9E-09

7.3 Incerteza na determinação das frequências

No método probabilístico, usado para modelar o evento blecaute e as seqüências de respostas da planta, é preciso que se admitam idealizações e simplificações que geram incertezas nos resultados. As fontes de incerteza podem ser categorizadas em três grupos:

1- Completeza:

Um dos propósitos do modelo probabilístico é avaliar os cenários possíveis que possam levar à degradação do núcleo. Porém não há garantia de que esse processo de avaliação sempre seja completo e que todos os cenários possíveis tenham sido identificados e corretamente avaliados.

As incertezas produzidas por modelos incompletos são de difícil avaliação. Em análises probabilísticas, afora a experiência do analista e seu conhecimento das plantas em estudo, só um programa amplo de garantia da qualidade, inexecutável no presente trabalho, pode dar sustentação razoável à crença de que cenários de falhas importantes não foram desprezados.

2- Adequação do modelo:

O modelo probabilístico não representa, exatamente, a realidade dos cenários identificados. Existem incertezas introduzidas pela conceituação do modelo, as aproximações numéricas e eventuais limites computacionais.

Foram modelados apenas os cenários relativos ao iniciador blecaute e o código usado é capaz de lidar com a totalidade dos cenários de uma APS em que se considera a totalidade dos iniciadores de acidentes. Sendo pequena a dimensão do modelo produzido em relação à capacidade do código usado, não houve necessidade de estabelecer limites de truncagem na avaliação dos cortes mínimos para reduzir os tempos de processamento. Assim, as incertezas produzidas pelas aproximações numéricas e limites computacionais não são significativas. Na conceituação do modelo, entre as inúmeras possibilidades existentes, não há como mensurar as conseqüências de algumas simplificações e idealizações assumidas. Afirma-se, todavia, que ao definir critérios subjetivos, procurou-se sempre adotar os modos mais conservativos.

3- Incerteza dos parâmetros:

Os parâmetros introduzidos nos modelos, geralmente, são imprecisos em virtude de serem raros, ou inexistentes, os dados específicos. Resta, na maior parte dos casos, apesar da grande variabilidade entre as fontes, o recurso aos bancos de dados genéricos.

A incerteza no cálculo da FDNB, causada pela incerteza dos dados, é tratada quantitativamente. Para a avaliação efetuou-se uma análise baseada no método de Monte Carlo, em que as probabilidades dos eventos básicos foram assumidas ser variáveis aleatórias que se distribuem segundo uma curva lognormal; desse modo, as frequências de danos no núcleo são função dessas variáveis. No caso de eventos básicos de falha, como as faixas de variação do erro são multiplicativas e não aditivas, justifica-se o uso da distribuição lognormal (KUMAMOTO & HENLEY, 1996).

No código SAPHIRE (NUREG/CR-6116, 1995), os parâmetros necessários para descrever a distribuição lognormal são a média da distribuição e o fator de erro no percentil 95. Uma variável aleatória X tem uma distribuição lognormal se $\ln(X)$ tem distribuição normal e a média m da distribuição lognormal pode ser expressa como:

$$m = e^{\mu + \frac{\sigma^2}{2}} \quad (7-1)$$

onde μ é a média e σ o desvio padrão da distribuição normal subjacente.

O fator de erro **FE** no percentil 95 da distribuição lognormal é:

$$\mathbf{FE} = e^{1,645 \cdot \sigma} \quad (7-2)$$

onde 1,645 é o percentil 95 da distribuição normal.

A função densidade da distribuição lognormal é:

$$f(x) = \frac{1}{x \cdot \sqrt{2 \cdot \pi \cdot \sigma^2}} \cdot e^{-\frac{\ln((x - \mu)^2)}{2 \cdot \sigma^2}}, \text{ para } x > 0 \quad (7-3)$$

As equações 7-1 e 7-2 são resolvidas para se determinar a média μ e o desvio padrão σ . Uma variável aleatória (Y) é gerada de uma distribuição normal com média μ e desvio padrão σ . Por fim, a variável (X) é definida como:

$$X := e^Y \quad (7-4)$$

A incerteza no cálculo das frequências de danos no núcleo produzidas por blecaute foi estimada tanto para as seqüências BCF (sem o SRCN), como para as seqüências BCN (sem o SRCN). Os resultados são apresentados na TAB. 7-4 e incluem a melhor estimativa, média, mediana, o quinto e o 95º percentis das distribuições lognormal de cada um dos dois casos considerados.

Na FIG. 7-3 a incerteza é representada graficamente, em escala logarítmica.

TABELA 7-4 – Resultados da avaliação de incertezas

	Seqüências BCF Freqüências em eventos /ano	Seqüências BCN Freqüências em eventos /ano
Melhor estimativa	2,8E-06	6,0E-09
Média	2,9E-06	6,1E-09
Mediana	1,6E-06	2,3E-09
5º Percentil	3,2E-07	2,7E-10
95º Percentil	9,2E-06	2,2E-08

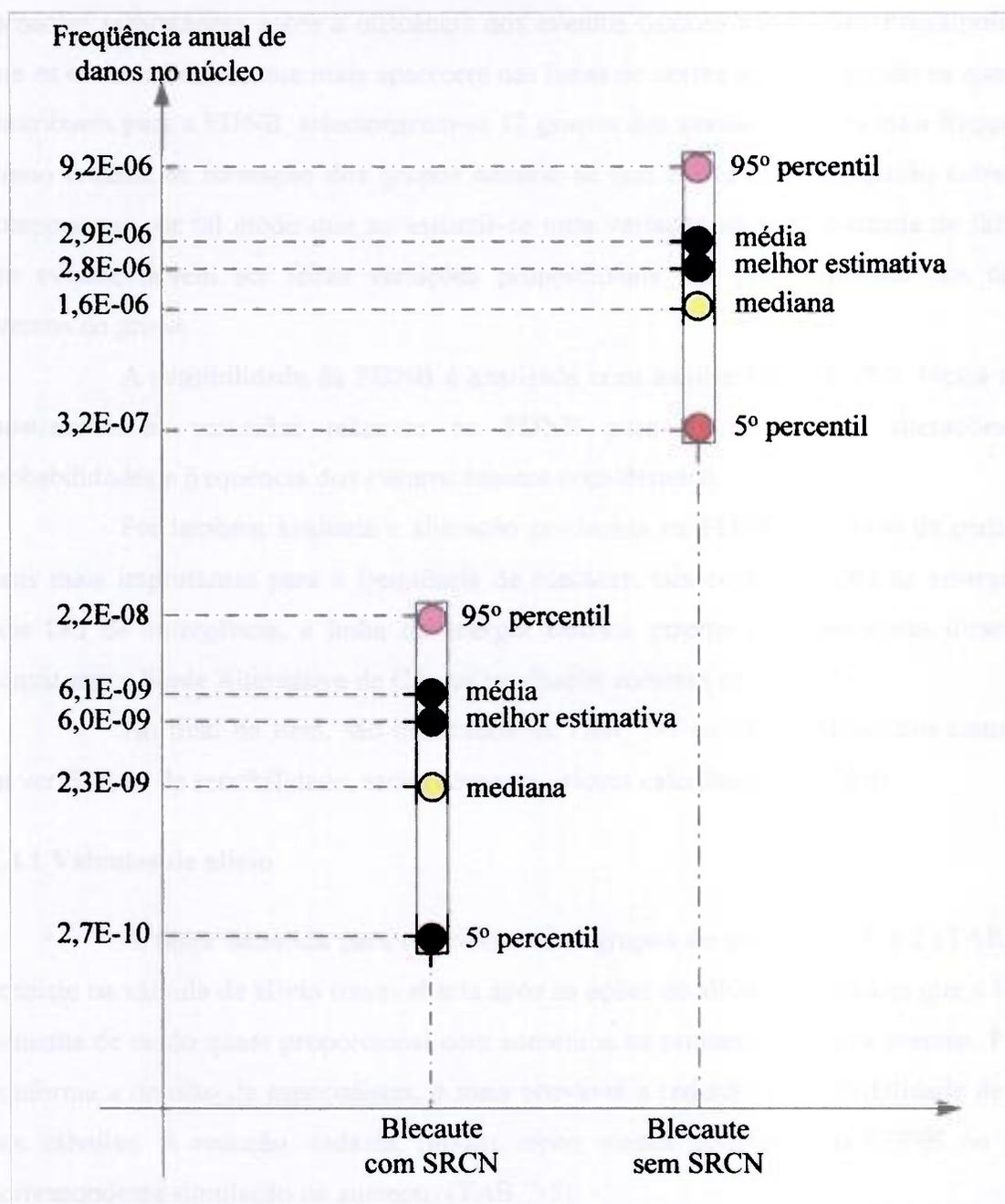


FIGURA 7-3 - FDNB do Lab GENE – comparação entre resultados com SRCN e sem SRCN.

7.4 Análise de sensibilidade

Os cortes dominantes listados nas TAB. D-1 a D-7 do APÊNDICE D, fornecem informações sobre a influência dos eventos básicos na FDNB. Pressupondo-se que os eventos básicos que mais aparecem nas listas de cortes dominantes são os que mais contribuem para a FDNB, selecionaram-se 12 grupos dos eventos básicos mais frequentes. Como critério de formação dos grupos admitiu-se que existe uma correlação entre seus componentes, de tal modo que ao assumir-se uma variação na probabilidade de falha de um evento, devem ser feitas variações proporcionais nas probabilidades dos demais eventos do grupo.

A sensibilidade da FDNB é analisada com auxílio da TAB. 7-5. Nessa tabela mostram-se as variações relativas na FDNB para as respectivas alterações nas probabilidades e frequência dos eventos básicos considerados.

Foi também avaliada a alteração produzida na FDNB em razão da perda dos itens mais importantes para a frequência de blecaute, tais como um DG de emergência, dois DG de emergência, a linha de energia elétrica externa e os geradores diesel que constituem a Fonte Alternativa de CA; os resultados constam da TAB. 7-6.

Ao final do item, são mostrados na TAB. 7-7 os valores absolutos assumidos na verificação da sensibilidade, assim como os valores calculados da FDNB.

7.4.1 Válvulas de alívio

A falha admitida para os eventos dos grupos de correlação 1 e 2 (TAB. 7-5) consiste na válvula de alívio travar aberta após as ações de alívio. Verifica-se que a FDNB aumenta de modo quase proporcional com aumentos na probabilidade dos eventos. Porém, conforme a opinião de especialistas, é mais provável a redução na probabilidade de falha das válvulas. A redução, todavia, produz efeito menos acentuado na FDNB do que a correspondente simulação de aumento (TAB. 7-5).

7.4.2 Falhas humanas de operação

O evento Q1-OFVA, no grupo de correlação 5 na TAB. 7-5, consiste na falha humana em fechar, por comando manual da sala de controle, a válvula de alívio do pressurizador, caso ela falhe aberta. Os resultados mostram que a FDNB é pouco sensível às variações admitidas na probabilidade de falha do evento Q1-OFVA.

TABELA 7-5- Sensibilidade da FDNB à variação em probabilidades/frequência de eventos básicos – valores relativos

EVENTO BÁSICO GRUPO DE CORRELAÇÃO/ SIGLA/ DESCRIÇÃO	PROB/ FREQ. (P / F)	VARIÇÃO NA PROB / FREQ. ANUAL DOS EV. BÁSICOS (P/F)		FDNB – FATORES DE AUMENTO / REDUÇÃO	
		AUMENTO	REDUÇÃO	BCF	BCN
1/ Q2/ Falha em alívio no PZ iniciado logo após um blecaute	9,440E-2	P X 6,7	P / 10	6,4 / 2,3	6,3 / 2,3
1/ Q3/ Falha em alívio no PZ iniciado a 40min do blecaute	9,350E-2				
1/ Q4/ Falha em alívio no PZ iniciado a 80min do blecaute	9,170E-2				
1/ Q1-VATA/ Válvula de alívio do PZ trava aberta	3,000E-3				
2/ V1/ Falha alívio no GV1	1,057E-1	P X 10	P / 10	8,6 / 2,0	8,8 / 2,3
2/ V2/ Falha alívio no GV2	1,057E-1				
3/ R1-OIDG123/ Operador falha em isolar DGs e alinhar a FA em 20min	5,000E-1	P X 2	P / 10	4,6 / 4,4	4,7 / 4,3
3/ W2-OIDG123/ Operador falha em isolar DGs e alinhar a FA em 20min	1,000E-1	P X 10	P / 10		
4/ F1-VS-1 e F1-VS-2/ Falha em válvula do SRCN	5,000E-4	P X 10	P / 10	-	9,2 / 6,3
4/ F1-VP-1 e F1-VP-2/ Falha em válvula do SRCN	5,000E-4				
5/ Q1-OFVA/ Operador falha em fechar válvula de alívio do PZ travada aberta	5,000E-1	P X 2	P / 10	1,0 / 1,1	1,0 / 1,1
6/ FALTA-CA-CPFL/ Falta CA da rede externa	1,606E-2	P X 10	P / 10	9,6 / 10,4	9,7 / 10,2
7/ DESL-TG-EMERG/ Desligamento súbito dos turbo-geradores	2,00E+1	F X 2	F / 2	1,9 / 2,0	2,0 / 2,1
8/ DG1E-1 (2, 3, e 4)/ DG emergência 1 (2, 3 e 4) falha em operação	3,921E-2	P X 10	P / 10	300 / 9,0	300 / 9,1
8/ DG1E-1&2-COM/ Falha de causa comum em operação DG emergência 1 e 2	5,982E-3				
8/ DG1E-3&4-COM/ Falha de causa comum em operação DG emergência 3 e 4	5,982E-3				
9/ DG1E-1-P e 2/3/4/ DG emergência falha na partida	1,000E-2	P X 10	P / 10	12,1 / 1,6	12,2 / 1,5
9/ DG1E-1&2-MCP/ Falha de causa comum DG emergência 1 e 2 na partida	1,500E-3				
9/ DG1E-3&4-MCP/ Falha de causa comum DG emergência 3 e 4 na partida	1,500E-3				
10/ DG1E-1 (2, 3, e 4) -TM/ DG emergência 1 (2, 3 e 4) em teste/manutenção	6,200E-2	P X 10	P / 10	10,0 / 4,1	10,2 / 4,0
11/ REC-DG1E-1(2, 3 e 4)-80M/ Falha recup. DG1E-1 (2, 3 e 4) em 80 min	9,100E-1	P X 1,1	P / 2	1,3 / 1,6	1,3 / 1,6
11/ REC-DG1E-1(2, 3 e 4)-120M/ Falha recup. DG1E-1 (2, 3 e 4) em 120 min	8,700E-1				
11/ REC-DG1E-1(2, 3 e 4)-160M/ Falha recup. DG1E-1 (2, 3 e 4) em 160 min	8,400E-1				
12/ REC-REXT-80M/ Falha em recuperar rede externa em 80 min	1,540E-1	P X 2	P / 2	1,4 / 1,3	1,4 / 1,3
12/ REC-REXT-120M/ Falha em recuperar rede externa em 120 min	1,380E-1				
12/ REC-REXT-160M/ Falha em recuperar rede externa em 160 min	9,200E-2				

Quanto aos eventos do grupo 3 (TAB. 7-5), eles consistem na ação do operador em acionar um de três grupos geradores diesel disponíveis, para alinhar o sistema de remoção de calor residual por circulação forçada (SRCF). Na análise dos resultados da TAB 7-5, verifica-se que os aumentos adotados nas probabilidades de falha na ação do operador eleva para 1,0 a probabilidade de não recuperação de energia elétrica em CA da Fonte Alternativa.

Ora, isto equivale a eliminar os três geradores diesel DG1, DG2 e DG3 de suas funções atenuadores da condição de blecaute por falha na ação dos operadores e, certamente, é uma assunção conservativa. Contudo, o objetivo dessa suposição é, precisamente, avaliar o impacto no valor da FDNB da simulação de exclusão dos diesel geradores que constituem a Fonte Alternativa.

A sensibilidade à falta de fontes de energia elétrica é discutida em detalhes no item 7.4.8.

7.4.3 Válvulas do SRCN

Os eventos do grupo de correlação 4 na TAB. 7-5, consistem na falha em abrir das válvulas do SRCN. Basta que uma das quatro válvulas não abra para que o SRCN não possa exercer sua função de remover o calor residual do núcleo (evento topo F1 na árvore de eventos BCN).

A falha das válvulas participa com cerca de 93% na probabilidade de falha do SRCN (APÊNDICE D, TAB. D-4). Essa participação é ampliada para quase 100% com o aumento de 10 vezes na probabilidade de falha das válvulas; como o evento F1 entra em todas as seqüências acidentais da árvore de eventos BCN, produz-se um aumento proporcional na FDNB. Em resumo, os resultados mostram sensibilidade da FDNB quase diretamente proporcional ao aumento na probabilidade de falha das válvulas.

A redução simulada de 10 vezes na probabilidade de falha das válvulas produz redução menos acentuada, porém importante, na FDNB.

Nas seqüências da árvore de eventos BCF não há alterações da FDNB, pois, nesse caso, o SRCN não é considerado.

7.4.4 Falta da rede externa

O evento considerado no grupo 6 (TAB. 7-5), consiste na falta de energia elétrica da rede externa para os serviços auxiliares da usina.

Uma variação na probabilidade de faltar energia da rede externa contribui com uma variação, diretamente proporcional, na frequência de blecaute. Considerando-se que todas as seqüências acidentais incluem o evento blecaute, a sensibilidade da FDNB deve ser, também, proporcional às variações do evento de falta da rede externa, como confirmam os dados mostrados na TAB. 7-5.

Simulou-se a supressão da fonte de energia da rede externa, atribuindo-se o valor unitário à probabilidade do evento FALTA-CA-CPFL. As conseqüências da simulação são discutidas no item 7.4.8.

7.4.5 Desligamento súbito dos turbogeradores

O evento do grupo de correlação 7, na TAB. 7-5, é o desligamento não programado dos turbogeradores. A expectativa de frequência anual do evento é de 20 desligamentos no primeiro ano de operação, com variação entre os limites de 10 a 40 desligamentos anuais.

A variação na frequência de desligamento súbito dos turbogeradores contribui com uma variação, diretamente proporcional, na frequência de blecaute. Considerando-se que todas as seqüências acidentais incluem o evento blecaute, a sensibilidade da FDNB deve ser, também, proporcional às variações do evento de desligamento súbito dos turbogeradores, como evidenciam os dados da TAB. 7-5.

7.4.6 Falhas nos DG de emergência

São considerados os eventos dos grupos de correlação 8, 9 e 10 da TAB. 7-5.

O aumento de 10 vezes na probabilidade de falha em operação dos geradores diesel de emergência resulta em aumento de cerca de 300 vezes na FDNB. No entanto, reduções correspondentes apenas reduzem a FDNB de modo aproximadamente proporcional.

No caso de falhas na partida, de acordo com os dados da TAB. 7-5, o aumento de 10 vezes na probabilidade de falha em operação dos geradores diesel de emergência resulta em aumento quase proporcional na FDNB.

Os resultados da análise confirmam a forte influência que a configuração de circuitos com quatro geradores diesel de emergência exerce na FDNB do Lab-GENE e demonstram a necessidade de implantação de programas de inspeções regulares e

manutenção preventiva, fatores decisivos na conservação dos níveis de confiabilidade projetados para o sistema de geração diesel de emergência.

A supressão de um e de dois diesel geradores de emergência foi simulada, atribuindo-se o valor unitário às suas probabilidade de falhar. O resultado da simulação é discutido no item 7.4.8.

Nos eventos de indisponibilidade dos geradores de emergência por teste ou manutenção, o aumento de 10 vezes na indisponibilidade dos geradores de emergência em razão de estarem em manutenção resulta em aumento proporcional na FDNB.

7.4.7 Eventos de recuperação de energia elétrica

Os eventos dos grupos 11 e 12 (TAB. 7-5) consistem na falha em restaurar o suprimento de energia elétrica em CA, seja fazendo retornar à operação os geradores diesel de emergência, ou restaurando o suprimento de energia da rede externa aos barramentos dos sistemas auxiliares da usina;

No caso dos eventos de recuperação dos DG, o multiplicador 1,1 eleva a probabilidade de falha para 1 (certeza de não recuperação). Os resultados, mostrados na TAB. 7-5, indicam que é moderada a sensibilidade da FDNB às variações nas probabilidades de ambos os eventos de recuperação.

A grande contribuição para a indisponibilidade da fonte externa encontra-se no sistema e na linha de transmissão pertencentes à empresa concessionária de energia elétrica; a extensão, o maior número de componentes e a existência de outros grandes consumidores de energia, tornam o trecho externo da rede mais suscetível a distúrbios. Por isso, ações internas que possam ter grande influência na probabilidade de recuperação da energia da rede externa são improváveis.

Um dos fatores decisivos na capacidade de recuperação da potência elétrica em CA é a confiabilidade do suprimento de eletricidade em corrente contínua e a autonomia das baterias de acumuladores. Isto porque os sistemas CC são diretamente responsáveis pela iluminação da usina e pela alimentação dos conversores CC-CA, as únicas fontes de eletricidade em CA durante um blecaute, certamente necessárias nos trabalhos de recuperação.

7.4.8 Sensibilidade à falta de fontes de energia elétrica

Quatro suposições são feitas para analisar a influência da falta de fontes de eletricidade:

- Falta de um dos geradores diesel de emergência;
- Falta de um gerador diesel de emergência em cada uma das duas divisões redundantes do sistema elétrico;
- Falta da linha de alimentação externa; e
- Falta da Fonte Alternativa.

Na TAB. 7-7, são apresentados os valores de FDNB e as probabilidades de falha dos eventos relacionados à supressão das fontes mencionadas. Dos resultados, conclui-se que o aumento mais acentuado na FDNB seria produzido pela eliminação de dois DG de emergência.

A inexistência da rede externa ficaria em segundo lugar no aumento da FDNB. Nos dois casos, para as seqüências BCF, os valores da FDNB seriam inaceitáveis porque estariam acima do limite de $1E-4$ recomendado para a FDNT (IAEA-INSAG 3, 1988). A conclusão endossa a configuração de circuitos do Lab-GENE com quatro DG de emergência.

Nas seqüências BCN, ou seja, com a presença do SRCN, a configuração com apenas dois DG de emergência seria aceitável, já que o valor da FDNB resulta muito menor que o limite da AIEA para a FDNT; no entanto, parte do ganho em segurança, obtido com o SRCN, seria perdido em troca de uma redução no custo com equipamentos.

A eliminação da Fonte Alternativa, ou de um DG de emergência, mostra que nessa condição a FDNB aumenta menos acentuadamente. Na simulação da perda dos geradores diesel DG1, DG2 e DG3 como Fonte Alternativa, igualou-se a um a probabilidade de que o operador não consiga alinhar nenhum desses três DG. O resultado foi um aumento de cerca de cinco vezes na FDNB. O resultado ressalta a necessidade de procedimentos e treinamento do pessoal de operação para reduzir a probabilidade de falha na tentativa de alinhar a Fonte Alternativa.

TABELA 7-6- Sensibilidade da FDNB à variação em probabilidades/frequência de eventos básicos-valores absolutos (parte 1)

EVENTO	PROB. USADA	VARIAÇÃO		EFEITO NOS VALORES DA FDNB ANTES E DEPOIS DA VARIAÇÃO		
		NA PROB	Blecaute sem SRCN		Blecaute com SRCN	
			Antes	Depois	Antes	Depois
Q2	9.440E-002	9.440E-001	2,8E-6	1,8E-5	6,0E-9	3,8E-8
		9.440E-003		1,2E-6		2,6E-9
Q3	9.350E-002	9.350E-001				
		9.350E-003				
Q4	9.170E-002	9.170E-001				
		9.170E-003				
Q1-VATA	3.000E-003	3.000E-002				
		3.000E-004				
V1	1,057E-001	1,000E+000	2,8E-6	2,4E-5	6,0E-9	5,3E-8
		1,057E-002		1,4E-6		3,0E-9
V2	1,057E-001	1,000E+000				
		1,057E-002				
R1- OIDG123	5,000E-001	1,000E+000	2,8E-6	1,3E-5	6,0E-9	2,8E-8
		5,000E-002		6,4E-7		1,4E-9
W2- OIDG123	1,000E-001	1,000E+000				
		1,000E-002				
F1-VS-1	5.000E-004	5.000E-003	2,8E-6	(não	6,0E-9	5,5E-8
		5.000E-005		se		9,5E-10
F1-VS-2	5.000E-004	5.000E-003		altera)		
		5.000E-005				
F1-VP-1	5.000E-004	5.000E-003				
		5.000E-005				
F1-VP-2	5.000E-004	5.000E-003				
		5.000E-005				
Q1-OFVA	5.000E-001	1,000E+000	2,8E-6	2,8E-6	6,0E-9	6,1E-9
		5.000E-002		2,6E-6		5,6E-9
FALTA- CA-CPFL	1.606E-002	1.606E-001	2,8E-6	2,7E-5	6,0E-9	5,8E-8
		1.606E-003		2,7E-7		5,9E-10
DESL-TG- EMERG	2,000E+001	4,000E+001	2,8E-6	5,4E-6	6,0E-9	1,2E-8
		1,000E+001		1,4E-6		2,9E-9

TABELA 7-6- Sensibilidade da FDNB à variação em probabilidades/frequência de eventos básicos - valores absolutos (parte 2)

EVENTO	PROB. USADA	VARIACÃO NA PROB	EFEITO NOS VALORES DA FDNB ANTES E DEPOIS DA VARIACÃO			
			Blecaute sem SRCN		Blecaute com SRCN	
			Antes	Depois	Antes	Depois
DG1E-1 /2	3.921E-002	3.921E-001	2,8E-6	8,4E-4	6,0E-9	1,8E-6
DG1E-3 /4		3.921E-003		3,1E-7		6,6E-10
DG1E-1&2-MCO	5,982E-003	5,982E-002				
DG1E-3&4-MCO	5,982E-003	5,982E-002				
DG1E-1-P	1.000E-002	1.000E-001	2,8E-6	3,4E-5	6,0E-9	7,3E-8
DG1E-2-P		1.000E-003		1,8E-6		3,9E-9
DG1E-3-P	1.000E-002	1.000E-001				
DG1E-4-P		1.000E-003				
DG1E-1&2-MCP	1,500E-003	1,500E-002				
DG1E-3&4-MCP	1,500E-003	1,500E-002				
DG1E-1-TM /2/3/4	6.200E-002	6.200E -001	2,8E-6	2,8E-5	6,0E-9	6,1E-8
REC-80		6.200E -003		6,8E-7		1,5E-9
DG1E-120	9.100E-001	1.000E+000	2,8E-6	3,6E-6	6,0E-9	7,7E-9
M-1/2/3/4		4.550E -001		1,7E-6		3,7E-9
REC-120	8.700E-001	1.000E+000				
DG1E-160		4.350E -001				
M-1/2/3/4						
REC-160	8.400E-001	1.000E+000				
DG1E-80M		4.200E -001				
M-1/2/3/4						
REC-120M	1.540E-001	3.080E-001	2,8E-6	3,8E-6	6,0E-9	8,1E-9
REC-REXT-120M		7.700E-002		2,2E-6		4,7E-9
REC-REXT-160M	1.380E-001	2.760E-001				
		6.900E-002				
REC-REXT-160M	9.200E-002	1.840E-001				
		4.600E-002				

TABELA 7-7- Sensibilidade da FDNB à falta de fontes de energia elétrica

	Item fora de operação				
	Configuração básica	Dois DG de emergência	Um DG de emergência	Alimentação da rede externa	Fonte Alternativa
Probabilidade de falha do evento W1	5,1E-01	5,1E-01	5,1E-01	5,1E-01	1,0
Probabilidade de falha do evento W2	1,1E-01	1,1E-01	1,1E-01	1,1E-01	1,0
Probabilidade de falha do evento W3	1.1E-01	1,3E-01	1,2E-01	6,9E-01	1.1E-01
Probabilidade de falha do evento W4	7.9E-02	1,0E-01	9,1E-02	5,7E-01	7.9E-02
Probabilidade de falha do evento W5	4.6E-02	6,5E-02	5,5E-02	5,0E-01	4.6E-02
Frequência anual de blecaute	7.1E-05	2,4E-02	9,3E-04	4,4E-03	7.1E-05
FDNB sem o SRCN	2,8E-06	1,1E-03	3,8E-05	6,3E-04	1,3E-05
FDNB com o SRCN	6,0E-09	2,3E-06	8,4E-08	1,4E-06	2,8E-8

7.5 Comparações dos resultados

Os resultados obtidos são comparados de dois modos. No primeiro, fazem-se comparações com estudos de blecaute existentes na literatura. No segundo, a comparação é feita entre as configurações do Lab-GENE, sem o sistema passivo de remoção de calor residual (SRCN) e com o SRCN.

Com referência à primeira comparação, pode-se argumentar que comparações quantitativas com outros estudos devem ser interpretadas com restrições, em razão das diferenças de metodologia, características operacionais e características de projeto.

Na segunda comparação, os resultados entre as duas configurações do Lab-GENE evidencia, sem as restrições mencionadas, a vantagem da concepção avançada em relação à concepção tradicional, reafirmando a importância dos sistemas passivos para a segurança nuclear.

7.5.1 Comparação entre a FDNB do Lab-GENE e de reatores comerciais

Não há metas estabelecidas para o valor das frequências de danos no núcleo de blecaute. Entretanto, a Agência Internacional de Energia Atômica recomenda que a frequência total de danos no núcleo seja menor que 10^{-4} , com perspectiva de passar a 10^{-5} no futuro (IAEA-INSAG 3, 1988).

Mesmo sem levar em conta o SRCN, a frequência de danos no núcleo que deriva de um blecaute (FDNB) é inferior à meta da IAEA-INSAG 3 (1988); entretanto, isto não significa o atendimento à recomendação, pois essa conclusão só seria possível com a determinação da frequência de danos no núcleo produzida por todos os eventos iniciadores de acidentes (FDNT), tarefa não inclusa no escopo desta Dissertação.

Considerando-se a existência do SRCN, as FDNB do Lab-GENE são muito menores que a meta da IAEA; assim, apesar da observação acima, pode-se esperar, com grande possibilidade de acerto, o atendimento à meta da IAEA.

Os resultados do Lab-GENE são também comparados com resultados de avaliações da FDNB de 46 PWR comerciais dos Estados Unidos (TAB. E-1) e da Usina de Angra 1 (TAB. 1-2). As fontes dos dados são o “*Regulatory Effectiveness of the Station Blackout Rule*” (NUREG-1776, 2003) e a APS de Angra 1 (ELETRONUCLEAR, 1988).

No gráfico da FIG. 7-4, em escala logarítmica, o valor $1E-5$, corresponde, aproximadamente, ao valor médio da FDNB das usinas americanas. As barras abaixo desse valor representam as FDNB menores que a média. Admitindo-se a incerteza nos resultados da FDNB do Lab-GENE sem o SRCN, seus valores extremos considerados, isto é, o 5º e o 95º percentis, também inseridos na FIG. 7-4, situam-se muito próximos ao valores médio e mínimo das usinas americanas. Essa observação denota que na comparação do Lab-GENE com usinas comerciais de concepção tradicional, a FDNB do Lab-GENE é, na pior hipótese, igual à FDNB média das usinas comerciais mencionadas.

Os valores da FDNB do Lab-GENE com o Sistema de Resfriamento por Circulação Natural, também estão inseridos no gráfico da FIG. 7-4. Nota-se no gráfico que esses valores são somente maiores que a FDNB da Usina de Millstone 2, que é da ordem de $1E-10$. O “*Regulatory Effectiveness of the Station Blackout Rule*” (NUREG-1776, 2003), não explicita as razões para esse valor muito baixo na usina de Millstone 2. Sabe-se, contudo, que é uma instalação tipo PWR da Combustion Engineering, de 871 Mwe. Licenciada para operar em 1975 (NRC, 2003), não se trata, portanto, de um reator de concepção avançada.

Em resumo, a análise do gráfico na FIG. 7-4 demonstra a boa posição do valor da FDNB do Lab-GENE sem o SRCN, relativamente às usinas PWR americanas de concepção tradicional; revela também a destacada vantagem da concepção avançada do reator Lab-GENE.

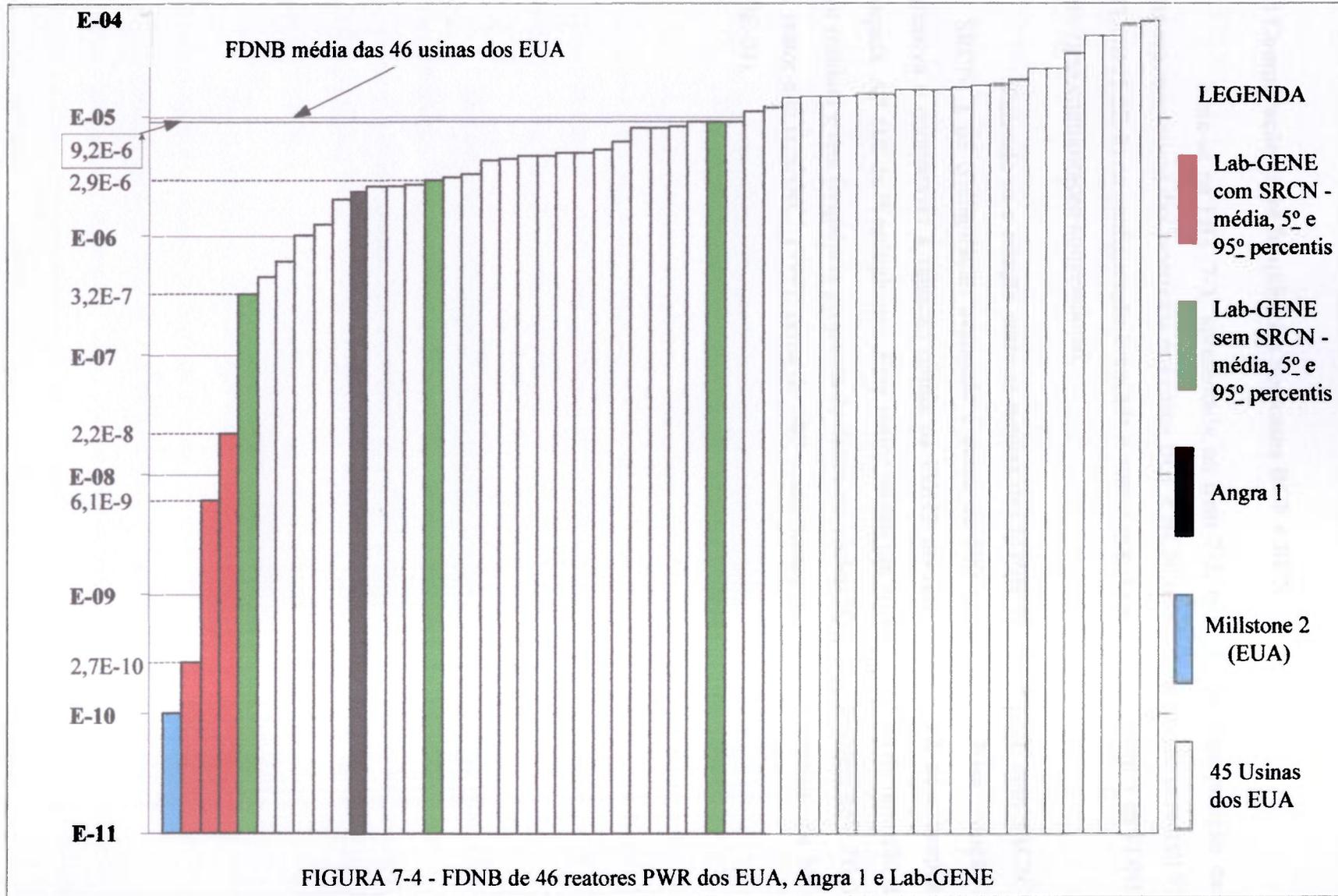


FIGURA 7-4 - FDNB de 46 reatores PWR dos EUA, Angra 1 e Lab-GENE

7.5.2 Comparação entre frequências nos casos BCF e BCN

Nota-se na FIG. 7-3, apresentada no item 7-3, que não há superposição das barras representativas das incertezas nos casos BCF e BCN; ou seja, o valor do percentil 95 da FDNB ($2,2E-8$) na configuração avançada é menor que o valor do percentil 5 da FDNB ($3,2E-7$) na configuração convencional.

Fazendo-se a relação entre as médias das FDNB do Lab-GENE com SRCN e sem SRCN, a da configuração avançada é cerca de 500 vezes menor. Essa redução é expressiva e comparável à redução obtida na FDNT do reator tipo PWR de concepção avançada, AP-600 da Westinghouse. Esse reator possui um sistema passivo de remoção do calor residual e tem frequência projetada de danos no núcleo (FDNT) da ordem de $1,7E-07$ por reator-ano (USNRC, 1999), cerca de 600 vezes menor que o atual requisito da NRC ($1,0E-04$).

8 CONCLUSÃO

Utilizando métodos de análise probabilística foram calculadas as FDNB do reator Lab-GENE. Demonstrou-se que o Lab-GENE, em sua concepção tradicional, apresenta FDNB inferior à média de reatores PWR comerciais de projeto convencional. Com a incorporação ao reator analisado de um sistema de remoção de calor residual com características passivas, produzem-se ganhos acentuados em segurança, reduzindo-se em cerca de 500 vezes a FDNB média.

Avaliou-se que o sistema de geração diesel de emergência é especialmente importante para a FDNB do Lab-GENE. O exame de sensibilidade da FDNB às variações nas probabilidades de eventos básicos demonstrou a importância de se manter níveis elevados de confiabilidade nos geradores diesel de emergência.

A probabilidade de falha em ações humanas de recuperação da energia elétrica em CA apresenta razoável potencial de redução; nesse sentido são determinantes a existência de procedimentos detalhados e o treinamento adequado de operadores. Todavia sua influência na FDNB é apenas moderada.

Em relação ao sistema de resfriamento passivo, verifica-se que suas quatro válvulas respondem com mais de 90% para a probabilidade de falha e, como o sistema de resfriamento passivo contribui para a FDNB em todas as seqüências acidentais, a máxima confiabilidade das válvulas deve ser mantida, mediante rigoroso controle de inspeções e testes periódicos.

No decorrer das análises efetuadas, observou-se que o sistema de alimentação de corrente contínua destaca-se entre os sistemas suporte, ou auxiliares, como fundamental para a segurança nuclear. Não só em virtude da sua influência na operação de diversos sistemas vitais para a segurança, como por sua participação nas ações de recuperação de energia elétrica em corrente alternada. Portanto, a elevada confiabilidade de seus componentes deve ser mantida.

Uma das características do Lab-GENE é o encapsulamento de suas bombas de refrigerante primário, o que elimina uma das possibilidades de vazamento do refrigerante

nos selos das bombas durante o blecaute. Todavia, na análise das seqüências acidentais observaram-se situações em que a seqüência é bem sucedida, mas ocorre um pequeno LOCA. É o caso dos alívios prolongados de vapor do PZ para o tanque de descarga. Mesmo com o sucesso da operação e a recuperação do blecaute, o tanque se enche e descarrega para a contenção, caracterizando o pequeno LOCA.

Fatores adicionais podem aumentar a FDNB do Lab-GENE. Entre eles estão as contribuições de eventos que não tenham sido identificados e eventos externos, como tornados, incêndios e terremotos, não considerados no estudo. Os eventos externos podem degradar a contenção, de modo a produzir liberações maiores do que as que seriam produzidas por eventos internos.

8.1 Contribuição

Em virtude da importância do evento de blecaute para a FDNB, o trabalho apresenta conclusões relevantes e desenvolve metodologia de análise e cálculo que poderá ser empregada para estudos de outros iniciadores de acidentes.

Acredita-se também que possa contribuir para consolidar a idéia de uso da análise probabilística, associada à engenharia econômica, como meio de tomada de decisão na escolha de configurações de sistemas e no estabelecimento de critérios, especialmente, na fase de concepção de uma usina nuclear.

Outra possível contribuição resulta da própria característica integrativa das ações do analista de segurança. Em virtude da necessidade de esclarecer e registrar as seqüências das ações de resposta da planta aos eventos iniciadores, o trabalho gera uma perspectiva de maior integração multidisciplinar.

Por fim, um subproduto da atividade principal é a possibilidade de ampliação e divulgação dos conhecimentos do código SAPHIRE, um programa aceito pelos órgãos reguladores da atividade nuclear e adotado para a realização de APS em usinas nucleares.

8.2 Sugestão de outros trabalhos

Sugere-se a aplicação da metodologia usada para avaliação das freqüências de danos no núcleo produzidas por outros iniciadores de acidentes, entre os quais o sistema de distribuição elétrica em corrente contínua.

As paradas para manutenção e testes dos DG com o reator em operação têm efeitos benéficos óbvios na confiabilidade do sistema. Todavia, aumentam os períodos de indisponibilidade dos DG. O modelo probabilístico permite encontrar o ponto próximo ao equilíbrio entre esses dois fatores de influência, com ajuda de experiência operacional e com dados de falha específicos; o trabalho a realizar seria a avaliação dos intervalos ideais de manutenção dos itens críticos, tais como os geradores diesel de emergência..

A avaliação dos tempos ideais máximos de operação do reator com itens críticos fora de sua condição de trabalho é outro trabalho que poderá ser feito.

APÊNDICE A- Cálculo da probabilidade de insucesso dos eventos V1 e V2

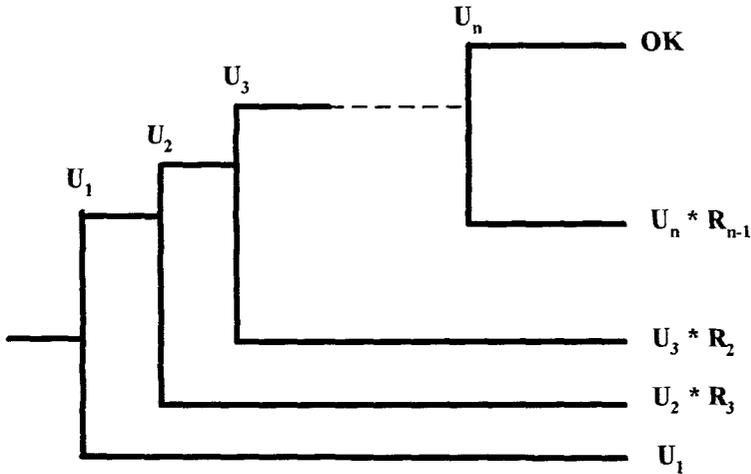
Embora relacionados como eventos básicos, V1 e V2 são relativamente complexos, idênticos e consistem, respectivamente, na falha da válvula de alívio nos geradores de vapor GV1 e GV2, em aliviar vapor do circuito secundário. A válvula de alívio, uma vez solicitada a aliviar, deverá abrir e, após o alívio, fechar. Os ciclos de abertura e fechamento devem se suceder até o esgotamento da água do GV, ou até que o SRCF seja restaurado. Assim, a probabilidade de falha do evento depende não só das probabilidades de falha de abertura e de fechamento da válvula, mas também da probabilidade de recuperação de CA para o SRCF. Quanto maior o tempo aliviando, maior a probabilidade de falha na válvula e menor a probabilidade de não recuperação de CA; a composição dessas duas probabilidades é analisada a seguir.

Há duas válvulas em cada GV; uma de alívio e outra de segurança. As probabilidades de falha de cada uma são:

	Probabilidade de abrir	Probabilidade de fechar	Base de dados
Válvula de segurança	3,000E-004/demanda	3,000E-003/demanda	INEEL
Válvula de alívio	3,000E-003/demanda	3,000E-003/demanda	INEEL

Um ciclo de alívio consiste na abertura de uma válvula e seu posterior fechamento. Como há duas válvulas, a probabilidade total de falha em abrir será de 9,000E-007/d. Para fechar a probabilidade será de 3,000E-003/demanda, já que basta que uma das válvulas falhe em fechar para o insucesso da ação. Sendo relativamente pequena, a probabilidade de falha para abrir foi desprezada.

Seja U_i a probabilidade de falha da válvula de alívio em cada uma de i tentativas de abertura e fechamento. E seja R_i a probabilidade acumulada de falha na recuperação de CA para o SRCF, a cada instante consecutivo a um ciclo de operação bem sucedido da válvula.



Como pode ser observado na árvore acima, a probabilidade de insucesso no alívio será dada por:

$$P = U_1 + U_2 * R_1 + U_3 * R_2 + \dots + U_n * R_{n-1}$$

Sendo $U_1 = U_2 = U_3 = \dots = U_n = U = 3,000E-003/d$, a expressão reduz-se a:

$$P = U (1 + R_1 + R_2 + \dots + R_{n-1})$$

Para que um alívio seja bem sucedido, a recuperação de CA deverá ocorrer em, no máximo, 20 minutos depois de iniciado o processo de alívio. Nesse tempo são previstos cerca de 15 ciclos de operação da válvula. Assumindo que 7 ciclos ocorrem nos primeiros 10 minutos; que nesse período a probabilidade de não recuperar CA é 1; e que nos 8 ciclos seguintes a variação de R seja linear, teremos:

$$P = U (1 + R_8 + R_9 + \dots + R_{14})$$

O valor de R_{n-1} (no caso, R_{14}) é aproximadamente igual a R_n cuja probabilidade é a do evento R1-OIDG123 na árvore de falhas W1, ao qual atribuiu-se o valor de 0,5 (TAB. 6-4).

Portanto, $P = 3,000E-3 * 0,80 * 8 = 1,920E-002$, onde 0,80 é a média de $(1 + R_8 + R_9 + \dots + R_{14})$, calculada aproximando R_{n-1} a 0,6.

Em seguida à recuperação de CA, a válvula deverá continuar o alívio por cerca de 20 minutos, tempo previsto para o realinhamento do SRCF. No decorrer desses 20

minutos são previstos cerca de 25 ciclos de operação da válvula de alívio (em adição aos 15 ciclos no período anterior).

A probabilidade total de falha dos eventos V1 e V2 será: $P_t = P + P_7 + P_{25}$,
onde $P_{25} = 1 - (1 - P_{\text{fechar}})^{25} = 7,200\text{E-}002$ e $P_7 = 1 - (1 - P_{\text{fechar}})^7 = 2,100\text{E-}002$

Finalmente, a probabilidade de insucesso nos eventos V1 e V2 será:

$$P_t = 1,920\text{E-}002 + 2,100\text{E-}002 + 7,200\text{E-}002 = 1,122\text{E-}001$$

Se a possibilidade de recuperação fosse desprezada, o valor obtido para P_t não seria muito diferente:

$$P_t = 1 - (1 - P_{\text{fechar}})^{40} = 1,130\text{E-}001$$

APÊNDICE B- Cálculo da probabilidade de insucesso dos eventos Q2, Q3 e Q4

Os eventos Q2, Q3 e Q4 são relativamente complexos, idênticos e consistem na falha da válvula de alívio do pressurizador PZ em aliviar vapor do circuito primário. A válvula de alívio, uma vez solicitada a aliviar, deverá abrir e, após o alívio, voltar a fechar.

Esses ciclos de abertura e fechamento devem se suceder por um tempo máximo de cerca de 120 minutos, ou antes, se o SRCF for restaurado. Assim, a probabilidade de falha do evento depende não só das probabilidades de falha de abertura e de fechamento da válvula, mas também da probabilidade de recuperação de CA para o SRCF. Quanto maior o tempo de alívio, maior será a probabilidade de falha na válvula e menor a probabilidade de não recuperação de CA; a composição dessas duas probabilidades é analisada a seguir.

Há duas válvulas no PZ; uma de alívio e outra de segurança. As probabilidades de falha de cada uma são:

	Probabilidade de abrir	Probabilidade de fechar	Base de dados
Válvula de segurança	3,000E-004/demanda	3,000E-003/demanda	INEEL
Válvula de alívio	3,000E-003/demanda	3,000E-003/demanda	INEEL

Um ciclo de alívio consiste na abertura de uma válvula e seu posterior fechamento. Como para abrir há duas válvulas, a probabilidade total de abertura será de 9,000E-007/d. Para fechar, a probabilidade será de 3,000E-003/demanda, já que basta que uma das válvulas falhe em fechar para o insucesso da ação. Sendo relativamente pequena, a probabilidade de falha para abrir foi desprezada.

Seja U a probabilidade de falha em cada uma de i tentativas de abertura e fechamento da válvula e R_i a probabilidade acumulada de falha na recuperação de CA para o SRCF, em cada instante consecutivo a um ciclo de operação bem sucedido da válvula.

A probabilidade de insucesso no alívio será dada por:

$$P = U_1 + U_2 * R_1 + U_3 * R_2 + \dots + U_n * R_{n-1}$$

$$\text{Como } U_1 = U_2 = U_3 = \dots = U_n = U = 3,000E-003/d$$

$$P = U (1 + R_1 + R_2 + \dots + R_{n-1})$$

Embora Q2, Q3 e Q4 sejam idênticos, eles ocorrem em momentos diferentes e por isso a probabilidade de recuperação de CA influencia diferentemente cada um desses eventos.

Analisemos Q2.

Para que um alívio seja bem sucedido, a recuperação de CA deverá ocorrer em, no máximo, 80 minutos depois de iniciado o processo de alívio. Nesse tempo são previstos cerca de 30 ciclos de operação da válvula. Assumindo que a variação de R seja linear, teremos:

$$P = U (1 + R_1 + R_2 + \dots + R_{29})$$

$P = 3,000E-3 * 0,56 * 30 = 5,040E-002$, onde 0,56 é média de $(1 + R_1 + R_3 + \dots + R_{29})$, calculada aproximando R_{n-1} a 0,12 (o valor de R_{n-1} é aprox. igual a R_n cuja probabilidade é a do evento topo na árvore de falhas $W3 = 0,11$, conforme TAB. 7-1)

Em seguida à recuperação de CA, a válvula deverá continuar o alívio por cerca de 40 minutos, tempo previsto para o realinhamento do SRCF. No decorrer desses 40 minutos são previstos cerca de 15 ciclos de operação da válvula de alívio (em adição aos 30 ciclos no período anterior).

A probabilidade total de falha do evento Q2 será então: $P_t = P + P_{15}$

$$\text{onde } P_{15} = 1 - (1 - P_{\text{fechar}})^{15} = 4,400E-002$$

$$\text{Finalmente, } P_t = 5,040E-002 + 4,400E-002 = 9,440E-002$$

Para os eventos Q3 e Q4, o critério de cálculo é o mesmo, alterando-se apenas as médias de $(1 + R_1 + R_3 + \dots + R_{29})$.

Para Q3, o valor de R_{n-1} será aproximado para 0,1 e a média será igual a 0,55 (com base na probabilidade do evento topo na árvore de falhas $W4 = 0,079$, conforme TAB. 7-1)

$$P = 3,000E-3 * 0,55 * 30 = 4,950E-002$$

e, finalmente, $P_t = 4,950E-002 + 4,400E-002 = 9,350E-002$

Para Q4, o valor de R_{n-1} será aproximado para 0,06 e a média será igual a 0,53 (com base na probabilidade do evento topo na árvore de falhas $W5 = 0,046$, conforme TAB. 7-1)

$$P = 3,000E-3 * 0,53 * 30 = 4,770E-002$$

e, finalmente, $P_t = 4,770E-002 + 4,400E-002 = 9,170E-002$

Se a possibilidade de recuperação de CA tivesse sido desprezada, nos três casos o valor de P_t seria: $P_t = 1 - (1 - P_{\text{fechar}})^{45} = 1,260E-001$

APÊNDICE C – Árvores de falha

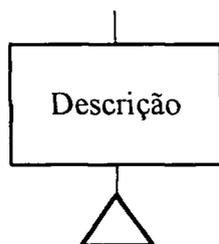
Nas árvores de falha, mostradas a seguir, omitiram-se as partes referentes aos trens de cargas redundantes, pois suas estruturas são as mesmas que as dos trens de cargas apresentados; os símbolos usados são os seguintes:



Portão lógico "OU"



Portão lógico "E"



Portão transferência



Evento básico

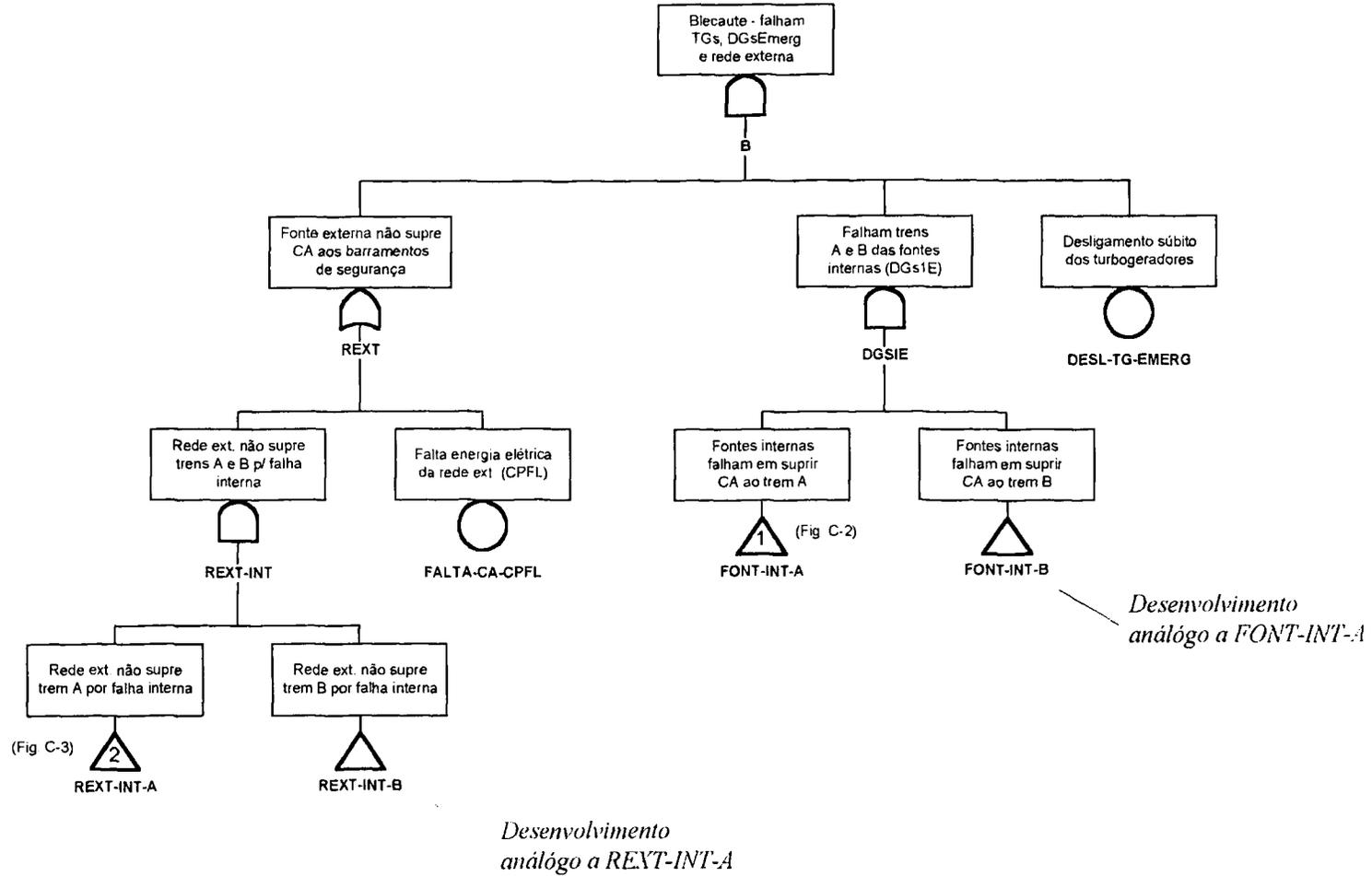


FIGURA C-1 - Árvore de falhas do evento blecaute (B) - parte 1

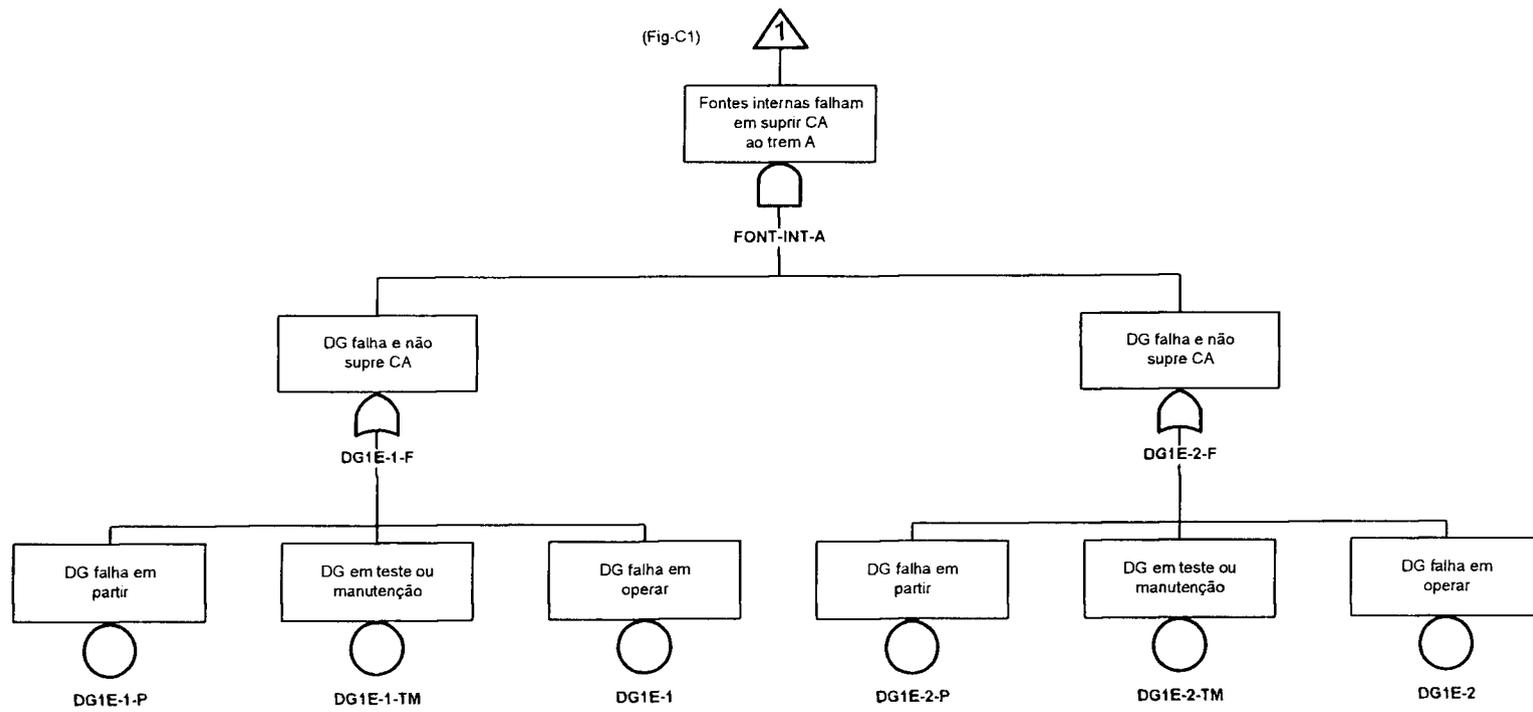


FIGURA C-2 - Árvore de falhas do evento blecaute (B) - parte 2

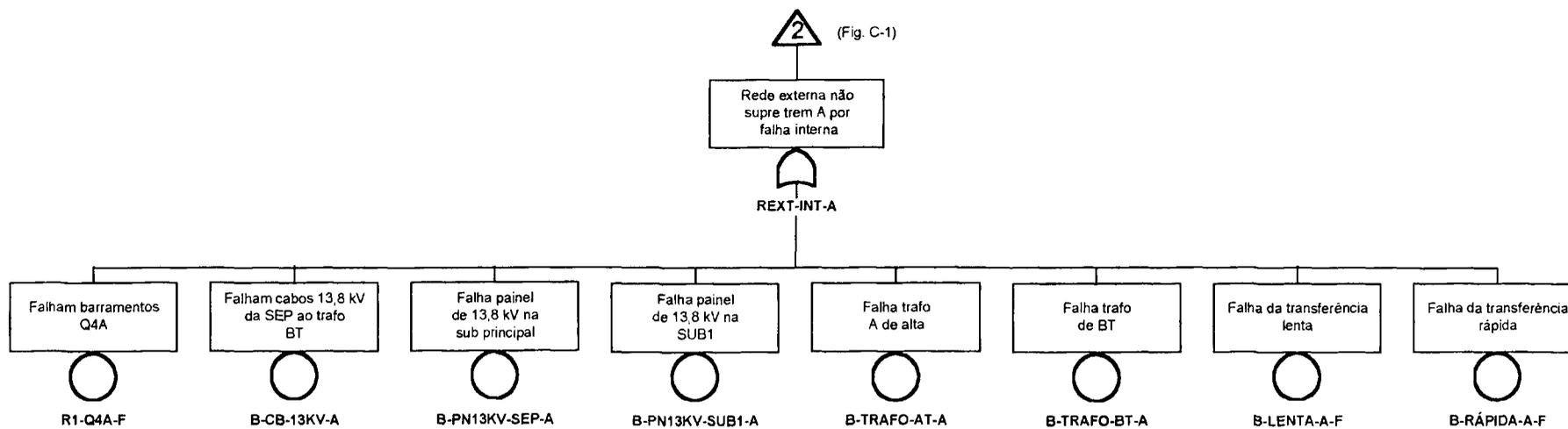


FIGURA C-3 - Árvore de falhas do evento blecaute (B) - parte 3

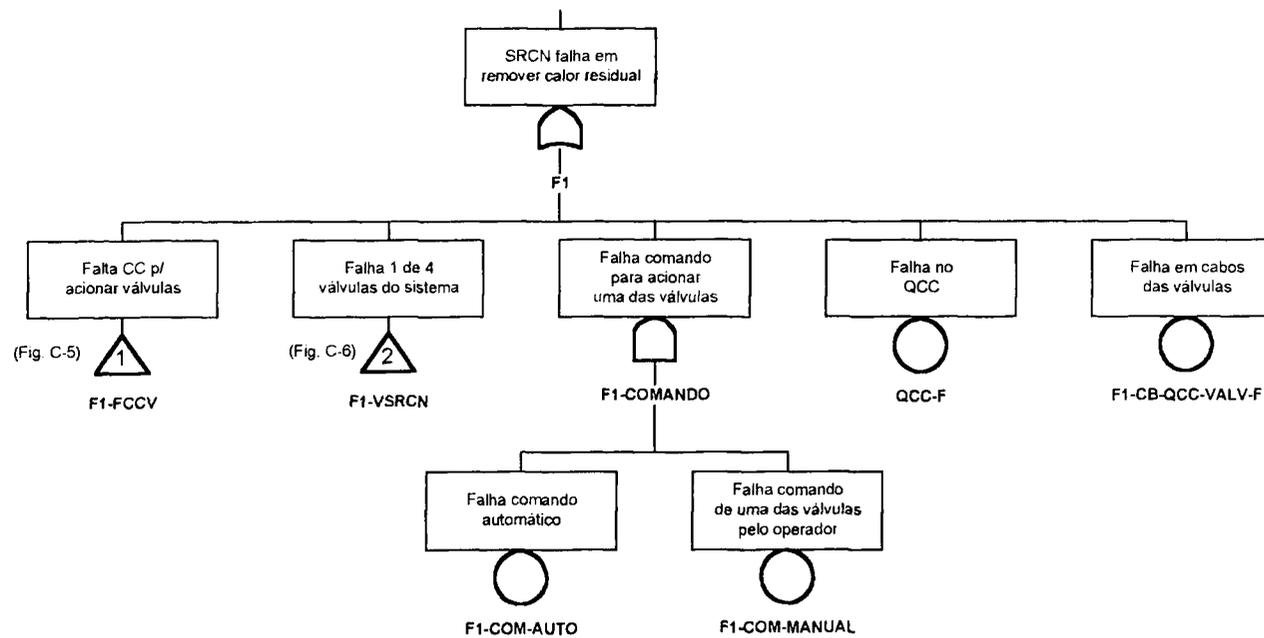


FIGURA C-4 - Árvore de falhas do evento topo F1 - parte 1

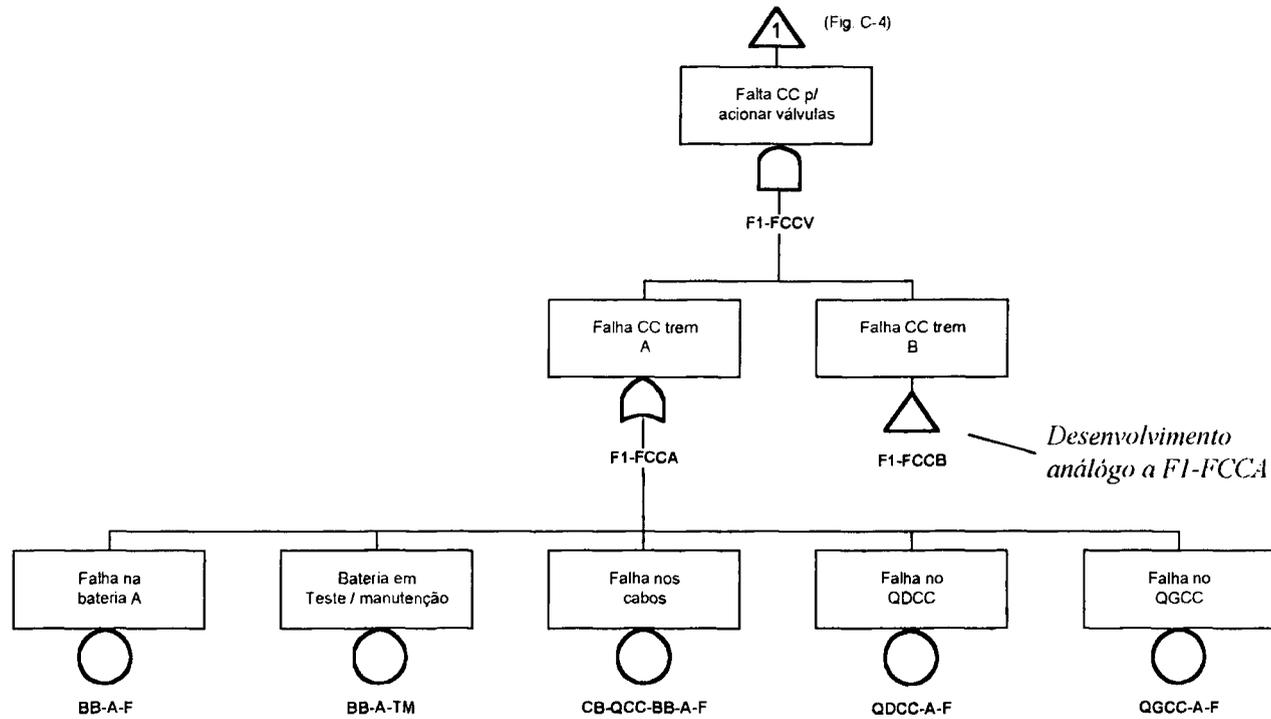


FIGURA C-5 - Árvore de falhas do evento topo F1 - parte 2

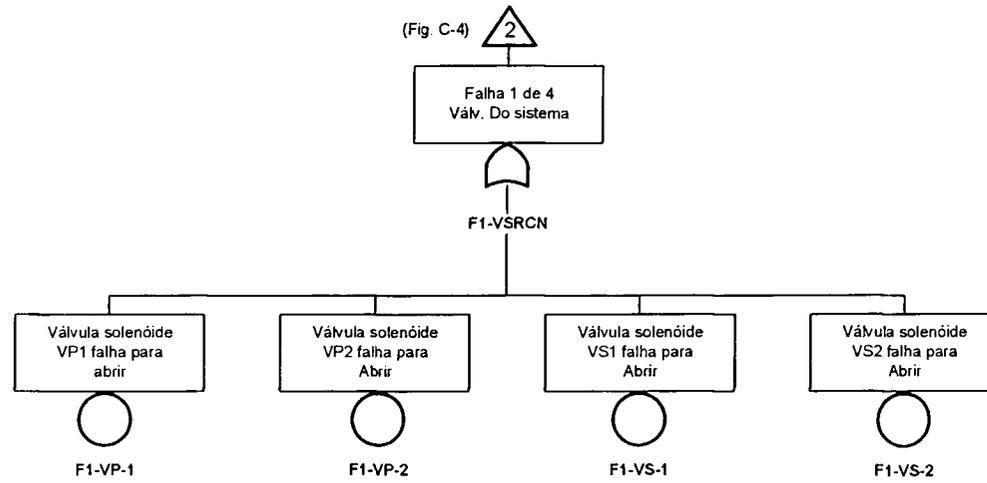


FIGURA C-6 - Árvore de falhas do evento topo F1 - parte 3

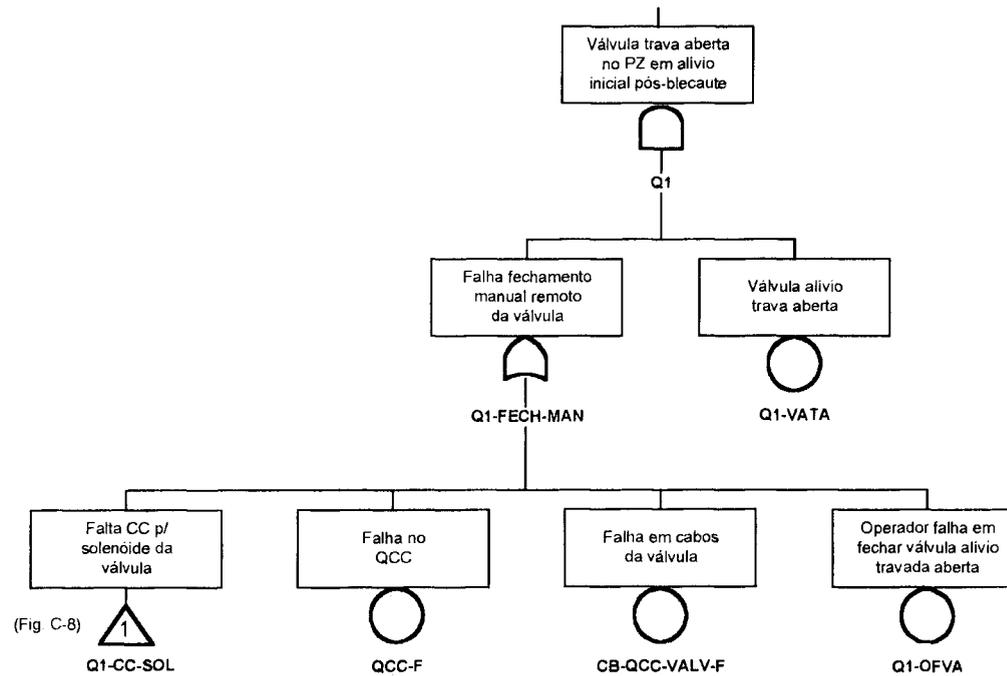


FIGURA C-7 - Árvore de falhas do evento topo Q1 - parte 1

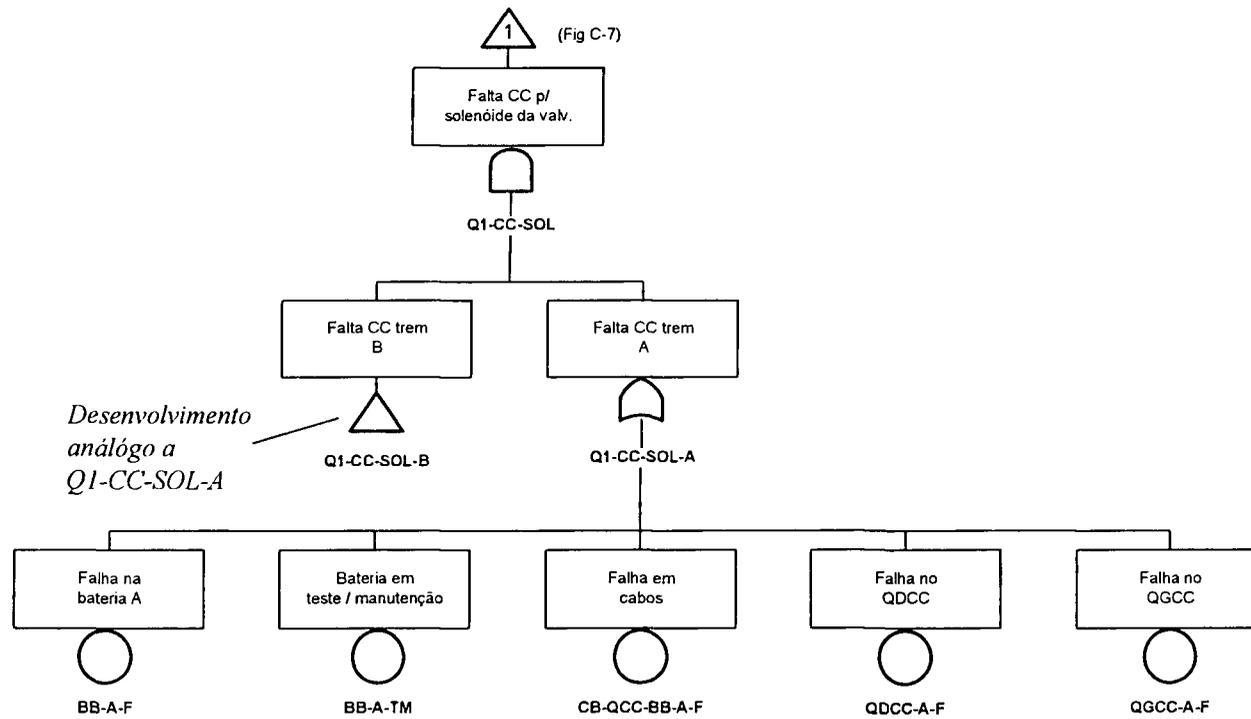


FIGURA C-8 - Árvore de falhas do evento topo Q1 - parte 2

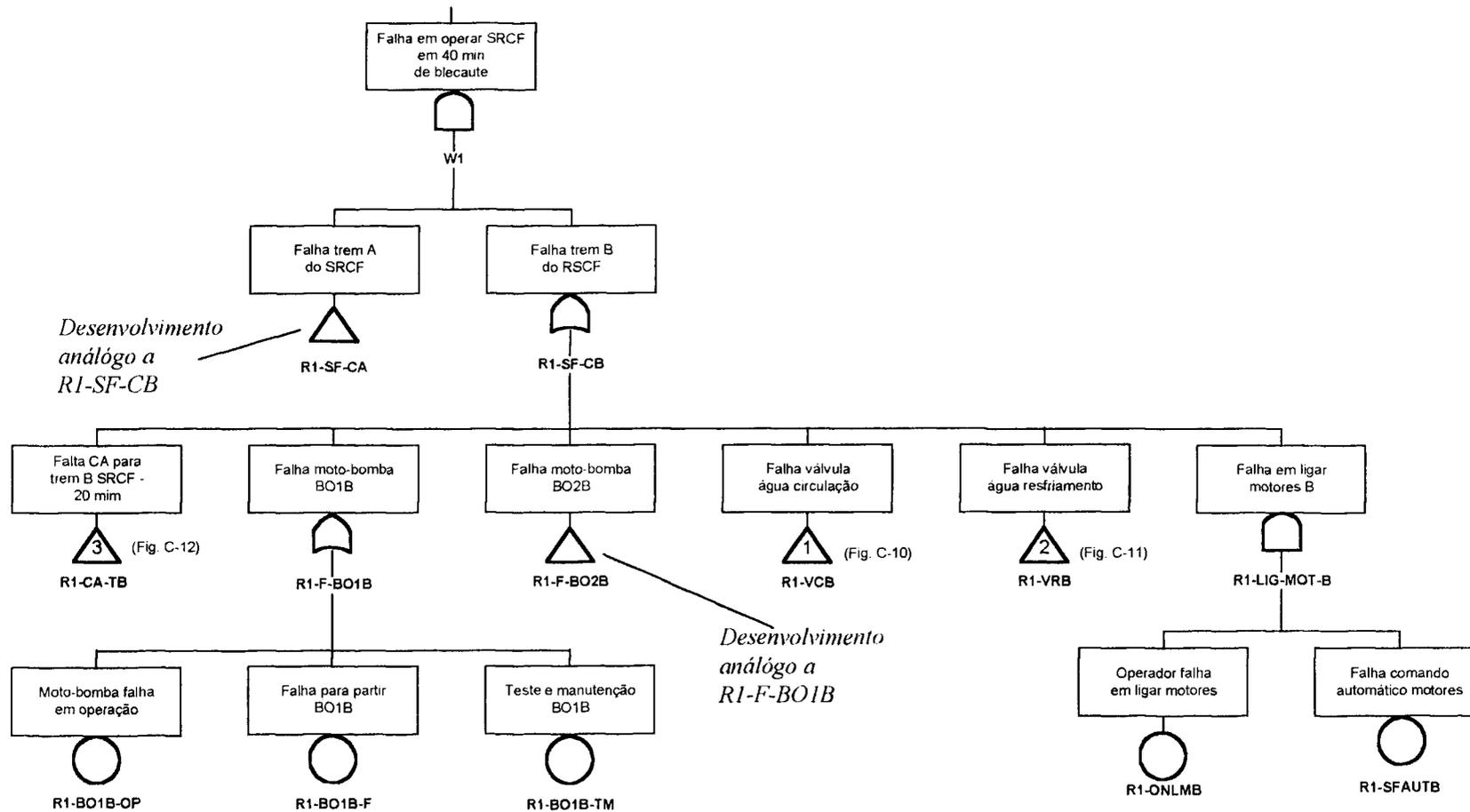


FIGURA C-9 - Árvore de falhas do evento topo W1 - parte 1

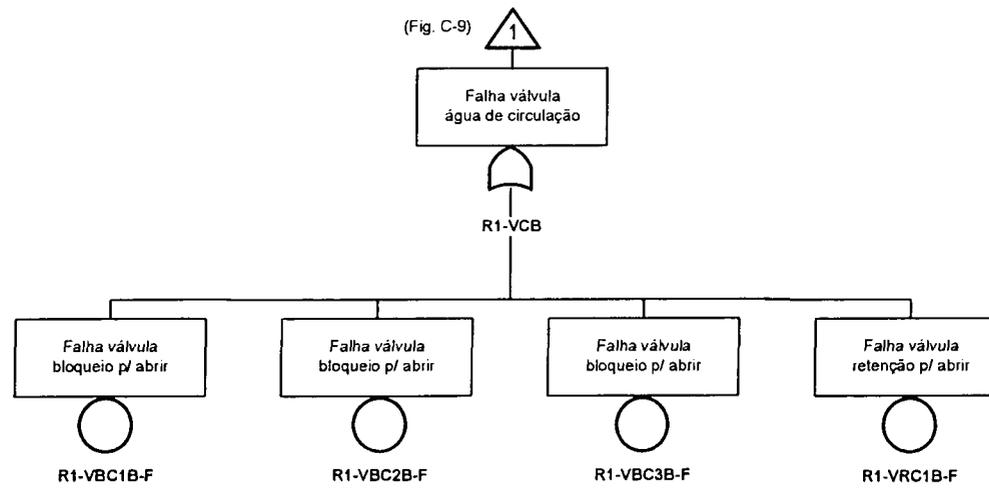


FIGURA C-10 - Árvore de falhas do evento topo W1 - parte 2

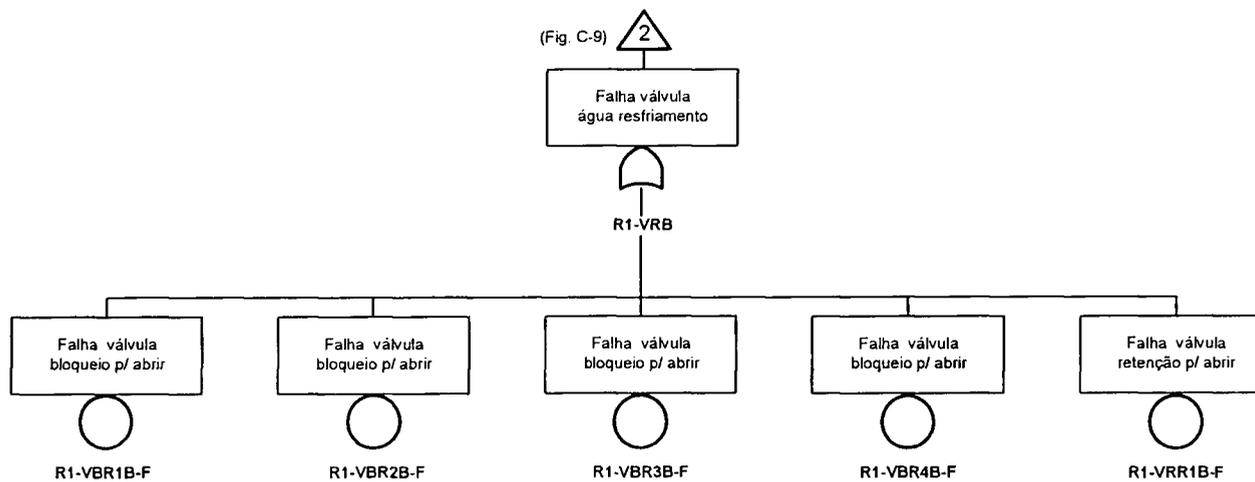


FIGURA C-11 - Árvore de falhas do evento topo W1 - parte 3

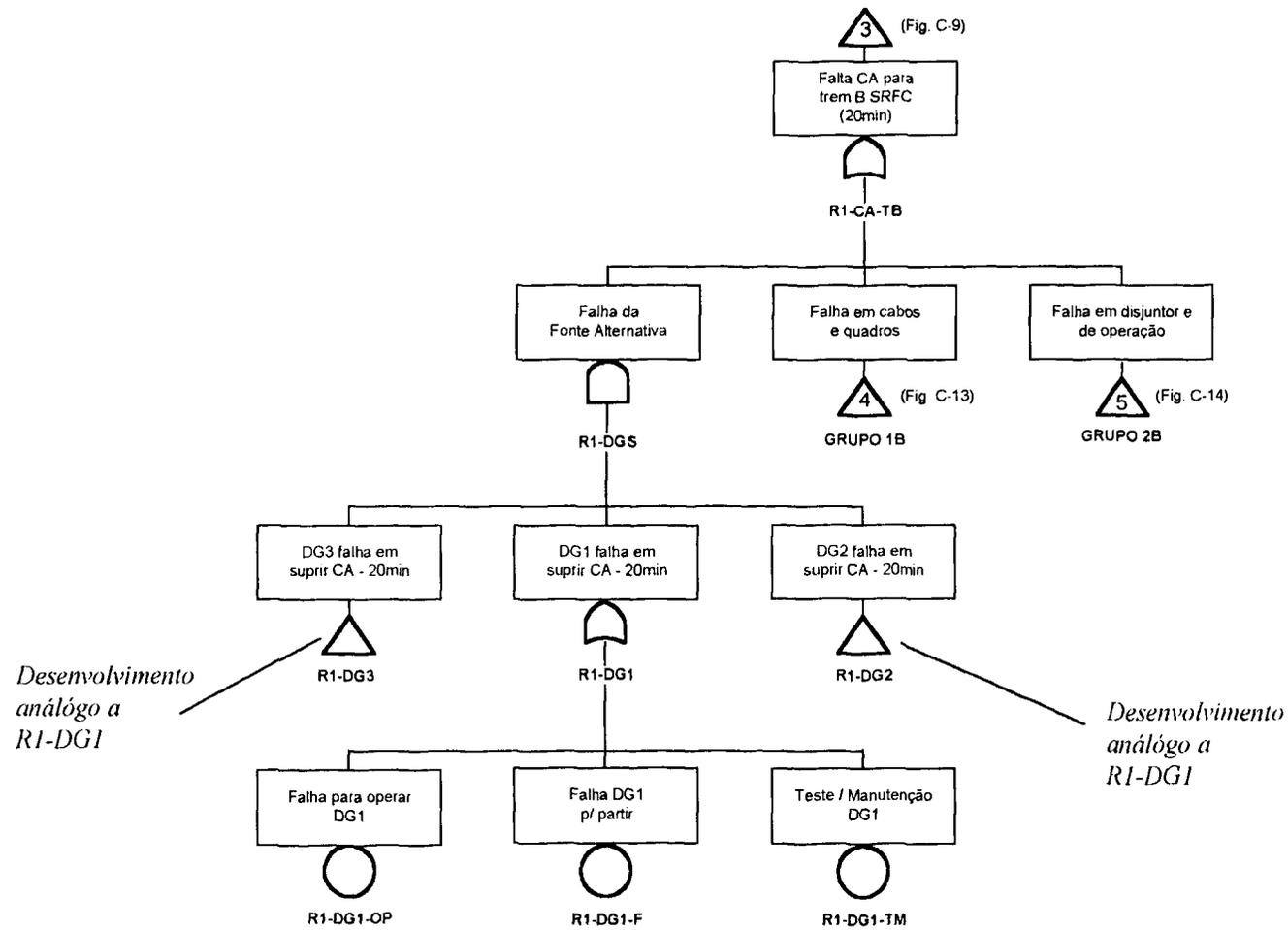


FIGURA C-12 - Árvore de falhas do evento topo W1 - parte 4

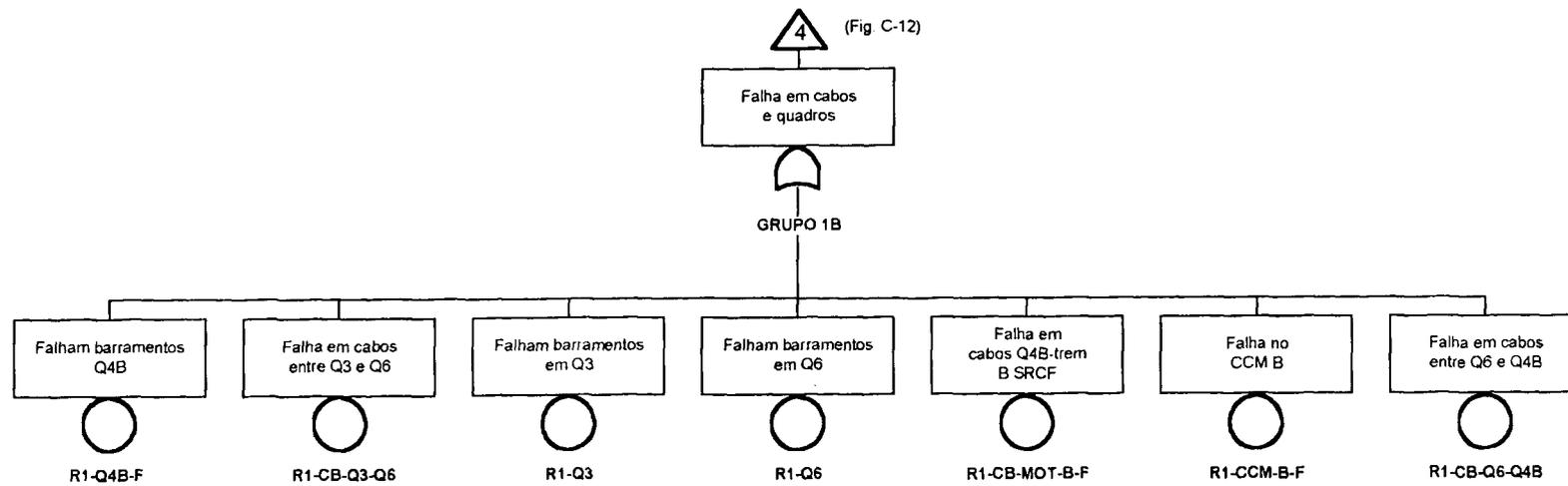


FIGURA C-13 - Árvore de falhas do evento topo W1 - parte 5

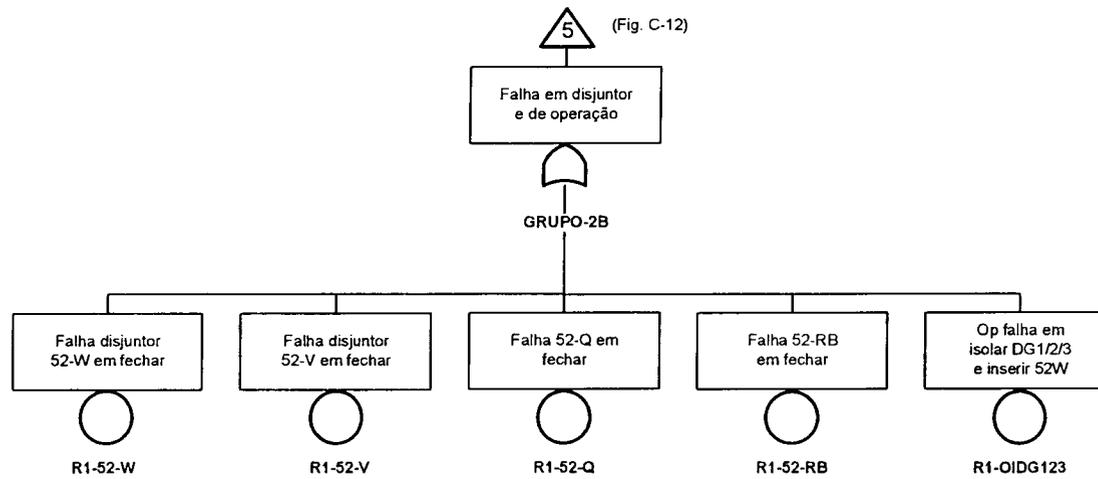


FIGURA C-14 - Árvore de falhas do evento topo W1 - parte 6

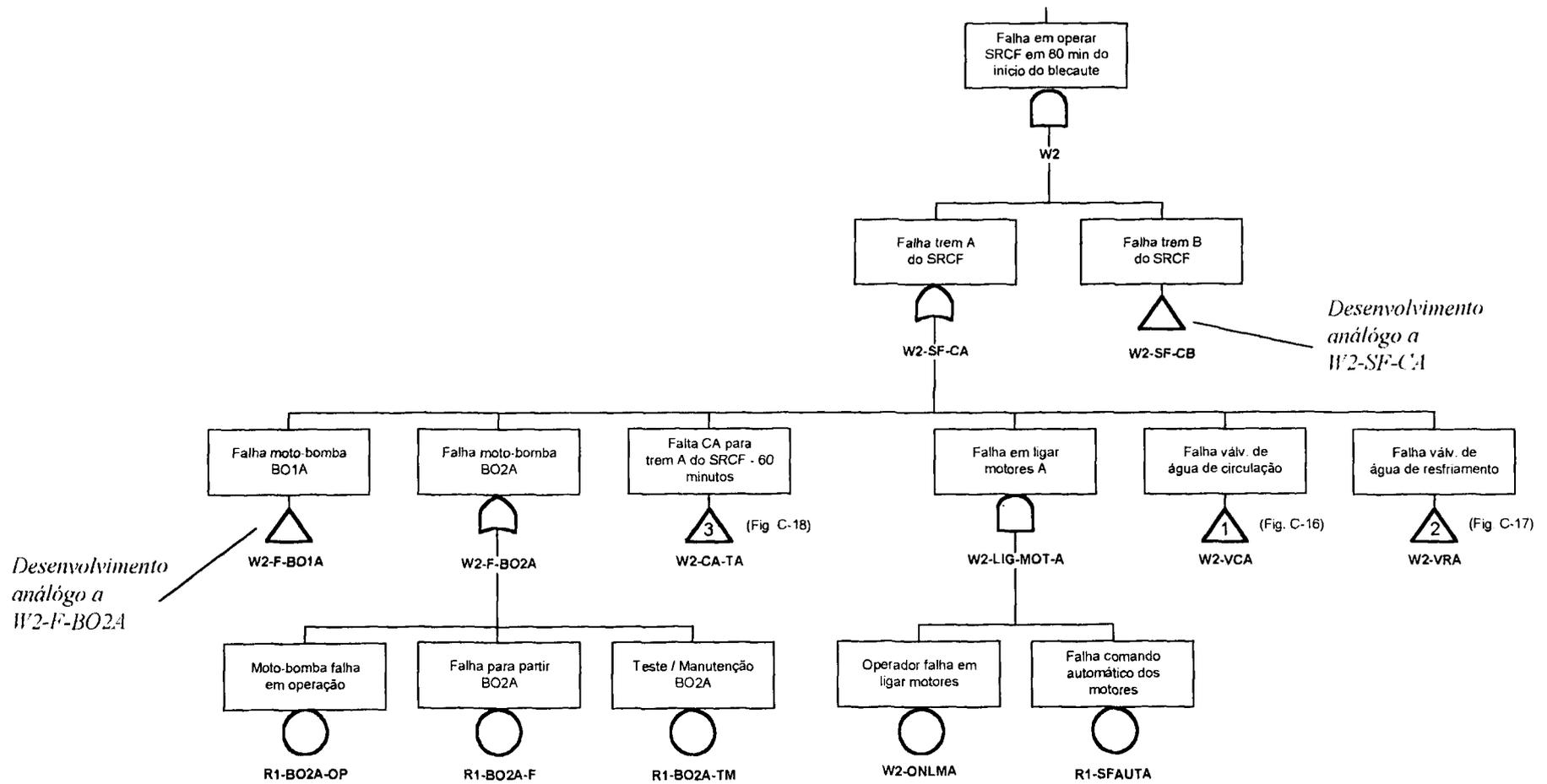


FIGURA C-15 - Árvore de falhas do evento topo W2 - parte I

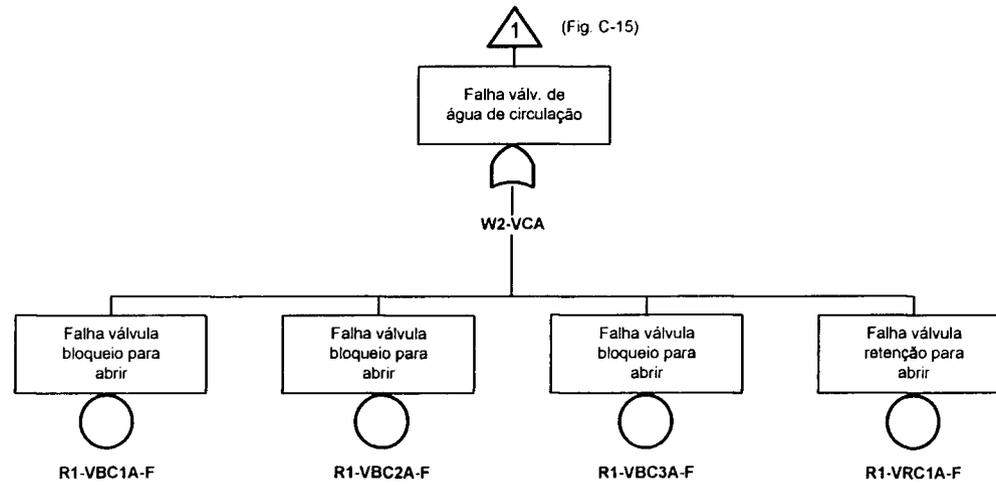


FIGURA C-16 - Árvore de falhas do evento topo W2 - parte 2

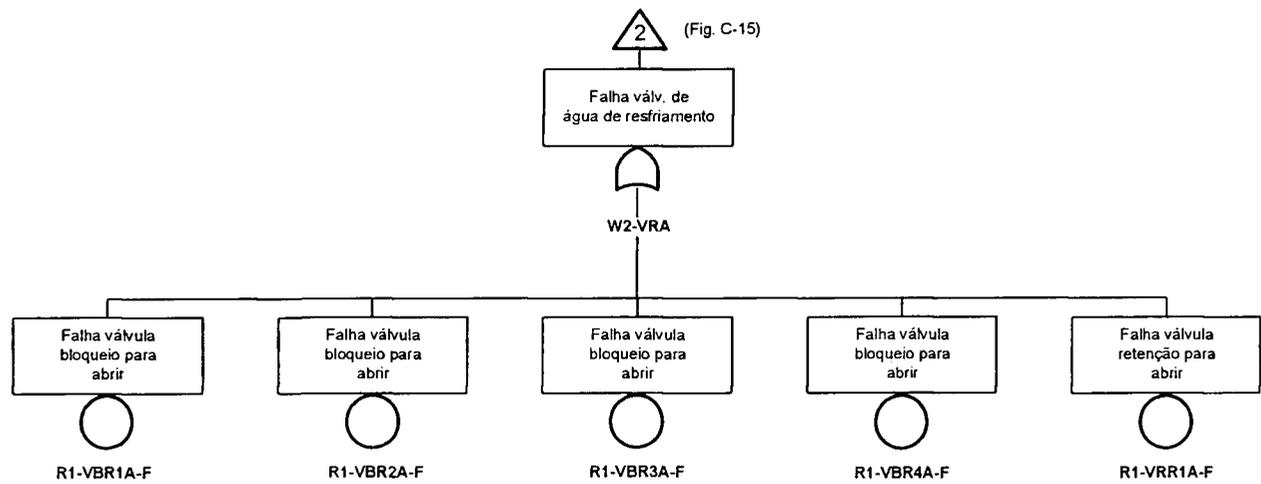


FIGURA C-17 - Árvore de falhas do evento topo W2 - parte 3

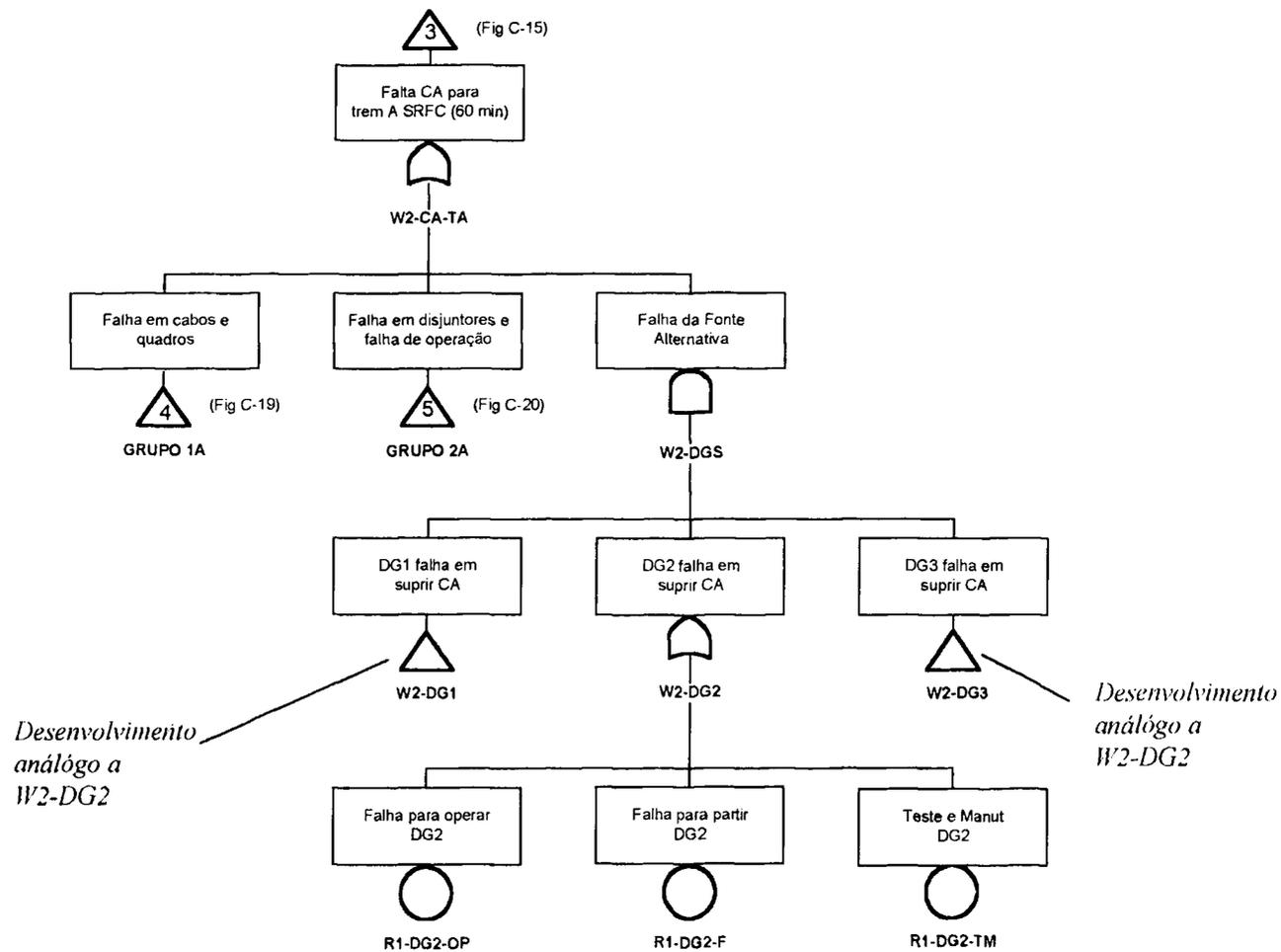


FIGURA C-18 - Árvore de falhas do evento topo W2 - parte 4

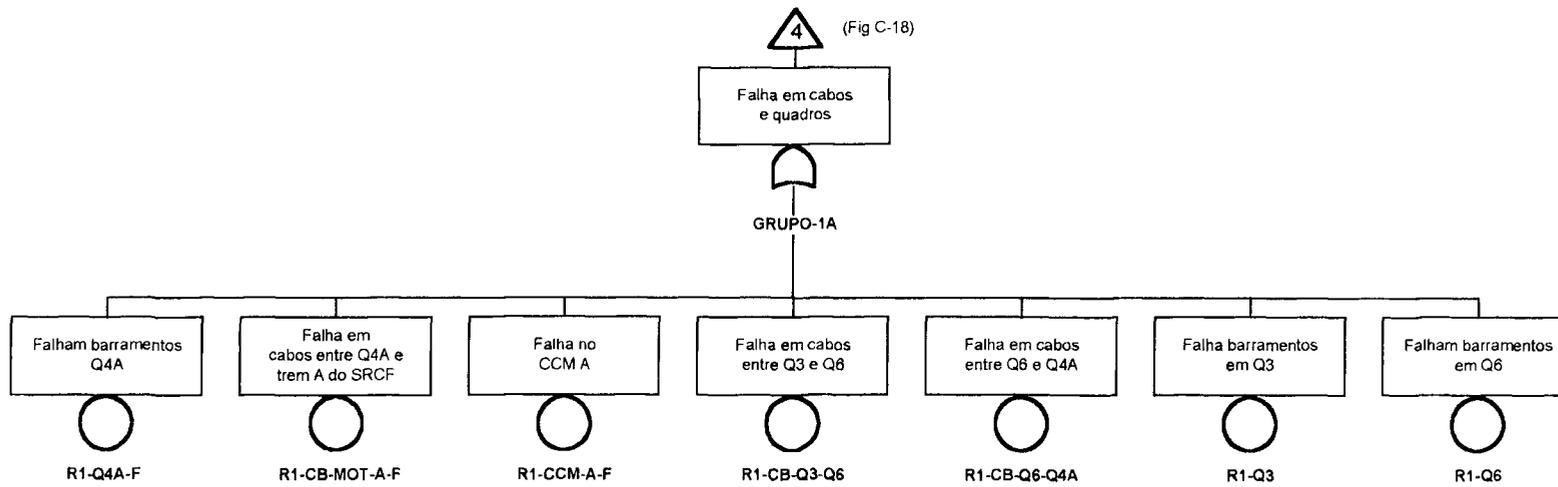


FIGURA C-19 - Árvore de falhas do evento topo W2 - parte 5

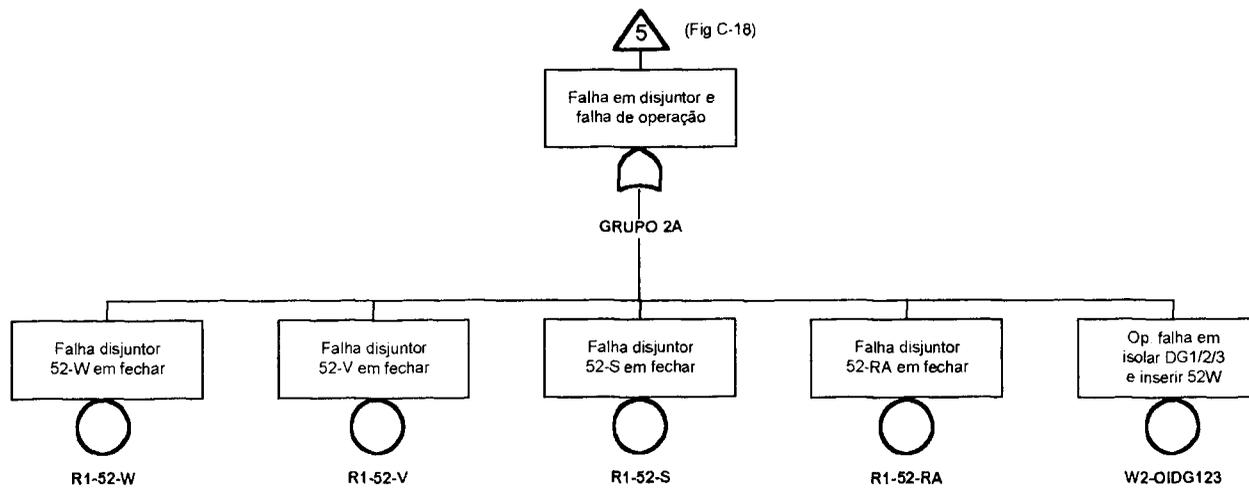


FIGURA C-20 - Árvore de falhas do evento topo W2 - parte 6

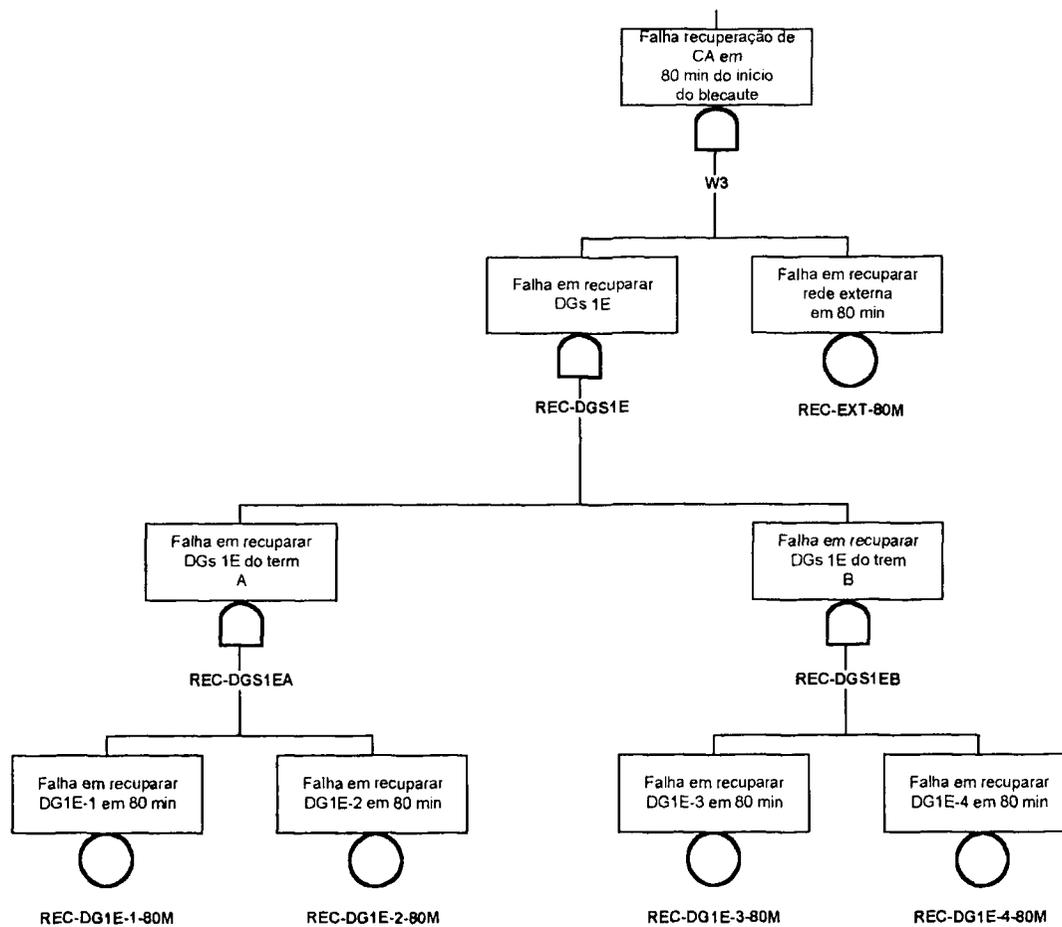


FIGURA C-21 - Árvore de falhas do evento topo W3

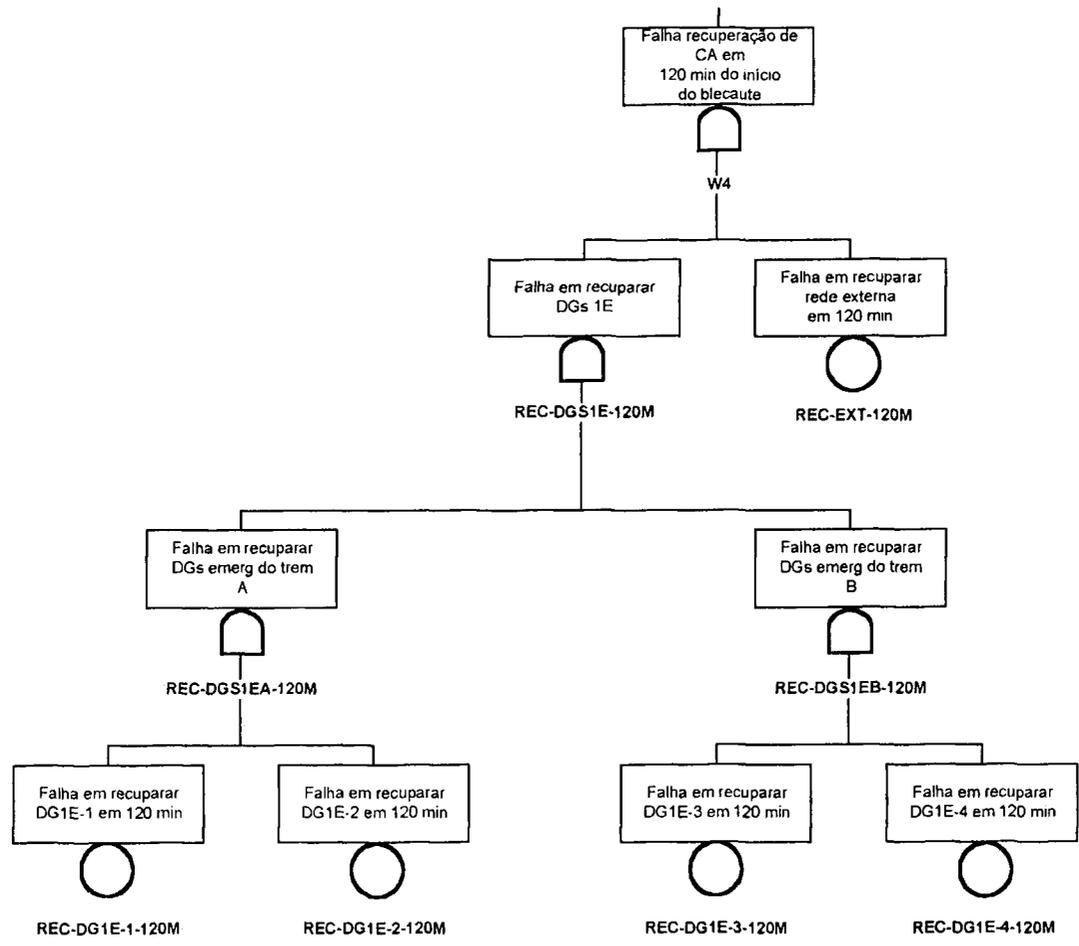


FIGURA C-22 - Árvore de falhas do evento topo W4

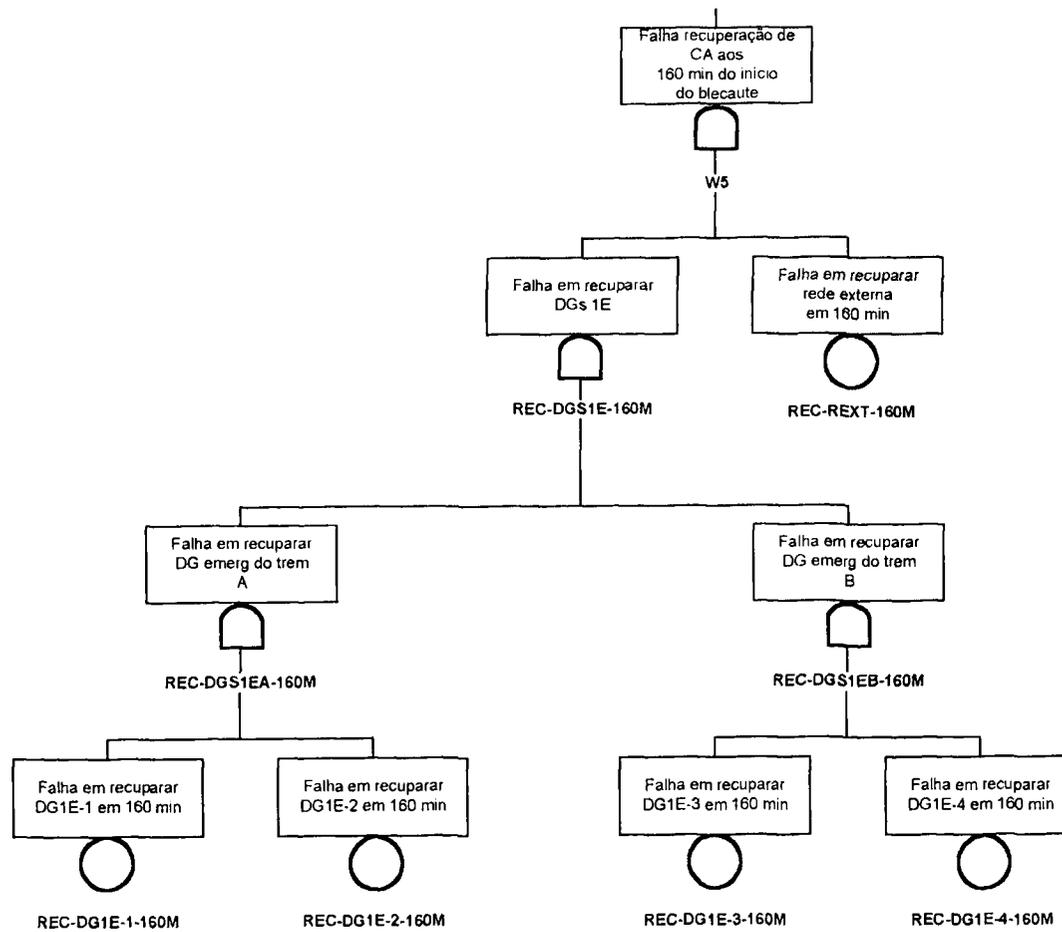


FIGURA C-23 - Árvore de falhas do evento topo W5

APÊNDICE D- Relações de cortes dominantes

TABELA D-1 – Relação parcial dos cortes dominantes nas seqüências acidentais da árvore de eventos BCF (estados finais -> DN-1F)

Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	23.3	23.3	6.5E-06	IE->BCF, Q4, W2-OIDG123 Seq->BCF, 04
2	36.7	13.3	3.7E-07	IE->BCF, Q3, R1-OIDG123, V1 Seq->BCF, 12
3	50.0	13.3	3.7E-07	IE->BCF, Q3, R1-OIDG123, V2 Seq->BCF, 08
4	61.7	11.7	3.2E-07	IE->BCF, REC-DG1E-1-160M, REC-DG1E-2-160M REC-DG1E-3-160M, REC-DG1E-4-160M REC-REXT-160M, W2-OIDG123, Seq->BCF, 3
5	72.9	11.3	3.1E-07	IE->BCF, R1-OIDG123, REC-DG1E-1-120M REC-DG1E-2-120M, REC-DG1E-3-120M REC-DG1E-4-120M, REC-REXT-120M, V1 Seq->BCF, 11
6	84.2	11.3	3.1E-07	IE->BCF, R1-OIDG123, REC-DG1E-1-120M REC-DG1E-2-120M, REC-DG1E-3-120M REC-DG1E-4-120M, REC-REXT-120M, V2 Seq->BCF, 07
7	88.0	3.8	1.1E-07	IE->BCF, Q1-OFVA, Q1-VATA, Seq->BCF, 17
8	91.1	3.0	8.4E-08	IE->BCF, Q2, V1, V2 Seq->BCF, 16
9	92.8	1.7	4.7E-08	IE->BCF, R1-OIDG123, REC-DG1E-1-80M REC-DG1E-2-80M, REC-DG1E-3-80M REC-DG1E-4-80M, REC-REXT-80M, V1, V2 Seq->BCF, 15
10	94.1	1.3	3.7E-08	IE->BCF, Q4, R1-CB-Q3-Q6 Seq->BCF, 04
11	95.8	0.9	2.6E-08	IE->BCF, DG1&DG2&DG3-MCO, Q4 Seq->BCF, 04
12	95.7	0.7	1.9E-08	IE->BCF, R1-CB-Q3-Q6, REC-DG1E-1-160M REC-DG1E-2-160M, REC-DG1E-3-160M REC-DG1E-4-160M, REC-REXT-160M Seq->BCF, 03

TABELA D-2 – Relação parcial dos cortes dominantes nas seqüências acidentais da árvore de eventos BCN (estados finais -> DN-1N) – parte 1

Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	5.6	5.6	5.099E-010	IE->BCN, F1-VP-1, Q4, W2-OIDG123, Seq->BCN, 05
2	11.1	5.6	5.099E-010	IE->BCN, F1-VP-2, Q4, W2-OIDG123, Seq->BCN, 05
3	16.7	5.6	5.099E-010	IE->BCN, F1-VS-1, Q4, W2-OIDG123, Seq->BCN, 05
4	22.3	5.6	5.099E-010	IE->BCN, F1-VS-2, Q4 W2-OIDG123, Seq->BCN, 05
5	25.3	3.0	2.747E-010	IE->BCN, F1-VP-1, Q3, R1-OIDG123, V2, Seq->BCN, 09
6	28.3	3.0	2.747E-010	IE->BCN, F1-VP-2, Q3, R1-OIDG123, V2, Seq->BCN, 09
7	31.3	3.0	2.747E-010	IE->BCN, F1-VS-1, Q3, R1-OIDG123, V2, Seq->BCN, 09
8	34.3	3.0	2.747E-010	IE->BCN, F1-VS-2, Q3 R1-OIDG123, V2, Seq->BCN, 09
9	37.3	3.0	2.747E-010	IE->BCN, F1-VP-1, Q3, R1-OIDG123, V1, Seq->BCN, 13
10	40.3	3.0	2.747E-010	IE->BCN, F1-VP-2, Q3, R1-OIDG123, V1, Seq->BCN, 13
11	43.3	3.0	2.747E-010	IE->BCN, F1-VS-1, Q3, R1-OIDG123, V1, Seq->BCN, 13
12	46.3	3.0	2.747E-010	IE->BCN, F1-VS-2, Q3, R1-OIDG123, V1, Seq->BCN, 13
13	49.1	2.8	2.547E-010	IE->BCN, F1-VS-1, REC-DG1E-1-160M REC-DG1E-2-160M, REC-DG1E-3-160M REC-DG1E-4-160M, REC-REXT-160M, W2-OIDG123, Seq->BCN, 04
14	51.8	2.8	2.547E-010	IE->BCN, F1-VP-2, REC-DG1E-1-160M REC-DG1E-2-160M, REC-DG1E-3-160M REC-DG1E-4-160M, REC-REXT-160M, W2-OIDG123, Seq->BCN, 04

TABELA D-2– Relação parcial dos cortes dominantes nas seqüências acidentais da árvore de eventos BCN (estados finais -> DN-1N) – parte 2

Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
15	54.6	2.8	2.547E-010	IE->BCN, F1-VP-1, REC-DG1E-1-160M REC-DG1E-2-160M, REC-DG1E-3-160M REC-DG1E-4-160M, REC-REXT-160M, W2-OIDG123, Seq->BCN, 04
16	57.4	2.8	2.547E-010	IE->BCN, F1-VS-2, REC-DG1E-1-160M REC-DG1E-2-160M, REC-DG1E-3-160M REC-DG1E-4-160M, REC-REXT-160M, W2-OIDG123, Seq->BCN, 04
17	59.9	2.5	2.323E-010	IE->BCN, F1-VP-1, R1-OIDG123 REC-DG1E-1-120M, REC-DG1E-2-120M REC-DG1E-3-120M, REC-DG1E-4-120M REC-REXT-120M, V1, Seq->BCN, 12
18	62.5	2.5	2.323E-010	IE->BCN, F1-VP-2, R1-OIDG123 REC-DG1E-1-120M, REC-DG1E-2-120M REC-DG1E-3-120M, REC-DG1E-4-120M REC-REXT-120M, V1, Seq->BCN, 12
19	65.0	2.5	2.323E-010	IE->BCN, F1-VS-1, R1-OIDG123 REC-DG1E-1-120M, REC-DG1E-2-120M REC-DG1E-3-120M, REC-DG1E-4-120M REC-REXT-120M, V2, Seq->BCN, 08
20	67.6	2.5	2.323E-010	IE->BCN, F1-VS-1, R1-OIDG123 REC-DG1E-1-120M, REC-DG1E-2-120M REC-DG1E-3-120M, REC-DG1E-4-120M REC-REXT-120M, V1, Seq->BCN, 12
21	70.1	2.5	2.323E-010	IE->BCN, F1-VS-2, R1-OIDG123 REC-DG1E-1-120M, REC-DG1E-2-120M REC-DG1E-3-120M, REC-DG1E-4-120M REC-REXT-120M, V1, Seq->BCN, 12
22	72.6	2.5	2.323E-010	IE->BCN, F1-VP-1, R1-OIDG123 REC-DG1E-1-120M, REC-DG1E-2-120M REC-DG1E-3-120M, REC-DG1E-4-120M REC-REXT-120M, V2, Seq->BCN, 08

TABELA D-3 – Relação parcial dos cortes dominantes na árvore de falhas do evento
Blecaute (B)

Cut	§	§	Cut	
No.	Total	Set	Frequency	Cut Sets
1	14.5	14.5	1.610E-005	DESL-TG-EMERG, DG1E-1-TM, DG1E-2-TM DG1E-3&4-MCO, FALTA-CA-CPFL
2	29.0	14.5	1.610E-005	DESL-TG-EMERG, DG1E-1&2-MCO, DG1E-3-TM DG1E-4-TM, FALTA-CA-CPFL
3	35.2	6.2	6.896E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1-TM, DG1E-2 DG1E-3&4-MCO, FALTA-CA-CPFL
4	41.4	6.2	6.896E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1, DG1E-2-TM DG1E-3&4-MCO, FALTA-CA-CPFL
5	47.6	6.2	6.896E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1&2-MCO, DG1E-3-TM DG1E-4, FALTA-CA-CPFL
6	53.8	6.2	6.896E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1&2-MCO, DG1E-3 DG1E-4-TM, FALTA-CA-CPFL
7	57.4	3.6	4.037E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1-TM, DG1E-2-TM DG1E-3&4-MCP, FALTA-CA-CPFL
8	61.1	3.6	4.037E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1&2-MCP, DG1E-3-TM DG1E-4-TM, FALTA-CA-CPFL
9	63.7	2.7	2.954E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1&2-MCO, DG1E-3, DG1E-4 FALTA-CA-CPFL
10	66.4	2.7	2.954E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1, DG1E-2, DG1E-3&4-MCO FALTA-CA-CPFL
11	68.0	1.6	1.772E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1, DG1E-2-TM, DG1E-3 DG1E-4, FALTA-CA-CPFL
12	69.6	1.6	1.772E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1-TM, DG1E-2, DG1E-3 DG1E-4, FALTA-CA-CPFL
13	71.2	1.6	1.772E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1, DG1E-2, DG1E-3-TM DG1E-4, FALTA-CA-CPFL
14	72.8	1.6	1.772E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1, DG1E-2, DG1E-3 DG1E-4-TM, FALTA-CA-CPFL
15	74.4	1.6	1.759E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1&2-MCO, DG1E-3-TM DG1E-4-P, FALTA-CA-CPFL
16	76.0	1.6	1.759E-006	DESL-TG-EMERG, DG1E-1-TM, DG1E-2-P DG1E-3&4-MCO, FALTA-CA-CPFL

TABELA D-4— Relação parcial dos cortes dominantes na árvore de falhas do evento
 “SRCN falha em remover o calor residual do núcleo (F1)”

Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	23.3	23.3	5.000E-004	F1-VP-1
2	46.6	23.3	5.000E-004	F1-VP-2
3	69.9	23.3	5.000E-004	F1-VS-1
4	93.2	23.3	5.000E-004	F1-VS-2
5	97.4	4.2	9.000E-005	F1-COM-AUTO, F1-COM-MANUAL
6	99.3	1.9	4.000E-005	F1-CB-QCC-VALV-F
7	99.7	0.5	9.600E-006	QCC-F
8	100.0	0.4	8.000E-006	BB-A&B-MCO
9	100.0	0.0	2.303E-007	CB-QCC-BB-A-F, CB-QCC-BB-B-F
10	100.0	0.0	3.839E-008	BB-A-F, CB-QCC-BB-B-F
11	100.0	0.0	3.839E-008	BB-B-F, CB-QCC-BB-A-F
12	100.0	0.0	1.920E-008	BB-A-TM, CB-QCC-BB-B-F
13	100.0	0.0	1.920E-008	BB-B-TM, CB-QCC-BB-A-F
14	100.0	0.0	6.399E-009	BB-A-F, BB-B-F
15	100.0	0.0	4.607E-009	CB-QCC-BB-A-F, QDCC-B-F
16	100.0	0.0	4.607E-009	CB-QCC-BB-B-F, QDCC-A-F
17	100.0	0.0	4.607E-009	CB-QCC-BB-A-F, QGCC-B-F
18	100.0	0.0	4.607E-009	CB-QCC-BB-B-F, QGCC-A-F
19	100.0	0.0	3.200E-009	BB-A-TM, BB-B-F
20	100.0	0.0	3.200E-009	BB-A-F, BB-B-TM
21	100.0	0.0	7.680E-010	BB-A-F, QDCC-B-F
22	100.0	0.0	7.680E-010	BB-B-F, QDCC-A-F
23	100.0	0.0	7.680E-010	BB-A-F, QGCC-B-F
24	100.0	0.0	7.680E-010	BB-B-F, QGCC-A-F
25	100.0	0.0	3.840E-010	BB-A-TM, QDCC-B-F
26	100.0	0.0	3.840E-010	BB-B-TM, QDCC-A-F
27	100.0	0.0	3.840E-010	BB-A-TM, QGCC-B-F
28	100.0	0.0	3.840E-010	BB-B-TM, QGCC-A-F
29	100.0	0.0	9.216E-011	QDCC-A-F, QDCC-B-F
30	100.0	0.0	9.216E-011	QDCC-A-F, QGCC-B-F

TABELA D-5– Relação parcial dos cortes dominantes na árvore de falhas do evento “falha alívio inicial de vapor no PZ (Q1)”

Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	100.0	100.0	1.500E-003	Q1-OFVA, Q1-VATA
2	100.0	0.0	1.200E-007	CB-QCC-VALV-F, Q1-VATA
3	100.0	0.0	2.880E-008	Q1-VATA, QCC-F
4	100.0	0.0	2.400E-008	BB-A&B-MCO, Q1-VATA
5	100.0	0.0	6.909E-010	CB-QCC-BB-A-F, CB-QCC-BB-B-F, Q1-VATA
6	100.0	0.0	1.152E-010	BB-A-F, CB-QCC-BB-B-F, Q1-VATA
7	100.0	0.0	1.152E-010	BB-B-F, CB-QCC-BB-A-F, Q1-VATA
8	100.0	0.0	5.759E-011	BB-A-TM, CB-QCC-BB-B-F, Q1-VATA
9	100.0	0.0	5.759E-011	BB-B-TM, CB-QCC-BB-A-F, Q1-VATA
10	100.0	0.0	1.920E-011	BB-A-F, BB-B-F, Q1-VATA
11	100.0	0.0	1.382E-011	CB-QCC-BB-A-F, Q1-VATA, QDCC-B-F
12	100.0	0.0	1.382E-011	CB-QCC-BB-B-F, Q1-VATA, QDCC-A-F
13	100.0	0.0	1.382E-011	CB-QCC-BB-A-F, Q1-VATA, QGCC-B-F
14	100.0	0.0	1.382E-011	CB-QCC-BB-B-F, Q1-VATA, QGCC-A-F
15	100.0	0.0	9.599E-012	BB-A-TM, BB-B-F, Q1-VATA
16	100.0	0.0	9.599E-012	BB-A-F, BB-B-TM, Q1-VATA
17	100.0	0.0	2.304E-012	BB-A-F, Q1-VATA, QDCC-B-F
18	100.0	0.0	2.304E-012	BB-B-F, Q1-VATA, QDCC-A-F
19	100.0	0.0	2.304E-012	BB-A-F, Q1-VATA, QGCC-B-F
20	100.0	0.0	2.304E-012	BB-B-F, Q1-VATA, QGCC-A-F
21	100.0	0.0	1.152E-012	BB-A-TM, Q1-VATA, QDCC-B-F
22	100.0	0.0	1.152E-012	BB-B-TM, Q1-VATA, QDCC-A-F
23	100.0	0.0	1.152E-012	BB-A-TM, Q1-VATA, QGCC-B-F
24	100.0	0.0	1.152E-012	BB-B-TM, Q1-VATA, QGCC-A-F
25	100.0	0.0	2.765E-013	Q1-VATA, QDCC-A-F, QDCC-B-F
26	100.0	0.0	2.765E-013	Q1-VATA, QDCC-A-F, QGCC-B-F
27	100.0	0.0	2.765E-013	Q1-VATA, QDCC-B-F, QGCC-A-F
28	100.0	0.0	2.765E-013	Q1-VATA, QGCC-A-F, QGCC-B-F

TABELA D-6– Relação parcial dos cortes dominantes na árvore de falhas do evento “falha em recuperar FA aos 20 minutos de blecaute e alinhar SRCF (W1)”

Cut No.	% Total	% Set	Frequency	Cut Sets
1	96.4	96.4	5.000E-001	R1-OIDG123
2	97.5	1.1	5.743E-003	R1-CB-Q3-Q6
3	98.3	0.8	3.992E-003	DG1&DG2&DG3-MCO
4	98.5	0.2	1.000E-003	DG1&DG2&DG3-MCP
5	98.6	0.1	5.476E-004	DG1&DG2-MCO, R1-DG3-TM
6	98.7	0.1	5.476E-004	DG1&DG3-MCO, R1-DG2-TM
7	98.8	0.1	5.476E-004	DG2&DG3-MCO, R1-DG1-TM
8	98.9	0.1	5.000E-004	R1-52-W
9	99.0	0.1	5.000E-004	R1-52-V
10	99.1	0.1	2.346E-004	DG1&DG2-MCO, R1-DG3-OP
11	99.1	0.1	2.346E-004	DG1&DG3-MCO, R1-DG2-OP
12	99.2	0.1	2.346E-004	DG2&DG3-MCO, R1-DG1-OP
13	99.2	0.0	1.898E-004	R1-BO1B-TM, R1-CB-Q6-Q4A
14	99.3	0.0	1.898E-004	R1-BO2B-TM, R1-CB-Q6-Q4A
15	99.3	0.0	1.898E-004	R1-BO1A-TM, R1-CB-Q6-Q4B
16	99.4	0.0	1.898E-004	R1-BO2A-TM, R1-CB-Q6-Q4B
17	99.4	0.0	1.407E-004	R1-DG1-OP, R1-DG2-OP, R1-DG3-TM
18	99.4	0.0	1.407E-004	R1-DG1-OP, R1-DG2-TM, R1-DG3-OP
19	99.5	0.0	1.407E-004	R1-DG1-TM, R1-DG2-OP, R1-DG3-OP
20	99.5	0.0	1.373E-004	DG1&DG2-MCP, R1-DG3-TM
21	99.5	0.0	1.373E-004	DG1&DG3-MCP, R1-DG2-TM
22	99.5	0.0	1.373E-004	DG2&DG3-MCP, R1-DG1-TM
23	99.6	0.0	9.913E-005	R1-BO1A-TM, R1-BO1B-F
24	99.6	0.0	9.913E-005	R1-BO1A-TM, R1-BO2B-F
25	99.6	0.0	9.913E-005	R1-BO1A-F, R1-BO1B-TM
26	99.6	0.0	9.913E-005	R1-BO1B-TM, R1-BO2A-F
27	99.7	0.0	9.913E-005	R1-BO1B-F, R1-BO2A-TM
28	99.7	0.0	9.913E-005	R1-BO1A-F, R1-BO2B-TM
29	99.7	0.0	9.913E-005	R1-BO2A-F, R1-BO2B-TM

TABELA D-7– Relação parcial dos cortes na árvore de falhas do evento “falha em recuperar a Fonte Alternativa aos 60 minutos de blecaute e alinhar SRCF (W2)”

Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	85.8	85.8	1.000E-001	W2-OIDG123
2	90.7	4.9	5.743E-003	R1-CB-Q3-Q6
3	94.1	3.4	3.992E-003	DG1&DG2&DG3-MCO
4	95.0	0.9	1.000E-003	DG1&DG2&DG3-MCP
5	95.5	0.5	5.476E-004	DG1&DG2-MCO, R1-DG3-TM
6	95.9	0.5	5.476E-004	DG1&DG3-MCO, R1-DG2-TM
7	96.4	0.5	5.476E-004	DG2&DG3-MCO, R1-DG1-TM
8	96.8	0.4	5.000E-004	R1-52-W
9	97.3	0.4	5.000E-004	R1-52-V
10	97.5	0.2	2.346E-004	DG1&DG2-MCO, R1-DG3-OP
11	97.7	0.2	2.346E-004	DG1&DG3-MCO, R1-DG2-OP
12	97.9	0.2	2.346E-004	DG2&DG3-MCO, R1-DG1-OP
13	98.1	0.2	1.898E-004	R1-BO1B-TM, R1-CB-Q6-Q4A
14	98.2	0.2	1.898E-004	R1-BO2B-TM, R1-CB-Q6-Q4A
15	98.4	0.2	1.898E-004	R1-BO1A-TM, R1-CB-Q6-Q4B
16	98.6	0.2	1.898E-004	R1-BO2A-TM, R1-CB-Q6-Q4B
17	98.7	0.1	1.407E-004	R1-DG1-OP, R1-DG2-OP, R1-DG3-TM
18	98.8	0.1	1.407E-004	R1-DG1-OP, R1-DG2-TM, R1-DG3-OP
19	98.9	0.1	1.407E-004	R1-DG1-TM, R1-DG2-OP, R1-DG3-OP
20	99.1	0.1	1.373E-004	DG1&DG2-MCP, R1-DG3-TM
21	99.2	0.1	1.373E-004	DG1&DG3-MCP, R1-DG2-TM
22	99.3	0.1	1.373E-004	DG2&DG3-MCP, R1-DG1-TM
23	99.4	0.1	9.913E-005	R1-BO1A-TM, R1-BO1B-F
24	99.5	0.1	9.913E-005	R1-BO1A-TM, R1-BO2B-F
25	99.6	0.1	9.913E-005	R1-BO1A-F, R1-BO1B-TM
26	99.7	0.1	9.913E-005	R1-BO1B-TM, R1-BO2A-F
27	99.8	0.1	9.913E-005	R1-BO1B-F, R1-BO2A-TM
28	99.8	0.1	9.913E-005	R1-BO1A-F, R1-BO2B-TM
29	99.9	0.1	9.913E-005	R1-BO2A-F, R1-BO2B-TM

APÊNDICE E- Frequências de danos no núcleo em reatores PWR nos EUA

São apresentadas as frequências anuais totais de danos no núcleo (FDNT) e as frequências de danos no núcleo produzidas apenas pelo evento de blecaute (FDNB) de 46 usinas americanas com reatores PWR. As relações entre a FDNB e a FDNT são também mostradas.

Os dados são reproduzidos das tabelas B-1 a B-5 do “Regulatory Effectiveness of the Station Blackout Rule” (NUREG-1776, 2003).

TABELA E-1 – Frequências de danos no núcleo de usinas PWR dos EUA (1ª parte)

Usina	FDNT	FDNB	FDNB/FDNT
Millstone 2	3,42E-05	1,00E-10	0,0%
Vogtle 1&2	4,90E-05	4,40E-07	0,9%
Catawba 1&2	5,80E-05	6,00E-07	1,0%
Ginna	8,74E-05	1,00E-06	1,1%
Arkansas 2	3,40E-05	1,23E-06	3,6%
San Onofre 2&3	3,00E-05	2,00E-06	6,7%
Oconee 1,2&3	2,30E-05	2,57E-06	11,2%
St. Lucie 2	2,62E-05	2,64E-06	10,1%
St. Lucie 1	2,30E-05	2,65E-06	11,5%
Prairie Island 1&2	5,05E-05	3,10E-06	6,1%
Crystal River 3	1,53E-05	3,28E-06	21,4%
Bryon 1&2	3,09E-05	4,30E-06	13,9%
Indian Point 2	3,13E-05	4,47E-06	14,3%
Turkey Point 3&4	3,73E-04	4,70E-06	1,3%
Indian Point 3	4,40E-05	4,80E-06	10,9%
Diablo Canyon 1&2	8,80E-05	5,00E-06	5,7%

TABELA E-1 – Frequências de danos no núcleo de usinas PWR dos EUA (2ª parte)

Usina	FDNT	FDNB	FDNB/FDNT
Millstone 3	5,61E-05	5,10E-06	9,1%
Sequoyah 1&2	1,70E-04	5,32E-06	3,1%
Waterford 3	1,80E-05	6,24E-06	34,7%
North Anna 1&2	7,16E-05	8,00E-06	11,2%
Surry 1& 2	1,25E-04	8,09E-06	6,5%
Calvert Cliffs 1&2	2,40E-04	8,32E-06	3,5%
Palisades	5,07E-05	9,10E-06	17,9%
McGuire 1&2	4,00E-05	9,26E-06	23,2%
DC Cook 1&2	6,20E-05	1,13E-05	18,2%
Farley 1&2	1,30E-04	1,22E-05	9,4%
South Texas 1&2	4,30E-05	1,46E-05	34,0%
Comanche Peak 1&2	5,72E-05	1,50E-05	26,2%
Point Beach 1&2	1,15E-04	1,51E-05	13,1%
Seabrook	6,86E-05	1,53E-05	22,3%
Three Mile Island 1	4,49E-04	1,57E-05	3,5%
Arkansas 1	4,67E-05	1,58E-05	33,8%
Salem 2	5,50E-05	1,70E-05	30,9%
Harris	7,00E-05	1,71E-05	24,4%
Watts Bar 1	8,00E-05	1,73E-05	21,6%
Callaway	5,85E-05	1,80E-05	30,8%
Wolf Creek	4,20E-05	1,88E-05	44,8%
Palo Verde 1,2&3	9,00E-05	1,91E-05	21,2%
Salem 1	5,20E-05	2,10E-05	40,4%
Robinson 2	3,20E-04	2,60E-05	8,1%
Kewaunee	6,60E-05	2,64E-05	40,0%
Davis-Besse	6,60E-05	3,50E-05	53,0%
Beaver Valley 2	1,92E-04	4,86E-05	25,3%
Summer	2,00E-04	4,90E-05	24,5%
Braidwood 1&2	2,74E-04	6,20E-05	22,6%
Beaver Valley 1	2,14E-04	6,51E-05	30,4%

ANEXO – Relatos de eventos de blecaute

A. Rubin descreveu dois casos de blecaute, ambos nos Estados Unidos (IAEA, TEC DOC-332, 1985).

O primeiro caso ocorreu em 1983, na Usina de Fort St. Vrain. Em razão de uma nevasca e dos fortes ventos que ameaçavam as linhas de transmissão de energia elétrica, o reator foi desligado e, por medida de precaução, um dos geradores diesel de emergência foi ligado e alinhado aos barramentos essenciais. O outro gerador diesel de emergência encontrava-se em manutenção. Meia hora depois do alinhamento do gerador diesel, toda a alimentação externa foi desligada e o disjuntor de saída do gerador diesel também desligou, aparentemente por sobrecarga. Assim, a usina ficou virtualmente sem energia elétrica em corrente alternada, embora os inversores supridos por baterias de acumuladores elétricos permanecessem alimentando suas respectivas cargas. Os operadores fizeram uma rejeição de carga manual e religaram o disjuntor de saída do gerador diesel, restabelecendo a energia para as cargas essenciais. O tempo de blecaute foi de, aproximadamente, 25 minutos. O gerador diesel que estava em manutenção retornou à operação em 45 minutos após o início do blecaute. As linhas externas também foram restabelecidas após uma hora e os geradores diesel retornaram à função de “*stand-by*”.

O sistema de rejeição de cargas não reduziu a carga antes do alinhamento do gerador diesel e gerou a sobrecarga. A falha originou-se nas bobinas de dois relés de tempo e revelou uma insuficiência no programa regular de inspeções, incapaz de detectar a indisponibilidade do sistema de rejeição de cargas.

O segundo caso, em 1984, ocorreu na Usina de Susquehanna. Em um teste, foram desligados os disjuntores que conectavam a usina às linhas externas de transmissão de energia elétrica. Como era esperado, houve o desligamento do reator, a abertura das válvulas de “*by-pass*” da turbina e o isolamento da contenção. Entretanto, quatro geradores diesel não partiram e os barramentos de segurança ficaram sem energia por 11 minutos. O evento foi causado por uma falha em que a operação abriu erradamente uma chave de alimentação de corrente contínua, permitindo que outra chave permanecesse fechada. Ficou evidente a insuficiência nos procedimentos de teste e no treinamento dos operadores.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 AP600 – *Westinghouse advanced reactor*, Site <http://www@ap600.westinghouse.com>. acessado em agosto de 2003.
- 2 BORST, A. *Standby and Emergency Power Supply of German Nuclear Power Plants*, IEEE Transactions on Power Apparatus and Systems, 1976.
- 3 ELETRONUCLEAR, *Análise Probabilística de Segurança da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (Angra 1)*. revisão 0, dezembro de 1998.
- 4 ELETRONUCLEAR, *Descrição dos Sistemas da Usina Nuclear de Angra II*, Curso de Formação de Operadores Licenciáveis, 1988.
- 5 FISCHER, *The European Pressurized Water Reactor (EPR) - The Next Generation of Nuclear Power Plants*, 10th Pacific Basin Nuclear Conference, V.1, 1996, p. 47-58.
- 6 IAEA – TEC DOC – 332, *Safety Aspects of Station Blackout at NPPs*, 1985.
- 7 IAEA- INSAG – 3, *Safety Series nr. 75 Basic Safety Principles for NPPs*, 1988.
- 8 IEEE Std 500, *Reliability Data for Nuclear Power Plants*, 1984
- 9 KUMAMOTO & HENLEY, *Probabilistic Risk Assessment and Management*, IEEE press, second edition, 1996.
- 10 KUPITZ and CLEVELAND, *Overview Of Global Development Of Advanced Nuclear Power Plants, And The Role Of The IAEA*.
Site <http://www.iaea.org/worldatom/periodicals>, acessado em Jul/2003.
- 11 MISRA, K.B., *Reliability Analysis and Prediction*, ELSEVIER SCIENCE PUBLISHERS B.V., 1992.
- 12 NBR 8671, *Requisitos Gerais de Suprimento de Energia Elétrica para Usinas Nucleoelétricas*, Associação Brasileira de Normas Técnicas, 1984.
- 13 NUREG/CR-2815, *Probabilistic Safety Analysis Procedure Guide*, USA Nuclear Regulatory Commission, 1984.
- 14 NUREG/CR-3226, *Station Blackout Accidents Analyses*, USA Nuclear Regulatory Commission, 1983.
- 15 NUREG/CR-6116, *Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE)*, version 6.41 - 1995.
- 16 NUREG-1032, *Evaluation of Station Blackout Accidents at Nuclear Power Plants*, USA Nuclear Regulatory Commission, 1988.
- 17 NUREG-1109, *Regulatory/Backfit Analysis for the Resolution of Unresolved Safety Issue A-44, Station Blackout*, USA Nuclear Regulatory Commission, 1988

- 18 NUREG-1150, *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants*, USA Nuclear Regulatory Commission, 1990.
- 19 NUREG-1560, *Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance*, December 1997.
- 20 NUREG-1776, *Regulatory Effectiveness of the Station Blackout Rule*, USA Nuclear Regulatory Commission, August 2003.
- 21 R.CARO, *Regulatory and Licensing Uses of PSA*, IAEA Proceedings of an International Symposium on Use of Probabilistic Safety Assessment for Operational Safety, IAEA-SM-321/2, 1991, p. 17-31.
- 22 RG 1.155, *Station Blackout*, Regulatory Guide 1.155, "Station Blackout", United States Nuclear Regulatory Commission, 1988.
- 23 SALDANHA, P. L. C. *Aspectos da Avaliação de Segurança Relacionada à Perda Total de Potência Elétrica de Corrente Alternada em Centrais Nucleares – "Station Blackout"*, Anais do 5º Congresso da ABEN, V.1,1994, p. 65-69.
- 24 TAYLOR, John J., *Improved and Safer Nuclear Power*, Science, Vol. 244, abril de 1989.
- 25 USAEC, United States Atomic Energy Commission, *Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants*, Rep. WASH-740, Washington, 1957.
- 26 USNRC, 10 CFR50, United States Nuclear Regulatory Commission, *Rules and Regulations, title 10, chapter 1*, Code of Federal Regulations – Energy, part 50 – 1988.
- 27 USNRC, 10 CFR52, United States Nuclear Regulatory Commission, *Early Site Permits; Standard Design Certification; and Combined Licenses for Nuclear Power Plants*, Site <http://www.nrc.gov>, acessado em out/2003, última revisão em 16 de outubro de 2003.
- 28 USNRC, United States Nuclear Regulatory Commission, *Informações sobre usinas em operação nos Estados Unidos*, Site <http://www.nrc.gov>, acessado em out/2003.
- 29 USNRC, SECY-99-268, United States Nuclear Regulatory Commission, *Final Rule – AP600 Design Certification*, 1999, Site <http://www.nrc.gov>, acessado em out/2003.
- 30 USNRC, WASH-1400, United States Nuclear Regulatory Commission, *Reactor Safety Study*, 1975.