

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

TOB RODRIGUES DE ALBUQUERQUE

ESTUDO DE CONFIABILIDADE EM REATORES DE PESQUISA

Rio de Janeiro

2013

TOB RODRIGUES DE ALBUQUERQUE

ESTUDO DE CONFIABILIDADE EM REATORES DE PESQUISA

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Engenharia Nuclear como parte dos requisitos necessários para a obtenção do Grau de Mestre em Ciência e Tecnologia Nucleares – Acadêmico em Engenharia de Reatores.

Orientadores: Prof^a. Dra. Maria de Lourdes Moreira (PPGCTN / IEN / CNEN) e
Dr. Antonio Cesar Ferreira Guimarães (IEN / CNEN)

Rio de Janeiro

2013

ALBU Rodrigues de Albuquerque, Tob
Estudo de Confiabilidade em Reatores de Pesquisa /
Tob Rodrigues de Albuquerque – Rio de Janeiro: CNEN /
IEN, 2013.

xvi, 89f.: il.; 31 cm

Orientadores: Maria de Lourdes Moreira e Antonio Cesar Ferreira
Guimarães.

Dissertação (Mestrado em Ciência e Tecnologia Nucleares) –
Instituto de Engenharia Nuclear, PPGCTN/IEN, 2013.

1. Avaliação Probabilística de Segurança. 2. Reatores de
Pesquisa. 3. Árvore de Falhas 4. Árvore de Eventos.

ESTUDO DE CONFIABILIDADE EM REATORES DE PESQUISA

Tob Rodrigues de Albuquerque

DISSERTAÇÃO SUBMETIDA AO PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIA E TECNOLOGIA NUCLEARES DO INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR DA COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR COMO PARTE DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM CIÊNCIA E TECNOLOGIA NUCLEARES – ÊNFASE ACADÊMICO EM ENGENHARIA DE REATORES.

Aprovada por:

Prof^a. Maria de Lourdes Moreira, D.Sc.

Dr. Antonio Cesar Ferreira Guimarães, D.Sc.

Prof. Celso Marcelo Franklin Lapa, D.Sc.

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

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

FEVEREIRO DE 2013

“... qualquer um, independente das habilitações que tenha, ao menos uma vez na vida, fez ou disse coisas muito acima da sua natureza e condição, e se a essas pessoas pudéssemos retirar do cotidiano pardo em que vão perdendo os contornos, ou elas, a si próprias por violência se retirassem de malhas ou prisões, quantas mais maravilhas seriam capazes de obrar, que pedaços de conhecimento profundo poderiam comunicar, porque cada um de nós sabe infinitamente mais do que julga e cada um dos outros infinitamente mais do que neles aceitamos reconhecer”.

José Saramago

AGRADECIMENTOS

Agradeço imensamente à minha família, por toda compreensão e apoio nesta jornada, e todos os meus amigos que contribuíram para que eu chegasse até aqui. Em especial meu grande amigo e irmão do peito Dione DOM que, sem dúvidas, foi a pessoa que mais acreditou em minha capacidade e sempre esteve orientando-me para que eu trilhasse caminhos melhores.

Agradeço aos meus orientadores, Maria de Lourdes, pelo convite em participar deste projeto quando eu estava indeciso e Antonio Cesar pela excelente orientação, compreensão e os ótimos conselhos.

À minha amiga, Eliene Silva, que sempre esteve à disposição e tem mostrado companheirismo ao longo dos anos.

À Nádia Rodrigues por ser uma pessoa tão maravilhosa e generosa e abrir as portas de sua casa para que pudéssemos estudar.

Meus sinceros agradecimentos ao professor Jachic por estar sempre à disposição dos alunos, pelas aulas extras de Inglês, Computação, Matemática e Física.

À Dona Cláudia por ser uma ótima pessoa, por ser tão simpática e tratar tão bem os alunos.

À Janaína e Joana pela atenção, comprometimento com os alunos e excelente trabalho.

À Coordenação de Ensino do PPGCTN/IEN pelo ótimo trabalho desenvolvido e por receber os alunos de braços abertos.

Ao professor Celso Marcelo Franklin Lapa pela disposição em me ajudar.

A CAPES por me conceder a bolsa de estudos.

RESUMO

Árvores de falhas e árvores de eventos são amplamente utilizadas nas indústrias para modelar e calcular a confiabilidade dos sistemas de segurança. Análises detalhadas nas instalações nucleares requerem a combinação dessas duas técnicas. O presente trabalho utiliza as metodologias de AF (Árvore de Falhas) e AE (Árvore de Eventos) para fazer um estudo sobre APS (Avaliação Probabilística de Segurança) em reatores de pesquisa. A APS segundo a AIEA (Agência Internacional de Energia Atômica) é dividida em Nível 1, Nível 2, e Nível 3. No Nível 1, conceitualmente os sistemas de segurança atuam para evitar a ocorrência de acidentes, no Nível 2, ocorrido o acidente, procura-se minimizar as consequências deste, sendo conhecido como fase de gerenciamento do acidente, e no Nível 3 são mensurados os impactos e desdobramentos do acidente. Esta dissertação concentra os estudos no Nível 1, e busca através da aquisição do conhecimento a consolidação das metodologias para futuros estudos de confiabilidade. O reator de pesquisa grego, GRR-1, foi utilizado como caso exemplo. O LOCA (*Loss of Coolant Accident*) foi escolhido como evento iniciador e a partir daí foram desenvolvidos os possíveis desdobramentos do acidente (sequência de eventos), utilizando AE, que poderiam causar danos ao núcleo. Além disso, para cada um dos sistemas afetados ou envolvidos no acidente, foram construídas AF e calculadas as probabilidades de cada evento topo das AF. Estimativas das medidas de importância dos eventos básicos estão presentes. Os estudos desta pesquisa foram conduzidos utilizando a ferramenta computacional comercial SAPHIRE. Os resultados assim obtidos, para atuação ou a falha dos sistemas analisados, foram considerados satisfatórios.

Palavras - chave: árvore de falhas, árvore de eventos, Avaliação Probabilística de Segurança.

ABSTRACT

Fault trees and event trees are widely used in industry to model and to evaluate the reliability of safety systems. Detailed analyzes in nuclear installations require the combination of these two techniques. This study uses the methods of FT (Fault Tree) and ET (Event Tree) to accomplish the PSA (Probabilistic Safety Assessment) in research reactors. According to IAEA (International Atomic Energy Agency), the PSA is divided into Level 1, Level 2 and Level 3. At the Level 1, conceptually, the security systems perform to prevent the occurrence of accidents, At the Level 2, once accidents happened, this Level seeks to minimize consequences, known as stage management of accident, and at Level 3 accident impacts are determined. This study focuses on analyzing the Level 1, and searching through the acquisition of knowledge, the consolidation of methodologies for future reliability studies. The Greek Research Reactor, GRR-1, is a case example. The LOCA (Loss of Coolant Accident) was chosen as the initiating event and from it, using ET, possible accidental sequences were developed, which could lead damage to the core. Moreover, for each of affected systems, probabilities of each event top of FT were developed and evaluated in possible accidental sequences. Also, the estimates of importance measures for basic events are presented in this work. The studies of this research were conducted using a commercial computational tool SAPHIRE. Additionally, achieved results thus were considered satisfactory for the performance or the failure of analyzed systems.

Keywords: fault tree, event tree, Probabilistic Safety Assessment.

LISTA DE SIGLAS E ABREVIATURAS

ACRS – *Advisory Commitee on Reactor Safeguard*

AE – Árvore de Eventos

AEC – *Atomic Energy Commission*

AF – Árvore de Falhas

AIEA – Agência Internacional de Energia Atômica

ANS – *American Nuclear Society*

APS – Avaliação Probabilística de Segurança

ATWS – *Anticipated Transient Without SCRAM*

BPF – Boas Práticas de Fabricação

BWR – *Boiling Water Reactor*

CA – Corrente (elétrica) Alternada

CC – Corrente (elétrica) Contínua

CDF – *Core Damage Frequency*

CCM – Centro de Controle de Motores

CNEN – Comissão Nacional de Energia Nuclear

DBA – *Design Basis Accidents*

DG – Gerador elétrico acionado por motor Diesel

EB – Evento Básico

ECCS – *Emergency Core Cooling System*

EPRI – *Electric Power Research Institute*

FAA – *Federal Aviation Administration*

FA – Fonte Alternativa

FDNB – Frequência de Danos no Núcleo por Blecaute

FSAR – *Final Safety Analysis Report*

G – Gate

GV – Gerador de Vapor

HEU – *High Enriched Uranium*

IAEA – *International Atomic Energy Agency*

IEEE – *Institute Electrical and Electronics Engineers*

IEN – Instituto de Engenharia Nuclear

INEL – *Idaho National Engineering Laboratory*

INL – *Idaho National Laboratory*

IPE – *Individual Plant Examination*

IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

IREP – *Interim Reliability Evaluation Program*

IRRAS – *Integrated Reliability and Risk Analysis System*

JCAE – *Joint Committee on Atomic Energy*

LERF – *Large Early Release Frequency*

LEU – *Low Enriched Uranium*

LOCA – *Loss of Coolant Accident*

LOFT – *Loss of Fluid Test*

MIT – *Massachusetts Institute of Technology*

MTR – *Material Test Reactor*

NRC – *Nuclear Regulatory Commission*

OPAL – *Open Pool Australian Light - Water*

PRA – *Probabilistic Risk Assessment*

PSA – *Probabilistic Safety Assessment*

PWR – *Pressurized Water Reactor*

PZ – Pressurizador

RAS – Relatório de Análise de Segurança

RERTR – *Reduced Enrichment for Research and Test Reactor*

RGs – *Regulatory Guides*

RIR – *Risk - Informed Regulation*

RMB – Reator Multipropósito Brasileiro

ROP – *Reactor Oversight Process*

RSS – *Reactor Safety Study*

SAPHIRE – *System Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability*

SC – Sala de Controle

SCRAM – *Safety Control Rod Ax Man* (Desligamento Súbito Automático do Reator)

SE – Sala de Emergência

SEQ. – Sequência Acidental

SRCF – Sistema de Remoção de Calor Residual do Núcleo por Circulação Forçada

SRE – Sistema de Resfriamento de Emergência

SRCN – Sistema de Remoção de Calor Residual do Núcleo por Circulação Natural

SRP – Sistema de Refrigeração do Circuito Primário

LISTA DE FIGURAS

Figura 1: Portões lógicos.....	34
Figura 2: Medidas de importância.....	39
Figura 3: Modelo de uma árvore de eventos.....	40
Figura 4: Modelo de árvore de falhas.....	42
Figura 5: Gráfico da árvore de falhas para cálculo de cortes mínimos.....	43
Figura 6: Piscina do GRR-1.....	54
Figura 7: Placa de Grade do GRR-1.....	54
Figura 8: Barra de controle composta de 80 % Ag, 5% Cd e 15% In.....	55
Figura 9: Bloco de berílio de dimensões 15,3 x 15,8 x 86,0 cm.....	55
Figura 10: Pleno e articulador de segurança.....	58
Figura 11: Árvore de eventos.....	60
Figura 12: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Proteção do Reator.....	63
Figura 13: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Isolamento da Piscina.....	64
Figura 14: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.....	67
Figura 15: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.....	68
Figura 16: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Isolamento da Contenção.....	70
Figura 17: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Ventilação de Emergência.....	71
Figura 18: Árvore de eventos para o evento iniciador LOCA.....	74
Figura A1: Medidas de importância para o Sistema de Proteção do Reator utilizando a importância de Fussell - Vesely.....	89
Figura A2: Medidas de importância para o Sistema de Proteção do Reator utilizando a importância de Birnbaum.....	89
Figura A3: Importância dos eventos para o Sistema de Proteção do Reator.....	90
Figura A4: Contribuição dos eventos para o Sistema de Proteção do Reator.....	90
Figura A5: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Proteção do Reator.....	90
Figura A6: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Proteção do Reator.....	91
Figura A7: Medidas de importância para o Sistema de Isolamento da Piscina utilizando a importância de Fussell - Vesely.....	92
Figura A8: Medidas de importância para o Sistema de Isolamento da Piscina utilizando a importância de Birnbaum.....	92
Figura A9: Importância dos eventos para o Sistema de Isolamento da Piscina.....	93
Figura A10: Contribuição dos eventos para o sistema de isolamento da piscina.....	93
Figura A11: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Isolamento da Piscina.....	93
Figura A12: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Isolamento da Piscina.....	94

Figura A13: Medidas de importância para o Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural utilizando a importância de Fussell - Vesely.....	95
Figura A14: Medidas de importância do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural utilizando a importância de Birnbaum.	95
Figura A15: Contribuição dos eventos para o Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.....	96
Figura A16: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.....	96
Figura A17: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.....	96
Figura A18: Medidas de importância para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo utilizando a importância de Fussell - Vesely.....	97
Figura A19: Medidas de importância para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo utilizando a importância de Birnbaum.	97
Figura A20: Importância dos eventos para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.	98
Figura A21: Contribuição dos eventos para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.	98
Figura A22: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.	98
Figura A23: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.	99
Figura A24: Medidas de importância para o Sistema de Isolamento da Contenção utilizando a importância de Fussell - Vesely.....	100
Figura A25: Medidas de importância para o Sistema de Isolamento da Contenção utilizando a importância de Birnbaum.....	100
Figura A26: Importância dos eventos para o Sistema de Isolamento da Contenção.	101
Figura A27: Contribuição dos eventos para o Sistema de Isolamento da Contenção.	101
Figura A28: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Isolamento da Contenção.....	101
Figura A29: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Isolamento da Contenção.....	102
Figura A30: Medidas de importância para o Sistema de Ventilação de Emergência utilizando a importância de Fussell – Vesely.....	103
Figura A31: Medidas de importância para o Sistema de Ventilação de Emergência utilizando a importância de Birnbaum.....	103
Figura A32: Importância dos eventos para o Sistema de Ventilação de Emergência.	104
Figura A33: Contribuição dos eventos para o Sistema de Ventilação de Emergência.	104
Figura A34: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Ventilação de Emergência.	104

Figura A35: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Ventilação de Emergência.	105
--	-----

LISTA DE TABELAS

Tabela 1: Regras de álgebra booleana.	51
Tabela 2: Funções de segurança e linhas de frente dos sistemas correspondentes.	57
Tabela 3: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Proteção do Reator.	61
Tabela 4: Portões do Sistema de Proteção do Reator.	62
Tabela 5: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Isolamento da Piscina.	65
Tabela 6: Portões do Sistema de Isolamento da Piscina.	66
Tabela 7: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.....	66
Tabela 8: Portões do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.	66
Tabela 9: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.	69
Tabela 10: Portões do Sistema de Refrigeração do Núcleo.....	69
Tabela 11: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Isolamento da Contenção.	69
Tabela 12: Portões do Sistema de Isolamento da Contenção.....	69
Tabela 13: Eventos Básicos (EB) do Sistema sem Ventilação de Emergência.....	72
Tabela 14: Portões do Sistema sem Ventilação de Emergência.....	72
Tabela 15: Frequência de liberação.	75
Tabela 16: Resultados dos eventos topos.....	76
Tabela 17: Cortes mínimos do Sistema de Proteção do Reator.....	76
Tabela 18: Cortes mínimos do Sistema de Isolamento da Piscina.....	77
Tabela 19: Cortes mínimos do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.	77
Tabela 20: Cortes mínimos do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.	78
Tabela 21: Cortes mínimos do Sistema de Isolamento da Contenção.....	78
Tabela 22: Cortes mínimos do Sistema de Ventilação de Emergência.....	78

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	17
1.1	Relevância	18
1.2	Objetivo	21
1.3	Organização da dissertação	21
2	DESENVOLVIMENTO HISTÓRICO	22
2.1	A origem da energia nuclear	22
2.2	A origem da regulamentação de segurança de reatores e métodos probabilísticos	23
2.3	O surgimento e o impacto do WASH-1400	26
2.4	O relatório do Lewis Committee sobre o WASH-1400	28
2.5	RSS pós-revisão e o acidente de Three Mile Island	29
2.6	Pós-acidente TMI e ressurgimento do uso de PRA	30
3	METODOLOGIAS	34
3.1	Funções básica do SAPHIRE	34
3.2	Árvore de eventos	40
3.3	Árvore de falhas	41
3.4	Aplicação simples	42
3.5	Equação booleana para árvore de falhas	48
4	APLICAÇÃO REAL DAS METODOLOGIAS	53
4.1	Reator de pesquisa grego	53
4.2	Definições das funções de segurança do reator de pesquisa grego	56
4.3	Árvores de falhas e árvores de eventos do Reator de Pesquisas Grego	59
5	RESULTADOS	73
6	CONCLUSÕES	80
6.1	Sobre a metodologia	80
6.2	Sobre o caso exemplo	81
6.3	Sobre os resultados finais	82
6.4	Trabalhos futuros	83
7	REFERÊNCIAS	85
8	APÊNDICE A – MEDIDAS DE IMPORTÂNCIA	88

1 INTRODUÇÃO

A produção e uso da energia nuclear estão ligados a fatores econômicos, políticos e ambientais. Sendo assim, a energia nuclear deve ser utilizada visando o bem comum, com especial ênfase à produção de energia em larga escala, de maneira barata, sustentável, eficiente e segura.

Em projetos de instalações nucleares de potência do tipo PWR (*Pressurized Water Reactors*), inúmeros fatores relacionados às questões de segurança devem ser considerados. Nesses projetos são incorporados sistemas de segurança redundantes, independentes e fisicamente separados, que contêm, entre outros, o sistema de remoção de calor, o sistema de refrigeração de emergência do núcleo e a contenção que são projetados para evitar o superaquecimento do núcleo e conseqüentemente a sua fusão.

Condições de acidentes devem ser evitadas observando-se cuidadosamente os requisitos do projeto, fabricação, operação e manutenção a fim de diminuir a probabilidade de falha dos sistemas de segurança e aumentar ao máximo as margens de segurança da planta.

Para evitar as condições de acidentes, em muitos países, o desenvolvimento da APS (Avaliação Probabilística de Segurança), é exigido como um trabalho complementar ao do Relatório Final de Análise de Segurança. Sendo assim, em uma APS a documentação pode referir-se as seções correspondentes do boletim de análise de segurança, por exemplo, descrições dos sistemas, desde que todas as referências sejam claramente apresentadas para que a informação possa ser facilmente encontrada (IAEA, 2010). Nos Estados Unidos, a sigla APS é substituída por PRA (*Probabilistic Risk Assessment*). O estudo pioneiro desenvolvido nesta área de avaliação probabilística de risco foi o Relatório Rasmussen, conhecido também como Relatório WASH-1400 (NRC, 1975).

1.1 Relevância

O presente trabalho está direcionado para o reator de pesquisa grego, devido à disponibilidade de dados, entretanto, a metodologia definida poderá ser empregada em outros projetos nucleares como, por exemplo, o OPAL (*Open Pool Australian Light-Water*), pelo fato de ser referência para o nosso projeto nuclear Brasileiro, o RMB (Reator Multipropósito Brasileiro), e o submarino nuclear brasileiro, projeto da Marinha do Brasil.

O OPAL (*Open Pool Australian Light-Water*) é um reator de pesquisa multipropósito de 20 MW destinado à produção de radioisótopos, serviços de irradiação e pesquisa de feixes de nêutrons. O reator OPAL usa combustível baixo enriquecido de urânio em um núcleo compacto, refrigerado a água leve e moderado a água pesada, produzindo fluxo térmico da ordem de $4 \times 10^{14} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. O prédio da contenção do reator é construído de concreto reforçado e foi projetado para proteger o reator de eventos externos, tais como ocorrências sísmicas e de impacto de um acidente hipotético com aeronaves (KIM, 2005).

O projeto básico do primeiro submarino nuclear brasileiro começa a ser desenvolvido, a sua construção representará enorme projeção para o país no cenário internacional. No plano operacional, ele reforçará a capacidade brasileira de defesa e de dissuasão. Vale ressaltar que os interesses brasileiros no mar são vitais para o Brasil, na medida em que mais de 95% do seu comércio internacional ocorre por via marítima e quase a totalidade do petróleo nacional é *off shore* (BELLIS, 2012).

O submarino com propulsão nuclear tem vantagens táticas e estratégicas como: autonomia e capacidade de desenvolver velocidades elevadas por longos períodos de navegação, aumentando a sua mobilidade e permitindo a patrulha de áreas mais amplas no oceano. O modelo é considerado também extremamente seguro e de difícil detecção (NACIONAL, 2011).

Além do projeto em construir um submarino nuclear brasileiro, o Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo é a organização responsável pelo

desenvolvimento, projeto, construção e operação de um reator nuclear adequado para emprego em propulsão naval e seu combustível. O projeto do primeiro reator nuclear multipropósito brasileiro (RMB) de grande porte, estabelecido como meta do Plano de Ação do Ministério da Ciência, Tecnologia e Inovação (PACTI / MCT) em 2007, tem múltiplas finalidades. Entre as principais está a produção de radioisótopos para uso na medicina nuclear, como exames e tratamento do câncer, além de pesquisas em campos tão diversos como tecnologia nuclear, energia, agricultura, indústria, ciência de materiais e meio ambiente (BAIMA, 2012). Como o Brasil desenvolverá o reator nuclear, o país passará a integrar o grupo de nações que detêm esse tipo de tecnologia (Estados Unidos, Rússia, Reino Unido, França e China).

No Brasil, são realizados cerca de 1,5 milhão de procedimentos por ano com radiofármacos. Mais de 80% deles usam o radioisótopo tecnécio-99, derivado do molibdênio e insumo atualmente não produzido no país, tendo que ser totalmente importado. Somados a outros elementos radioativos também utilizados nos serviços de saúde que não são atendidos plenamente pelos pequenos reatores de pesquisa instalados no país, o gasto passa dos R\$ 30 milhões anuais (BAIMA, 2012).

Com o RMB, o Brasil se tornará autossuficiente no setor, podendo dobrar a quantidade de radiofármacos oferecida à sociedade e exportar eventuais excedentes, ingressando no restrito mercado mundial de fornecimento de radioisótopos, hoje dominados por instituições de Canadá, África do Sul, Holanda, Bélgica e França, que produzem mais de 95% do suprimento global de molibdênio-99. Em 2009 e 2010, paradas não programadas nos reatores do Canadá e da Holanda provocaram uma crise no abastecimento e levaram à suspensão de milhões de procedimentos em todo o mundo (BAIMA, 2012).

Recentemente, em setembro de 2012, o Ministério da Saúde resolveu investir R\$ 27 milhões para fortalecer a produção de radiofármacos, modernizar e qualificar plantas produtivas do IPEN e do IEN. O objetivo é adequar a produção de radioativos, utilizados em medicina nuclear para terapia e diagnóstico em oncologia, neurologia e cardiologia, às Boas Práticas de Fabricação, instituída pela Anvisa em 2010. Os institutos têm até 2014 para atender a todos os requisitos legais da

agência, levando em conta também os requisitos de segurança radiológica impostos pela CNEN (RONDON, 2012).

Além da produção de radioisótopos para os radiofármacos, o RMB testará combustíveis e materiais usados nos reatores de geração de energia e de propulsão.

Esses projetos estão envolvidos com os estudos de PSA, seja na fase inicial como o caso do RMB, ou em fases mais adiantadas, como a do submarino e o OPAL.

O reator de pesquisa grego, conhecido como GRR-1, foi utilizado como exemplo para aplicação da metodologia adotada neste trabalho de dissertação. Ele está localizado no *National Center for Scientific Research – Demokritos* – e, além de pesquisas, foi projetado para testar materiais. Estudos recentes (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003) foram feitos utilizando metodologias probabilísticas, devido à substituição do combustível altamente enriquecido de urânio por baixo enriquecido de urânio do GRR-1.

Nesta dissertação, metodologias probabilísticas através do uso de árvores de eventos e árvores de falhas foram utilizadas, e para tal foi utilizado o programa computacional SAPHIRE, licenciado para o IEN (Instituto de Engenharia Nuclear). Além do SAPHIRE, há outros programas computacionais comerciais muito utilizados para a construção dessas árvores, tais como, o Risk Spectrum (Relcon Scandpower) e o Item Software (ITEM software, Inc.).

O Risk Spectrum é um software com ferramentas avançadas para construção de árvores de falhas e árvores de eventos e está licenciado para uso em grande parte das usinas nucleares do mundo. Este software disponibiliza uma interface para modelagem das árvores de falhas básicas com portas lógicas, AND e OR, para árvores de falhas avançadas e sequências das árvores de eventos. O Item Software segue a mesma linha de metodologias apresentadas pelo SAPHIRE e o Risk Spectrum.

1.2 Objetivo

O objetivo deste trabalho é contribuir com a definição de metodologias, que servirão de base científica para fazer, no futuro, uma completa APS (Avaliação Probabilística de Segurança) Nível 1 para projetos inovadores e de reatores de pesquisa. Nesta dissertação será feita a aplicação utilizando o reator de pesquisa grego (GRR-1). A partir do evento iniciador do tipo LOCA (*Loss of Coolant Accident*), além dos estudos realizados com as árvores de falhas para cada sistema demandado, serão estimadas as frequências dos estados finais de cada uma das sequências da árvore de eventos. Adicionalmente a estes resultados, medidas de importância para os eventos básicos do tipo Fussell-Vesely e Birnbaum serão determinadas.

1.3 Organização da dissertação

No Capítulo 2 será feita uma revisão histórica sobre o desenvolvimento da energia nuclear e o surgimento de documentos e guias reguladores. No Capítulo 3 serão apresentadas algumas funções básicas do código SAPHIRE e as metodologias utilizadas. O Capítulo 4 constará de uma aplicação real das metodologias e descrições mais detalhadas do GRR-1. Os resultados obtidos serão mostrados no Capítulo 5, e por fim, as conclusões estarão no Capítulo 6.

No Apêndice A encontram-se as principais medidas de importância geradas pelo SAPHIRE.

2 DESENVOLVIMENTO HISTÓRICO

2.1 A origem da energia nuclear

A regulamentação nuclear foi responsabilidade da *Atomic Energy Commission* (AEC), uma comissão formada por cinco membros que o Congresso Americano (*USA*) estabeleceu pela primeira vez como parte do *Atomic Energy Act* de 1946, excluindo aplicações comerciais e restringindo o conhecimento nuclear ao governo, para manter o domínio sobre a tecnologia atômica e utilizá-la para fins militares.

Posteriormente, essa lei foi substituída pela *Atomic Energy Act* de 1954, o que tornou o desenvolvimento da energia nuclear possível. E também, acabou com o monopólio do governo sobre dados técnicos e fez da energia nuclear uma necessidade comercial e uma meta de urgência nacional para promover a utilização pacífica da energia atômica e forneceu uma garantia razoável de que o uso não resultaria em riscos indevidos para a saúde e segurança do público (KELLER e MODARES, 2004).

Os três principais papéis atribuídos à AEC pela lei de 1954 foram:

- prosseguir com o programa de armas nucleares;
- promover o uso privado da energia atômica para aplicações pacíficas;
- proteger a saúde pública e garantir a segurança contra os perigos da energia nuclear.

Pode-se pensar que o que levou à urgência em criar a lei de 1954 e o programa de comercialização da energia nuclear foi a percepção da necessidade de novas fontes de energias sustentáveis.

2.2 A origem da regulamentação de segurança de reatores e métodos probabilísticos

A consideração inicial das questões de segurança começa com o projeto Manhattan, o primeiro projeto dos Estados Unidos voltado para a construção de armas nucleares e que construiu as bombas de Hiroshima e Nagasaki durante a Segunda Guerra Mundial. Este projeto contou com a participação de grupos de engenheiro e físicos reconhecidos mundialmente.

Os engenheiros químicos da Corporação *Du Pont*, empresa americana reconhecida mundialmente na área de segurança industrial, conduziram esforços para construir reatores nucleares em *Handford*, WA. Durante o processo de construção, engenheiros químicos e físicos entraram em conflito em relação às questões de segurança. Usando conhecimentos em processos químicos, os engenheiros da *Du Pont* dividiram o projeto do reator em um projeto menor com subsistemas relativamente independentes (RHODES, 1986). Isso criou o conceito de independência funcional e estrutural e mais tarde deu origem ao conceito “defesa em profundidade” que promoveu camadas de barreiras independentes para impedir a liberação de substâncias radioativas para o ambiente. Os engenheiros incorporaram características severas de segurança para superar as incertezas na caracterização do desempenho e eficácia das barreiras, incluindo redundância, larga margem de segurança e sistemas projetados para limitar a liberação de efluentes radioativos que contaminam o ambiente.

Para medir a eficácia e o desempenho dos sistemas de segurança e evitar a necessidade de calcular estimativas de melhor incerteza, foi proposto o uso de aproximações determinísticas através de suposições conservadoras e cálculos. Os engenheiros criaram o conceito de “acidente base de projeto (DBA – *Design Basis Accident*)” para a eficácia da barreira e sistemas de segurança (KELLER e MODARES, 2004). A segurança foi definida como a habilidade do reator nuclear suportar um conjunto fixo de acidentes descritos num cenário julgado pela AEC como os eventos adversos mais significativos numa usina nuclear. A AEC acreditava

que os acidentes aconteciam por falha de equipamento ou erro operacional e, assim, falhas catastróficas do vaso de pressão ou falhas múltiplas foram excluídas.

A confiabilidade começou a aparecer na década de 50 com a formação de engenheiros nucleares. A *North Caroline State University* teve o primeiro programa de engenharia nuclear iniciado em 1957 seguido pelo MIT (*Massachusetts Institute of Technology*). Ernst Frankel, professo do MIT, escreveu um livro texto, *System Reliability and Risk Analysis*, publicado no início da década de 60, que forneceu estruturas matemáticas e métodos probabilísticos para a avaliação dos sistemas de engenharia (FRANKEL, 2002). Outros livros publicados no início da década de 70 forneceram fortes bases teóricas para aplicações de métodos de confiabilidade em análise de risco de sistemas complexos de engenharia (GREEN e BOURNE, 1972).

C. Rogers McCullough, presidente da *Advisory Committee on Reactor Safeguard* (ACRS), informou ao *Joint (Congressional) Committee on Atomic Energy* (JCAE) em 1956, que por causa de incertezas técnicas e experiência operacional limitada, a determinação de que o perigo seja aceitavelmente baixo era uma questão de julgamento competente. Em 1957, o WASH-740 o primeiro olhar abrangente sobre as consequências de um grande acidente nuclear foi publicado pela AEC. Este estudo voltou-se a princípio para reatores da classe de 200 MW e previu dano potencial devido a um acidente na faixa de \$7 bilhões de dólares (AEC, 1957). Quando foi revisado entre os anos 1964 – 1965 por causa dos projetos envolvidos de grandes reatores, o custo para um caso grave de acidente nuclear subiu para \$17 bilhões de dólares. O WASH-740 focou o estudo sobre os perigos de acidente de perda de refrigerante (LOCA), considerando-o como a principal fonte de liberação de radiação para o ambiente.

Em 1966 a AEC iniciou um estudo sobre o derretimento do núcleo. Em 1967 foi publicado um relatório que oferecia a garantia sobre a improbabilidade do derretimento do núcleo e a confiabilidade dos projetos de sistemas de emergência, mas também reconheceu que um LOCA (*Loss of Coolant Accident*) poderia causar violação da contenção se o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (ECCS – *Emergency Core Cooling System*) falhasse (KELLER e MODARES, 2004). A partir deste ponto, a contenção não podia mais ser considerada como uma barreira inquebrável.

No final dos anos 60, dois artigos foram publicados e trouxeram a *Probabilistic Risk Assessment* (PRA) para a vanguarda do pensamento da engenharia nuclear. O primeiro artigo foi apresentado em 1967 na *International Atomic Energy Agency*, (IAEA-Vienna), intitulado *Reactor Safety and Siting: A Proposed Risk Criterion*, por F.R. Farmer (FARMER, 1967). Este artigo científico, concentrou-se nos efeitos do iodo-131. O outro foi um artigo científico de 1969, *Social Benefit versus Technological Risk* de Chauncey Starr, que, mais elaborado trouxe percepções mais aprofundadas dos riscos contidos no artigo anterior (STARR, 1969).

Em meados de 1966 a AEC pediu à *General Electric*, contratante da *Handford*, e *Du Pont*, contratante da *Savannah River*, para realizar cálculos sobre a segurança na produção de plutônio nas usinas por eles operadas. Influenciado pelo primeiro artigo científico publicado, a *General Electric* mostrou usando um modelo probabilístico que n-reactores têm 1 chance em 10^6 por ano de uma falha catastrófica (CARLISLE, 1997). Assim, a AEC concluiu que as probabilidades de falhas dos sistemas de segurança são aproximadamente 0.

Em 1971 os críticos estavam expressando ressentimento contra a AEC por causa do licenciamento de vários reatores sob revisão e sua missão conflitante de regulamentação e promoção de energia nuclear. Assim, uma equipe da AEC, liderada por Malcolm Ernst, investigou a segurança dos reatores nucleares, licenciamento e risco durante os anos de 1972 – 1973 utilizando os relatórios de incidentes de plantas nucleares (KELLER e MODARES, 2004).

Em 1974, os programas reguladores da AEC estavam sob fortes ataques que o congresso decidiu abolir a agência. Defensores e críticos da energia nuclear concordaram que as funções de promoção e regulamentação da AEC estavam em conflito e deveriam ser atribuídas a órgãos distintos. O *Energy Reorganization Act* de 1974 criou a NRC (*Nuclear Regulatory Commission*) que assumiu a responsabilidade pela regulamentação da energia nuclear assegurando proteção à saúde e segurança do público (KELLER e MODARES, 2004).

2.3 O surgimento e o impacto do WASH-1400

No final dos anos 60 e início de 70 devido ao número de usinas nucleares construídas ou em construção, a segurança de reatores passou a ser uma importante questão de política pública.

No final da década de 40 e grande parte dos anos 50 a opinião pública era favorável à tecnologia nuclear. No entanto, no final dos anos 50 e início de 60, o público se tornou mais preocupado e consciente com os riscos nucleares tais como, precipitação radioativa e testes de armas nucleares. Nesta década houve interesse do público em saber se havia ou não segurança nas usinas nucleares.

O desejo de segurança tornou-se mais urgente no final de 1960 e início de 1970, pois as críticas da oposição cresceram em relação aos critérios de segurança usados pela AEC para licenciamento de usinas nucleares, caracterizando-os como inadequado e inconsistente no que dizia respeito ao significado aparente de segurança de vários sistemas, estruturas e componentes da usina.

Em 1972, o Senador John O. Pastore, presidente da JCAE, ajudou a iniciar o projeto que se tornou conhecido como *Reactor Safety Study* (RSS), melhor conhecido como *Rasmussen Report* (WASH-1400). Além disso, no início de 1970, foi levantada uma série de preocupações sobre o desempenho do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo nos reatores. A AEC realizou experimentos em uma maquete de pequena escala. A Perda de Fluidos por Testes (LOFT – *Loss Of Fluid Tests*) sugeriu que o ECCS poderia não funcionar tão bem como planejado e impedir a injeção de água no núcleo e causar danos ao mesmo (KOUTS, 1998).

O RSS usou inicialmente árvores de falhas como base para cálculo de risco de um reator. Mas, logo se percebeu que a técnica não era tão eficaz para uma usina com sistemas complexos e, então, desenvolveu-se a árvore de eventos. Esta se tornou predominante no estudo de PRA (KELLER e MODARES, 2004).

As árvores de eventos olharam para duas áreas distintas:

- falhas nos grandes sistemas, como os sistemas de engenharia;
- sistema de contenção para prevenir a propagação de radiação no caso de um acidente.

A árvore de eventos começa com um evento iniciador, geralmente uma violação na integridade do sistema de refrigeração ou um transiente. Seu objetivo é decompor qualquer processo possível que poderá ocorrer após um evento iniciador que resultaria na liberação de radiação, em um conjunto de falhas discretas, tais que as probabilidades dos eventos pudessem ser estimadas. Árvores de falhas foram usadas para modelar a probabilidade dos eventos incluídos nas árvores de eventos. Assim, cada árvore de eventos traçou todo o caminho do evento iniciador para a eventual falha da contenção, e determinou a probabilidade do evento.

Além do LOCA, a equipe do RSS também estudou os transientes e as principais áreas de interesse foram: aumento da pressão do reator, diminuição da vazão de refrigerante, e aumento da pressão do refrigerante. Pois cada uma dessas três áreas poderia levar ao derretimento do núcleo ou à falha do Sistema de Refrigeração do Reator. Fatalidades humanas, perdas econômicas e danos ambientais foram estimados após uma análise das consequências externas. O elemento mais importante desta análise foi o cálculo da exposição humana e mortes subsequentes devido a qualquer radiação liberada para o ambiente (KELLER e MODARES, 2004).

De posse de dados meteorológicos e demográficos, o RSS estava apto a calcular os efeitos e caminhos da radiação em residências próximas. O objetivo foi estimar o efeito mais realista da radiação, baseando-se em valores de melhor estimativa e evitar o uso de suposições conservadoras. Além de efeitos sobre a saúde da população, o estudo também tentava prever danos associados a acidentes com reatores. A equipe de estudo do RSS estudou mais de 1000 sequências para o derretimento do núcleo em reatores do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*).

Durante a preparação do relatório, ocorreu o incêndio na usina *Brown's Ferry* em 1975, e foi comentado e exigido um estudo mais aprofundado. O RSS observou que medidas simples para melhorar a prevenção de incêndios e as

capacidades de combatê-los poderiam reduzir significativamente as probabilidades de falhas no reator em um incêndio (NRC, 1975).

O RSS verificou que pequenos LOCA_s podem contribuir mais do que os grandes para o derretimento do núcleo. A equipe demorou três anos para completar esse estudo.

Os esforços e modelagens do RSS conseguiram reduzir a um resultado preciso e muito mais realista, em comparação com os esforços anteriores, usando árvores de eventos e árvores de falhas, olhando para a interação de um núcleo fundido com o sistema de contenção, investigando falha de causa comum e falha humana, a compreensão do significado de segurança e suporte a outros sistemas sem segurança, e determinar possíveis problemas de operação e manutenção. A versão final do WASH-1400 foi publicada em outubro de 1975.

2.4 O relatório do Lewis Committee sobre o WASH-1400

O primeiro encontro do *Risk Assessment Review Group* também conhecido como *Lewis Committee* aconteceu em agosto de 1977. Este comitê relatou que as metodologias de árvores de eventos / falhas apresentavam o quadro mais completo para a análise de risco em um reator nuclear. A maior crítica feita não foi ao relatório em si, mas sim ao seu mau uso como estimativa prematura do risco absoluto no reator sem consideração de uma grande margem de incerteza envolvida (LEWIS, 1978).

O grupo identificou várias áreas onde o RSS não abordou bem as incertezas, incluindo o uso de modelos, as variações entre os reatores e a propagação de erro, onde dados genéricos foram usados ao invés de dados experimentais. Os efeitos da radiação também foram criticados devido à falta de dados. O Comitê indicou à NRC a necessidade de mais pesquisas na área de erros humanos devido à incapacidade de determinar se a contribuição para o risco estimado, associado a intervenções humanas, foi retratada com precisão no RSS.

2.5 RSS pós-revisão e o acidente de Three Mile Island

Após o *Lewis Committe Report* de setembro de 1978, a NRC retirou seu apoio ao RSS, porém a Comissão tentou fazer com que a equipe da NRC usasse a técnica APR (LEWIS, 1978). No entanto, como a equipe só conhecia o método determinístico de análise, não se preocupou em aprender a análise probabilística. Com isso, a equipe da NRC passou 2 meses reescrevendo seus relatórios de segurança e removendo qualquer referência ao RSS. Neste período, ocorreu o acidente em TMI na unidade 2, em março de 1979, onde cerca da metade do núcleo derreteu (KELLER e MODARES, 2004). O incidente indicou que acidentes mais graves, não necessariamente relatados no processo de licenciamento, são possíveis e que eram necessárias novas medidas para regulamentação nuclear.

O acidente confirmou que pequenos LOCAs são mais perigosos que os grandes e que a NRC usou os acidentes básicos de projeto (DBA) como os piores casos de LOCAs em licenciamento de reatores. O RSS também mostrou o papel potencial do erro humano, que mostrou ser um fator altamente significativo no acidente de TMI quando os operadores desligaram o ECCS, apesar do fato de que esse erro não estava relatado. Com isso, a NRC passou 2 meses restaurando as referências do RSS, essa decisão em parte porque uma das sequências do acidente estudado no RSS – onde válvulas do pressurizador falharam ao fechar – foi similar ao que ocorreu em TMI, quando ajustado para diferentes reatores. Aquela sequência em particular não tinha sido identificada como um problema potencial antes do RSS. Posteriormente, a NRC deu mais ênfase na formação de operadores e fatores humanos no desempenho da planta, investigação de acidentes severos que poderiam ocorrer como resultado de falhas (como ocorrido em TMI), planejamento de emergência, histórico de operação da usina, e outros assuntos semelhantes.

Na época, a pesquisa de segurança estava concentrada em grandes LOCAs, geralmente, na ruptura de uma tubulação. O relatório de TMI sugeriu que as pesquisas futuras em segurança de reatores deveriam ser consistentes com prioridades determinadas por suas respectivas contribuições de risco e não só olhar

para LOCAs mas também para transientes. Somente o RSS forneceu um grande número de informações sobre as contribuições relativas ao cenário do acidente.

2.6 Pós-acidente TMI e ressurgimento do uso de PRA

Após a publicação dos relatórios do *Lewis Committee* e do acidente de TMI, a NRC iniciou pesquisas sobre explosões de vapor em várias condições, possíveis interações entre o núcleo fundido e o concreto subjacente, e estudo dos processos básicos envolvendo a liberação de material radioativo a partir da fusão do combustível (MURPHY e BUDNITZ, 2001). Estas três áreas foram identificadas no RSS como necessidades de estudos aprofundados.

Reconhecendo a falta de qualquer documento formal de orientação para realizar PRAs, um esforço para desenvolver tais documentos foi proposto pela *American Nuclear Society (ANS)* e o *Institute for Electrical and Electronics Engineers (IEEE)* à NRC e a criação dos documentos foi iniciada em 1983. Como resultado foi publicado métodos para o desempenho de PRAs para usinas nucleares (NUREG / CR-2300, *PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plant*) (MESERVE, 2001).

Paralelamente aos esforços da NRC relatados para PRA, durante o início e meados de 1980, proprietários de várias instalações completaram suas próprias PRAs para facilitar técnicas de atualizações, ou caracterizar o risco para a população local. Subsequente ao relatório da *Kemeny Commission* em 1986, comissão que investigou o acidente de TMI em 1979, e baseado na ideia de longo prazo da ACRS. Esta começou debates intensivos e encontros públicos, que levaram a NRC a estabelecer uma política final com metas qualitativas de segurança e objetivos quantitativos associados à saúde. Durante a deliberação da ACRS, o RSS apresentou metodologias mais claras para medir as metas de segurança quantitativas propostas. O principal problema da NRC, em metas de segurança em desenvolvimento foi em como usar técnicas PRA para ajudar a articular um nível

aceitável de risco, em outras palavras em como definir o quão seguro realmente é o seguro (MESERVE, 2001).

Em 1986 a NRC começou a trabalhar no que se tornaria o NUREG-1150, *Severe Accident Risks: An Assessment for Five US Nuclear Power Plant*, que foi essencialmente uma atualização do RSS, com 10 anos de experiência a mais, conhecimento de PRA, e metodologias ganhas na sequência após o lançamento do RSS.

O NUREG-1150 foi publicado em versão final em dezembro de 1990, na sequência de uma revisão longa e extensa, internamente pela NRC, e também pela *American Nuclear Society* e a *International Atomic Energy Agency*. Este foi o passo mais importante para a NRC após a publicação do RSS; diversas áreas de segurança tais como mecanismos de falha e potenciais de grandes cargas, foram investigadas. O NUREG-1150 mostrou que os riscos de acidentes graves foram inferiores aos calculados no RSS, principalmente através de um grande banco de dados e modelos mais sofisticados (KELLER e MODARES, 2004).

Para tornar a tecnologia e métodos disponíveis para a indústria, em novembro de 1988 a NRC publicou a *Generic Letter 88-20, IPE (Individual Plant Examination) for Severe Accident Vulnerabilities* (KELLER e MODARES, 2004). Esta carta reconheceu que cada usina nuclear é única e pode ter vulnerabilidades específicas da planta.

A carta deu benefícios adicionais para a realização de PRAs – suporte nas ações de licenciamento, renovação de licença, gerenciamento de risco, e avaliação integrada de segurança. Nessa carta a NRC discutiu o que era PRA e como a indústria deveria usá-la no futuro. Como resultado da mesma, 74 PRAs com diferentes graus de detalhamentos, representando 106 usinas nucleares nos Estados Unidos foram concluídas em 1992 (KELLER e MODARES, 2004). Cada PRA olhando para a frequência de danos ao núcleo do reator (CDF – *Core Damage Frequency*) e a frequência de grande liberação imediata (LERF – *Large Early Release Frequency*).

Em 1995, o uso de PRA se estabeleceu na indústria nuclear. Como resultado, a NRC publicou uma declaração política ordenando o uso de PRA pelo seu pessoal para todas as questões regulamentares, deixando claro que a política de defesa em profundidade permaneceria como um elemento importante de licenciamento e processo decisório de regulamentação. Esta política introduziu um novo paradigma de regulamentação chamado RIR (*Risk-Informed Regulation*). Além disso, a EPRI (*Electric Power Research Institute*) publicou o *PSA Applications Guide* para ajudar a indústria a formalizar processos de decisão usando a Avaliação Probabilística de Segurança (PSA – *Probabilistic Safety Assessment*) (EPRI, 1995).

A NRC publicou em 1998 uma série de Guias Reguladores (*Regulatory Guides – RGs*) para definir como os resultados de PRA deveriam ser avaliados na abordagem RIR (AHEARNE, 2001). Os maiores benefícios encontrados pela NRC com o uso de PRA foram relatos envolvendo operações do reator e sistemas de segurança. No mesmo ano a NRC introduziu seu novo ROP (*Reactor Oversight Process*), com sete pilares básicos para proteger a saúde pública e garantir a segurança com respeito à operação de usinas nucleares. Esta missão foi dividida em três áreas: segurança do reator, proteção radiológica, e salvaguardas.

A NRC anunciou sua filosofia de segurança definindo limites objetivos para esses pilares. As quatro primeiras abordagens são derivadas da PRA para a segurança da planta: eventos iniciadores, atenuação de sistemas, integridade da barreira, e preparação para emergências. Os outros incluem segurança ocupacional de radiação, segurança de radiação pública, e proteção física (KELLER e MODARES, 2004).

A PRA é dividida em três níveis:

- Nível 1 – cálculo da frequência de degradação do núcleo;
- Nível 2 – fenomenologia na contenção do reator dado que ocorreu o acidente;
- Nível 3 – consequências ambientais externas à contenção do reator.

Atualmente, pela AIEA, a sigla PRA tem sido substituída por PSA contendo o Nível 1, Nível 2 e Nível 3, enfatizando a importância do Nível 1 quanto a atuação dos sistemas de segurança na tentativa de evitar o acidente, o Nível 2 para mitigar o

acidente mantendo a integridade da contenção e o Nível 3 estima as consequências externas.

3 METODOLOGIAS

Para o desenvolvimento do presente trabalho e análise das possíveis sequências de acidentes foram utilizadas duas técnicas de análise probabilística denominadas: árvore de eventos (ET – *Event Tree*) e árvore de falhas (FT – *Fault Tree*). Para tal, foi utilizado o software SAPHIRE (*System Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations*), versão 6.0.

Esse software foi desenvolvido em meados da década de 80 pela INL (*Idaho National Laboratory*), para a NRC, para servir de apoio e auxiliar no desenvolvimento de Avaliação Probabilística de Risco das centrais nucleares (SMITH, KNUDSEN, *et al.*, 2007). Atualmente, a NRC possui as versões 7.0 e 8.0 do SAPHIRE para suas atividades RIR (*Risk-Informed Regulation*).

3.1 Funções básica do SAPHIRE

O SAPHIRE é um software que fornece aos seus usuários ferramentas para desenvolver árvores de falhas e árvores de eventos. Os portões mais utilizados no desenvolvimento de uma árvore de falhas estão representados na Figura 1.

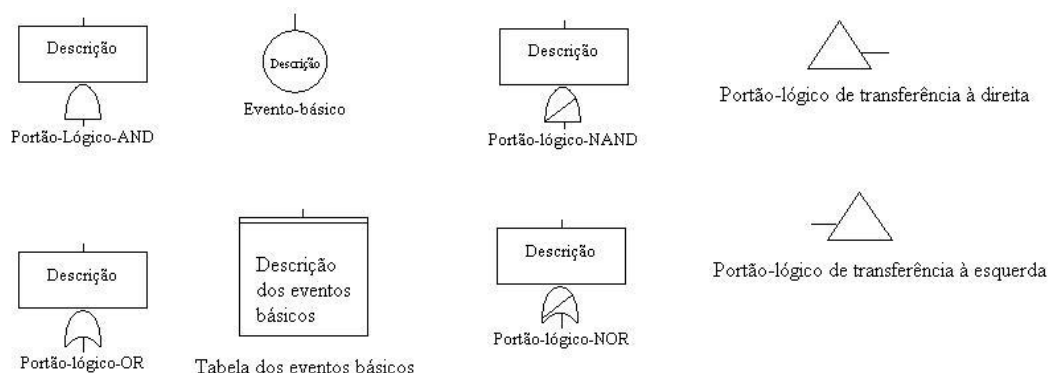
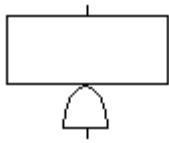
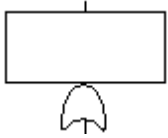


Figura 1: Portões lógicos.

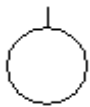
Da Figura 1, temos:



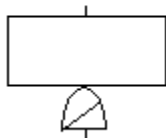
Portão And – para haver falha é necessário que todos os eventos ocorram.



Portão Or – para haver falha é necessário que ocorra qualquer evento.

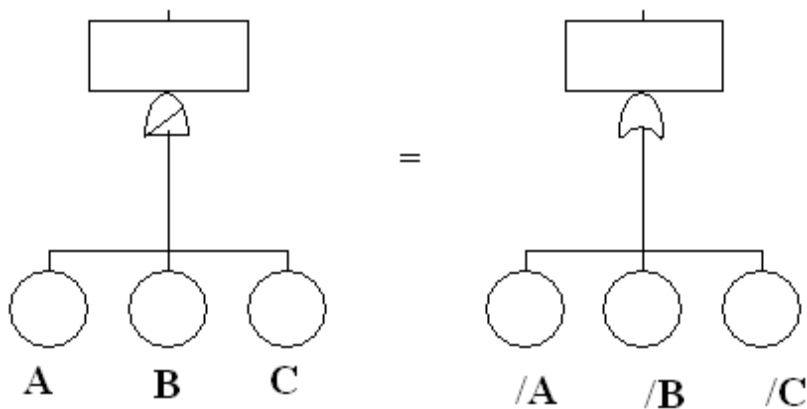


Evento básico – representa uma falha, erro humano, uma condição adversa etc.

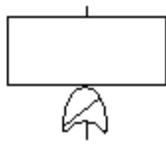


Portão NAND – há falha se qualquer um dos eventos básicos não ocorrer.

Exemplo:

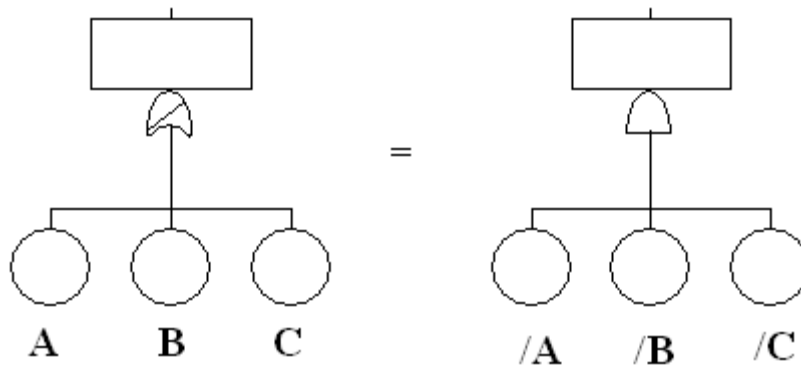


Onde “/” representa não evento (MCCORMICK, 1981).

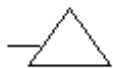


Portão NOR – há falha se nem um dos eventos básicos ocorrer.

Exemplo:



Este símbolo é usado para indicar que há uma transferência de eventos à direita da árvore de falhas.



Este símbolo é usado para indicar que há uma transferência de eventos à esquerda da árvore de falhas.

Sejam dois eventos básicos A e B, a probabilidade de ocorrer um evento utilizando o portão lógico OR, caso A e B sejam eventos mutuamente exclusivos ($P(A \cap B) = \emptyset$), é dada por:

$$P(A \cup B) = P(A) + P(B) \quad (3.1)$$

Para o caso dos eventos A e B serem independentes a probabilidade de ocorrência será calculada por:

$$P(A \cup B) = P(A) + P(B) - P(A) \times P(B) \quad (3.2)$$

Se a $P(A)$ e a $P(B)$ forem muito menor do que 1, então o termo $P(A) \times P(B)$ pode ser desprezado.

Os eventos básicos representam as falhas que podem ocorrer, seja por falha de equipamento ou por erro humano, e nas árvores de falhas ocupam as ramificações mais baixas.

Se não houver nenhuma informação sobre o caminho em que o evento iniciador – qualquer situação durante operação à potência que exija o desligamento do reator – poderá propagar-se, então há $2^{(n-1)}$ sequências de acidentes (MCCORMICK, 1981), onde n é o número de sistemas que deve atuar para mitigar a ocorrência do evento iniciador.

O SAPHIRE calcula a contribuição de um evento básico para a ocorrência do evento topo ou para a sequência dos acidentes utilizando álgebra booleana. Além disso, calcula medidas de importância que podem ser obtidas para cada evento básico para sua correspondente árvore de falhas.

Segundo (IAEA, 2010), medidas de importância para eventos básicos, sistemas de segurança, grupos de eventos iniciadores, etc., devem ser calculadas e usadas para interpretar os resultados da APS.

Essas medidas de importâncias são: Fussell-Vesely (FV), Razão de Redução de Risco (RRR) ou Intervalo de Redução do Risco (IRR), Razão de Aumento do Risco (RAR) ou Intervalo de Aumento do Risco (IAR) e Importância Birnbaum (B).

Fussell-Vesely (FV) – é uma indicação da percentagem do conjunto de cortes mínimos pelo conjunto de cortes que contém o evento básico.

Para um evento básico específico, a medida de importância de Fussell-Vesely é a contribuição fracional para a frequência total de dano ao núcleo para todas as sequências de acidentes que contêm o evento básico a ser avaliado.

A equação para a importância FV é:

$$FV(x) = \frac{F(x) - F(0)}{F(x)} \quad (3.3)$$

onde:

$F(x)$ é a frequência de ocorrência de uma sequência acidental calculada a partir do valor médio da probabilidade de ocorrência cuja sequência envolve o evento básico (x);

$F(0)$ é a frequência de ocorrência de uma sequência acidental calculada tomando-se o valor da probabilidade de ocorrência do evento básico (x) igual a 0.

Razão de Redução de Risco (RRR) ou Intervalo de Redução do Risco (IRR) – indicação de quanto o conjunto de cortes mínimos diminuiria se a probabilidade do evento básico fosse reduzida para 0.

O valor de redução de risco é o decréscimo relativo na frequência de dano ao núcleo se a probabilidade do modo da falha particular é considerada ser zero. O valor de redução de risco é uma função direta da confiabilidade do equipamento e pode ser usado para avaliar a contribuição do modo de falha para frequência de dano ao núcleo (IAEA, 2010).

$$RRR(x) = \frac{F(x)}{F(0)} \quad (3.4)$$

$$IRR(x) = F(x) - F(0) \quad (3.5)$$

Razão de Aumento do Risco (RAR) ou Intervalo de Aumento do Risco (IAR) – indicação de quanto o conjunto de cortes mínimos aumentaria se a probabilidade do evento básico fosse aumentada para 1.

$$RAR(x) = \frac{F(1)}{F(x)} \quad (3.6)$$

$$IAR(x) = F(1) - F(x) \quad (3.7)$$

Importância Birnbaum (B) – é uma indicação da sensibilidade do conjunto de cortes mínimos com respeito a uma mudança no evento básico.

É uma medida do aumento de risco quando o componente que está falhado é comparado com o componente em operação.

$$B(x) = F(1) - F(0) \quad (3.8)$$

Isolando $F(0)$ e $F(1)$ nas equações (3.5) e (3.7) e substituindo em (3.8), chegamos à seguinte expressão:

$$B(x) = IRR(x) + IAR(x) \quad (3.9)$$

A Figura 2 ilustra uma tela produzida pelo SAPHIRE, onde os resultados relativos às medidas de importância são apresentados.

Event Name	# of Occur	Probability	F-V	Risk Reduc. Ratio	Risk Incre. Ratio
EB1	1	1.000E-002	9.355E-001	1.550E+001	9.361E+001
EB9	2	2.350E-002	5.269E-002	1.056E+000	3.188E+000
EB7	2	2.350E-002	5.269E-002	1.056E+000	3.188E+000
EB2	2	1.000E-002	9.338E-003	1.009E+000	1.924E+000
EB4	2	1.000E-002	9.266E-003	1.009E+000	1.917E+000
EB8	2	6.970E-004	1.562E-003	1.002E+000	3.238E+000
EB10	2	6.970E-004	1.562E-003	1.002E+000	3.238E+000
EB5	1	2.779E-006	2.574E-004	1.000E+000	9.361E+001
EB6	2	8.200E-005	7.597E-005	1.000E+000	1.926E+000
EB3	2	3.600E-006	3.361E-006	1.000E+000	1.934E+000

Figura 2: Medidas de importância.

3.2 Árvore de eventos

Uma árvore de eventos descreve uma falha inicial dentro da central e, a partir daí, passa a examinar o curso dos eventos seguintes.

Seja P_i a probabilidade de falha de um determinado sistema na sua trajetória desde o evento iniciador até seu estado final. A probabilidade de falha em cada bifurcação da árvore de eventos é determinada da seguinte maneira: cada ramo para cima representa o sucesso do sistema, que é o complemento da falha, ou seja, $1-P_i$, e o ramo para baixo representa a falha com probabilidade P_i .

A frequência de uma sequência é calculada pelo produto da probabilidade de falha (P_i) com a probabilidade de sucesso ($1-P_i$) de cada sistema ao longo da sequência e finalmente multiplicada pela frequência do evento iniciador. Veja a Figura 3.

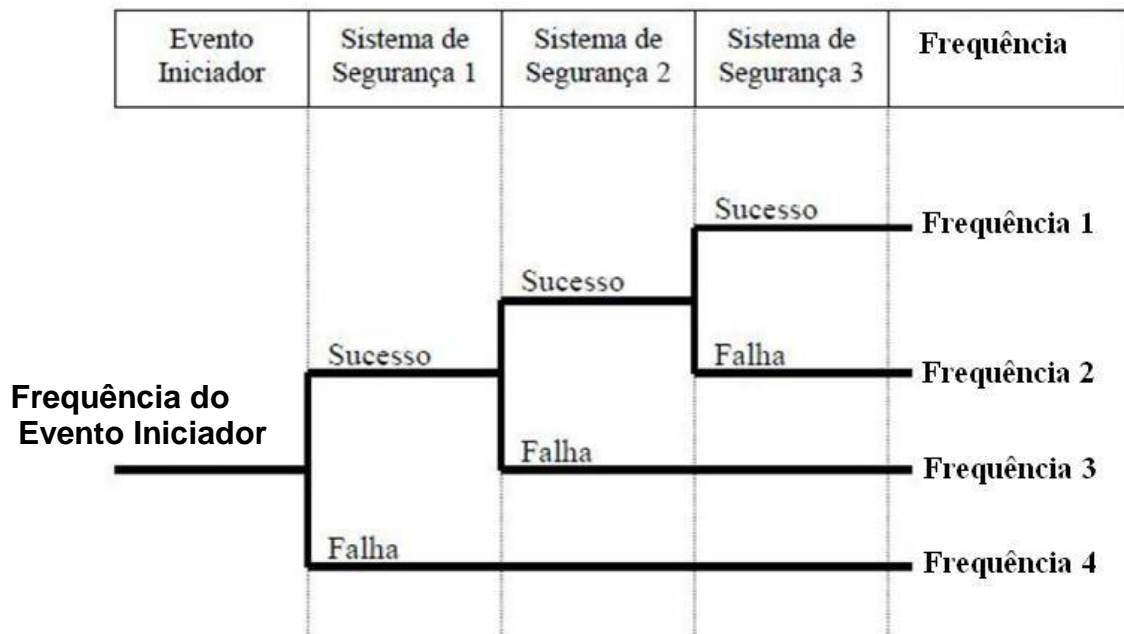


Figura 3: Modelo de uma árvore de eventos.

Para compreender melhor os cálculos das frequências mostradas na Figura 3, consideremos:

$f(EI)$ = a frequência do Evento Iniciador

i = índice correspondente a cada sistema

P_i = a probabilidade de falha do sistema correspondente ao índice i

$1-P_i$ = a probabilidade do sucesso do sistema correspondente ao índice i

F_i = frequência de falha do sistema de segurança i

Assim, temos para cada uma das sequências representadas na Figura 3 os seguintes procedimentos matemáticos:

$$f(EI) \times (1 - P_1) \times (1 - P_2) \times (1 - P_3) = F_1 \quad (3.10)$$

$$f(EI) \times (1 - P_1) \times (1 - P_2) \times (P_3) = F_2 \quad (3.11)$$

$$f(EI) \times (1 - P_1) \times (P_2) = F_3 \quad (3.12)$$

$$f(EI) \times (P_1) = F_4 \quad (3.13)$$

3.3 Árvore de falhas

Uma árvore de falhas determina a probabilidade de falha dos sistemas de segurança identificados na sequência descrita na árvore de eventos.

No SAPHIRE, a construção de uma árvore de falhas inicia-se com a introdução dos eventos básicos, suas probabilidades de ocorrência (falhas no caso) e como estes se conectam logicamente com o evento topo segundo os critérios de falha e sucesso do sistema. Após a construção da árvore de falhas, o *software*

calcula a probabilidade de ocorrência o evento topo. A Figura 4 é um exemplo de árvore de falhas que pode ser construída no SAPHIRE.

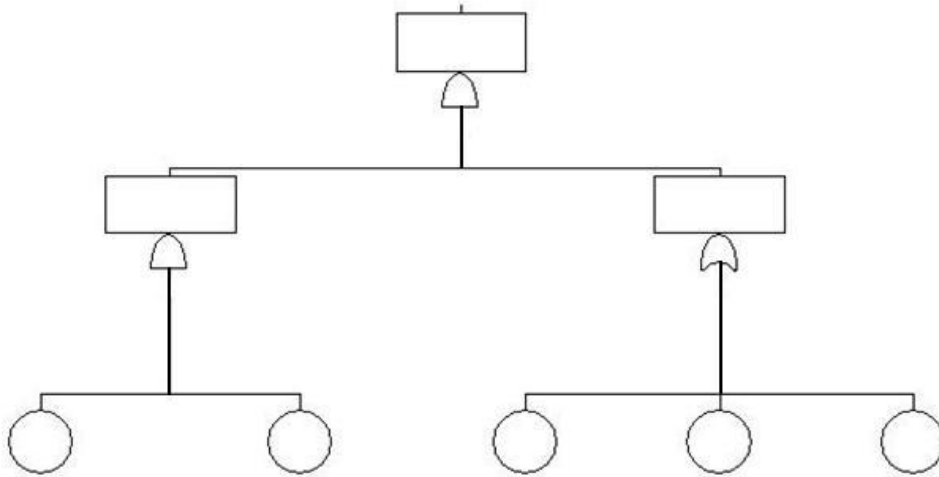


Figura 4: Modelo de árvore de falhas.

3.4 Aplicação simples

Informações sobre a probabilidade de falha de um subsistema, a probabilidade do evento topo, ou qualquer outro evento indesejado que possa ter alta ou baixa contribuição para causar danos ao núcleo do reator podem ser obtidas ao se fazer uma análise qualitativa de uma árvore de falhas.

Nesta etapa do trabalho será demonstrado matematicamente como calcular a probabilidade do evento topo.

Consideremos a árvore de falhas da Figura 5, onde EB é a representação dos eventos básicos, cuja probabilidade de falhas é representada por $P(EB)$, e G a representação dos eventos descritos nos portões, a probabilidade de ocorrer um evento G é indicada por $P(G)$. Nos passos seguintes serão desenvolvidos matematicamente os procedimentos para calcular a probabilidade do evento topo, informações mais detalhadas podem ser encontradas em (GUIMARÃES, 1997).

Começaremos o desenvolvimento para os cortes mínimos.

Um corte mínimo é a menor combinação de falhas dos componentes que, se todas elas ocorrerem, causará o evento topo (VESELY, GOLDBERG, *et al.*, 1981).

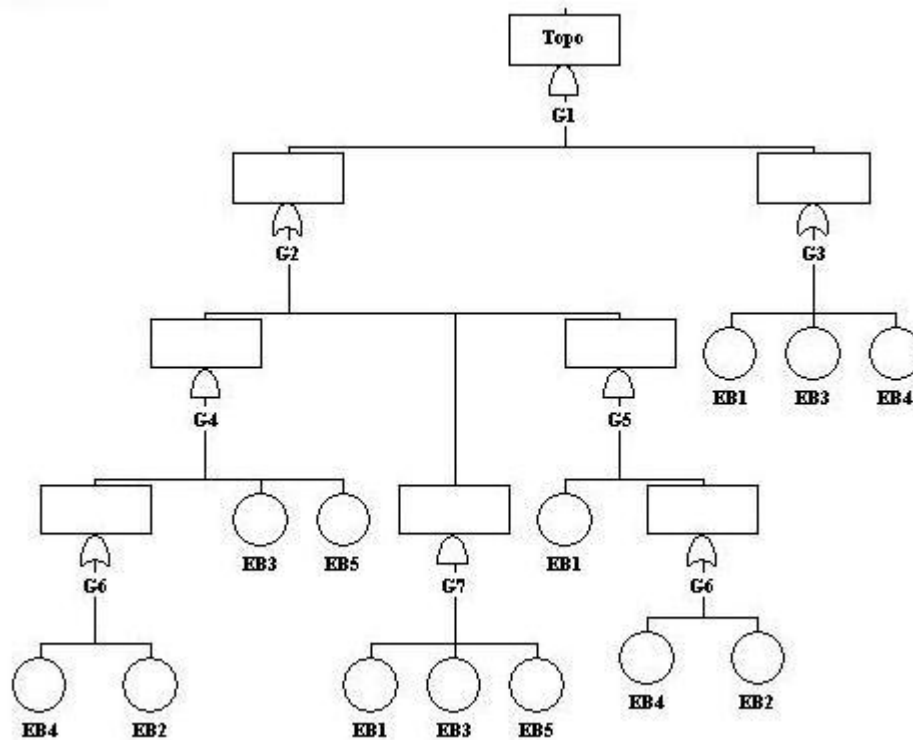


Figura 5: Gráfico da árvore de falhas para cálculo de cortes mínimos.

Da Figura 5 temos:

$$P(G1) \text{ AND } P(G2) \text{ P}(G3) \quad (3.14)$$

$$P(G2) \text{ OR } P(G4) \text{ P}(G5) \text{ P}(G7) \quad (3.15)$$

$$P(G3) \text{ OR } P(EB1) \text{ P}(EB3) \text{ P}(EB4) \quad (3.16)$$

$$P(G6) \text{ OR } P(EB2) \text{ P}(EB4) \quad (3.17)$$

$$P(G4) \text{ AND } P(G6) \text{ P}(EB3) \text{ P}(EB5) \quad (3.18)$$

$$P(G5) \text{ AND } P(G6) \text{ P}(EB1) \quad (3.19)$$

$$P(G7) \text{ AND } P(EB3) \text{ P}(EB5) \text{ P}(EB1) \quad (3.20)$$

Passo 1

O portão P(G1) é substituído pelos seus dados de entrada. Se o portão P(G1) é um portão OR, então os dados de entrada são colocados em uma coluna. Se o portão P(G1) é um portão AND os dados são colocados na mesma linha. Então, o primeiro passo é o seguinte:

$$P(G2) \ P(G3) \qquad \qquad \qquad (3.21)$$

Passo 2

Neste, P(G2) é substituído pelos seus três dados de entrada. Sendo P(G2) do tipo OR cada dado de entrada torna-se uma coluna. Isto resulta em:

$$P(G4) \ P(G3) \qquad \qquad \qquad (3.22)$$

$$P(G5) \ P(G3) \qquad \qquad \qquad (3.23)$$

$$P(G7) \ P(G3) \qquad \qquad \qquad (3.24)$$

Passo 3

Neste passo, P(G4) é substituído pelos seus dados de entrada P(G6), P(EB3) e P(EB5). Somente a primeira linha é modificada, pois o portão é do tipo AND. Os resultados são:

$$P(EB3) \ P(EB5) \ P(G3) \ P(G6) \qquad \qquad \qquad (3.25)$$

$$P(G5) \ P(G3) \qquad \qquad \qquad (3.26)$$

$$P(G7) \ P(G3) \qquad \qquad \qquad (3.27)$$

Passo 4

O próximo, P(G5) é expandido. É um portão AND e substituindo seus dados de entrada por linha. Os resultados deste passo são:

$$P(EB3) \ P(EB5) \ P(G3) \ P(G6) \qquad \qquad \qquad (3.28)$$

$$P(EB1) P(G3) P(G6) \quad (3.29)$$

$$P(G7) P(G3) \quad (3.30)$$

Passo 5

O portão P(G7) é selecionado para ser processado. É um portão do tipo AND, e o resultado fica:

$$P(EB3) P(EB5) P(G3) P(G6) \quad (3.31)$$

$$P(EB1) P(G3) P(G6) \quad (3.32)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) P(G3) \quad (3.33)$$

Passo 6

O portão P(G6) é selecionado para expansão. O portão P(G6) é do tipo OR com dois dados de entrada. O resultado é:

$$P(EB2) P(EB3) P(EB5) P(G3) \text{ (Substitui P(G6) por P(EB2))} \quad (3.34)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(G3) \text{ (Substitui P(G6) por P(EB2))} \quad (3.35)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) P(G3) \text{ (Substitui P(G6) por P(EB4))} \quad (3.36)$$

$$P(EB1) P(EB4) P(G3) \text{ (Substitui P(G6) por P(EB4))} \quad (3.37)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) P(G3) \text{ (não envolve P(G6))} \quad (3.38)$$

Passo 7

Neste passo P(G3) é processado. O portão P(G3) é do tipo OR com três dados de entrada. O resultado é:

$$P(EB2) P(EB3) P(EB5) P(EB1) \quad (3.39)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(EB1) \quad (3.40)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) P(EB1) \text{ (Substitui P(G3) por P(EB1))} \quad (3.41)$$

$$P(EB4) P(EB1) P(EB1) \quad (3.42)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) P(EB1) \quad (3.43)$$

$$P(EB2) P(EB3) P(EB5) P(EB3) \quad (3.44)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(EB3) \quad (3.45)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) P(EB3) \text{ (substitui G3 por P(EB3))} \quad (3.46)$$

$$P(EB1) P(EB4) P(EB3) \quad (3.47)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) P(EB3) \quad (3.48)$$

$$P(EB2) P(EB3) P(EB5) P(EB4) \quad (3.49)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(EB4) \quad (3.50)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) P(EB4) \text{ (substitui G3 por P(EB4))} \quad (3.51)$$

$$P(EB1) P(EB4) P(EB4) \quad (3.52)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) P(EB4) \quad (3.53)$$

Passo 8

Nesta etapa todos os portões foram eliminados e somente eventos básicos estão presentes. O próximo passo é aplicar a lei de idempotência, $A \times A = A$. isto resulta em:

$$P(EB2) P(EB3) P(EB5) P(EB1) = P(EB1) P(EB2) P(EB3) P(EB5) \quad (3.54)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(EB1) = P(EB1) P(EB2) \quad (3.55)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) P(EB1) = P(EB1) P(EB1) P(EB4) P(EB5) \quad (3.56)$$

$$P(EB4) P(EB1) P(EB1) = P(EB1) P(EB4) \quad (3.57)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) P(EB1) = P(EB1) P(EB3) P(EB5) \quad (3.58)$$

$$P(EB2) P(EB3) P(EB5) P(EB3) = P(EB2) P(EB3) P(EB5) \quad (3.59)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(EB3) = P(EB1) P(EB2) P(EB3) \quad (3.60)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) = P(EB3) P(EB4) P(EB5) \quad (3.61)$$

$$P(EB1) P(EB4) P(EB3) = P(EB1) P(EB3) P(EB4) \quad (3.62)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) P(EB3) = P(EB1) P(EB3) P(EB5) \quad (3.63)$$

$$P(EB2) P(EB3) P(EB5) P(EB4) = P(EB2) P(EB3) P(EB4) P(EB5) \quad (3.64)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(EB4) = P(EB1) P(EB2) P(EB4) \quad (3.65)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) P(EB4) = P(EB3) P(EB4) P(EB5) \quad (3.66)$$

$$P(EB1) P(EB4) P(EB4) = P(EB1) P(EB4) \quad (3.67)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) P(EB4) = P(EB1) P(EB3) P(EB4) P(EB5) \quad (3.68)$$

Passo 9

O próximo passo é o da absorção ($A + (A \times B) = A$). Isto é, todos os cortes considerados como não mínimos, devem ser eliminados, bem como os termos duplicados.

$$P(EB1) P(EB2) \quad (3.69)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(EB3) \text{ (eliminado por } P(EB1) P(EB2)) \quad (3.70)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(EB3) P(EB5) \text{ (eliminado por } P(EB1) P(EB2)) \quad (3.71)$$

$$P(EB1) P(EB2) P(EB4) \text{ (eliminado por } P(EB1) P(EB2)) \quad (3.72)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB4) \text{ (eliminado por } P(EB1) P(EB4)) \quad (3.73)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB4) P(EB5) \text{ (eliminado por } P(EB1) P(EB4)) \quad (3.74)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB4) P(EB5) \text{ (eliminado por } P(EB1) P(EB4)) \quad (3.75)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) \quad (3.76)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) \text{ (corte mínimo repetido)} \quad (3.77)$$

$$P(EB1) P(EB4) \quad (3.78)$$

$$P(EB1) P(EB4) \quad (3.79)$$

$$P(EB2) P(EB3) P(EB4) P(EB5) \text{ (eliminado por } P(EB2) P(EB3) P(EB5)) \quad (3.80)$$

$$P(EB2) P(EB3) P(EB5) \quad (3.81)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) \quad (3.82)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) \text{ (corte mínimo repetido)} \quad (3.83)$$

Passo 10

Os cinco conjuntos finais são os cortes mínimos para este exemplo. São eles:

$$P(EB1) P(EB2) \quad (3.84)$$

$$P(EB1) P(EB4) \quad (3.85)$$

$$P(EB1) P(EB3) P(EB5) \quad (3.86)$$

$$P(EB2) P(EB3) P(EB5) \quad (3.87)$$

$$P(EB3) P(EB4) P(EB5) \quad (3.88)$$

3.5 Equação booleana para árvore de falhas

A álgebra booleana possui extrema importância em situações de dicotomia: interruptores são abertos ou fechados, válvula são abertas ou fechadas, eventos podem ou não ocorrer (VESELY, GOLDBERG, *et al.*, 1981).

Uma árvore de falhas pode ser pensada e traduzida para equações booleanas. A representação é simples e direta, pois um portão AND pode ser interpretado pelo operador "interseção" e um portão OR pode ser representado pelo operador "união" da teoria dos conjuntos.

Nesta etapa, serão desenvolvidos cálculos para a obtenção dos cortes mínimos da Figura 5 utilizando álgebra booleana.

As equações para a árvore da Figura 5 são:

$$P(G1) = P(G2 \cap G3) \quad (3.89)$$

$$P(G2) = P(G4 \cup G5 \cup G7) \quad (3.90)$$

$$P(G3) = P(EB1 \cup EB3 \cup EB4) \quad (3.91)$$

$$P(G6) = P(EB2 \cup EB4) \quad (3.92)$$

$$P(G4) = P(G6 \cap EB3 \cap EB5) \quad (3.93)$$

$$P(G5) = P(G6 \cap EB1) \quad (3.94)$$

$$P(G7) = P(EB1 \cap EB3 \cap EB5) \quad (3.95)$$

Passo 1

O primeiro passo é iniciar com a equação do Topo:

$$P(G1) = P(G2 \cap G3) \quad (3.96)$$

Passo 2

Neste passo $P(G2)$ e $P(G3)$ são substituídos pelos seus dados de entrada. O seguinte resultado é obtido:

$$P(G1) = P(G4 \cup G5 \cup G7) \cap P(EB1 \cup EB3 \cup EB4) \quad (3.97)$$

Passo 3

Neste passo $P(G4)$, $P(G5)$ e $P(G7)$ são substituídos pelos seus dados de entrada para resultar em:

$$P(G1) = P(G6 \cap EB3 \cap EB5 \cup G6 \cap EB1 \cup EB1 \cap EB3 \cap EB5) \cap P(EB1 \cup EB3 \cup EB5) \quad (3.98)$$

Passo 4

Na próxima $P(G6)$ é substituído por seus dados de entrada

$$P(G1) = P(EB1 \cup EB3 \cup EB4) \cap P[(EB2 \cup EB4) \cap (EB3 \cap EB5) \cup (EB2 \cup EB4) \cap EB1 \cup EB1 \cap EB3 \cap EB5] \quad (3.99)$$

Neste ponto todos os portões são substituídos pelos seus dados de entrada, e a equação é constituída apenas de eventos básicos.

Passo 5

O próximo passo é expandir e combinar os termos para produzir:

$$P(G1) = P(EB1 \cup EB3 \cup EB4) \cap P[(EB2 \cap EB3 \cap EB5 \cup EB3 \cap EB4 \cap EB5 \cup EB1 \cap EB2 \cup EB1 \cap EB4 \cup EB1 \cap EB3 \cap EB5)] \quad (3.100)$$

Passo 6

Os termos do primeiro parêntese são expandidos para produzir:

$$P(G1) = P(EB1) \cap (P(EB2 \cap EB3 \cap EB5 \cup EB3 \cap EB4 \cap EB5 \cap EB1 \cap EB2 \cup EB1 \cap EB4 \cap EB1 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB3) \cap P(EB2 \cap EB3 \cap EB5 \cup EB3 \cap EB4 \cap EB5 \cup EB1 \cap EB2 \cup EB1 \cap EB4 \cup EB1 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB4) \cap P(EB2 \cap EB3 \cap EB5 \cup EB3 \cap EB4 \cap EB5 \cup EB1 \cap EB2 \cup EB1 \cap EB4 \cup EB1 \cap EB3 \cap EB5)) \quad (3.101)$$

Passo 7

Cada termo deve ser expandido para produzir:

$$P(G1) = P(EB1 \cap EB2 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB1 \cap EB2) \cup P(EB1 \cap EB1 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB1 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB3 \cap EB2 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB3 \cap EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB2 \cap EB3) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB2 \cap EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB3 \cap EB4 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB2 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB4 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB3) \cup P(EB4 \cap EB5) \quad (3.102)$$

Passo 8

A lei de idempotência ($A \cap A = A$) deve ser aplicada para produzir:

$$P(G1) = P(EB1 \cap EB2 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB2) \cup P(EB1 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB2 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB2 \cap EB3) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB2 \cap EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB2 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB3) \cup P(EB4 \cap EB5) \quad (3.103)$$

Passo 9

Finalmente, os cortes não mínimos são retirados da expressão. Os termos que são eliminados são facilmente observados na equação (3.104) (forma reduzida).

$$\begin{aligned}
 P(G1) = & P(EB \cap EB2 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup \quad (3.104) \\
 & P(EB1 \cap EB2) \cup P(EB1 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB2 \cap EB3 \\
 & \cap EB5) \cup P(EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB2 \cap EB3) \cup P(EB1 \cap EB3 \\
 & \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB3 \cap EB5) \cup P(EB2 \cap EB3 \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB3 \\
 & \cap EB4 \cap EB5) \cup P(EB1 \cap EB2 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB4) \cup P(EB1 \cap EB3) \\
 & \cup P(EB4 \cap EB5)
 \end{aligned}$$

A quantificação do evento topo após simplificações do tipo, eventos básicos estatisticamente independentes, permite que o valor do evento topo seja determinado da seguinte forma:

$$\begin{aligned}
 P(G1) = & P(EB1) \times P(EB2) + P(EB1) \times P(EB4) + P(EB1) \times P(EB3) \times P(EB5) + \quad (3.105) \\
 & P(EB2) \times P(EB3) \times P(EB5) + P(EB3) \times P(EB4) \times P(EB5)
 \end{aligned}$$

Note que este resultado é igual ao encontrado no caso anterior. Vale ressaltar que as regras da álgebra booleana vão além das que foram utilizadas nos cálculos desenvolvidos acima. Veja a Tabela 1.

Tabela 1: Regras de álgebra booleana.

Simbolismo Matemático	Designação
$x \cap y = y \cap x$ $x \cup y = y \cup x$	Lei Comutativa
$x \cap (y \cap z) = (x \cap y) \cap z$ $x \cup (y \cup z) = (x \cup y) \cup z$	Lei Associativa
$x \cap (y \cup z) = (x \cap y) \cup (x \cap z)$ $x \cup (y \cap z) = (x \cup y) \cap (x \cup z)$	Lei Distributiva

$x \cap x = x$ $x \cup x = x$	Lei Idempotência
$x \cap (x \cup y) = x$ $x \cup (x \cap y) = x$	Lei de Absorção
$x \cap x' = \phi$ $x \cup x' = \Omega$ $(x')' = x$	Complementação
$(x \cap y)' = x' \cup y'$ $(x \cup y)' = x' \cap y'$	Teorema de De Morgan
$\phi \cap x = \phi$ $\phi \cup x = x$ $\Omega \cap x = x$ $\Omega \cup x = \Omega$ $\phi' = \Omega$ $\Omega' = \phi$	Operações com ϕ e Ω
$x \cup (x' \cap y) = x \cup y$ $x' \cap (x \cup y') = x' \cap y' = (x \cup y)'$	Estas relações não são nomeadas, porém são frequentemente úteis no processo de redução.

Fonte:(VESELY, GOLDBERG, *et al.*, 1981).

4 APLICAÇÃO REAL DAS METODOLOGIAS

As metodologias apresentadas foram utilizadas para fazer uma APS do reator de pesquisa grego. Na época da alteração do projeto, estudos foram desenvolvidos por (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003) devido à troca dos elementos combustíveis que de altamente enriquecidos foram substituídos por elementos de baixo enriquecimento, gerando, assim, dados para esta aplicação.

Vale ressaltar que a maioria dos detalhes e dados físicos deste reator são idênticos aos de outros reatores de pesquisa do tipo piscina: iraniano, israelense, italiano, munique e reatores portugueses.

4.1 Reator de pesquisa grego

O reator de pesquisa grego (GRR-1) é um reator do tipo piscina de 5 MW com elementos combustíveis do tipo MTR (*Material Test Reactor*), é refrigerado e moderado a água leve desmineralizada.

Por recomendação do programa internacional RERTR (*Reduced Enrichment for Research and Test Reactor*), seu núcleo foi abastecido com urânio pouco enriquecido de elementos do tipo U_3Si_2-Al . O enriquecimento do elemento combustível é 19,75%, e o carregamento físsil é 12,34 g de ^{235}U por placa. O equilíbrio do LEU (*Low Enriched Uranium*) no núcleo contém 28 elementos combustíveis padrão e 5 elementos combustíveis de controle, dispostos sobre uma grade, Figura 7, num arranjo de 6 x 9 elementos. Cada elemento combustível padrão consiste em 18 placas planas. Os elementos de controle são do mesmo tamanho das placas padrões, porém consistem de apenas 10 placas, proporcionando assim uma lacuna interior para a inserção das barras de controle. O material de controle é composto por 80% Ag, 5% Cd e 15 % de In, Figura 8. O núcleo é refletido por berílio, Figura 9, em duas faces opostas, e está rodeado por água da piscina, Figura 6. Uma

coluna de grafite térmica está adjacente a um dos lados do núcleo. No meio do núcleo há um fluxo de absorção (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).



Figura 6: Piscina do GRR-1.

Fonte: (VALAKIS, TZIKA e SAVIDOU, 2011).

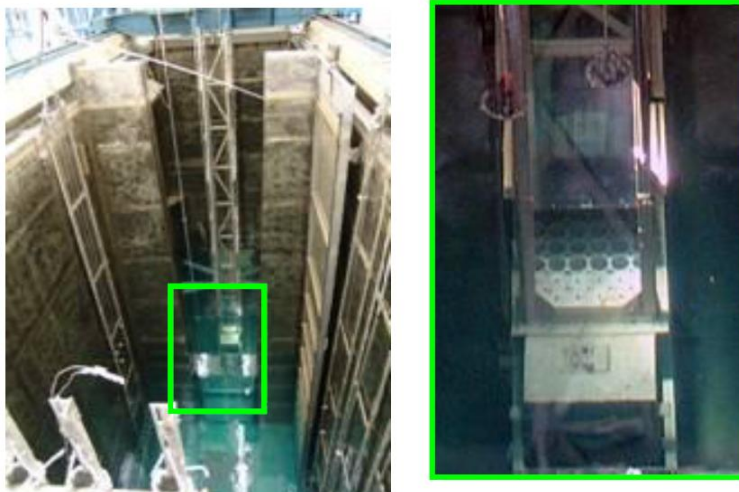


Figura 7: Placa de Grade do GRR-1.

Fonte: (VALAKIS, TZIKA e SAVIDOU, 2011).



Figura 8: Barra de controle composta de 80 % Ag, 5% Cd e 15% In.

Fonte: (VALAKIS, TZIKA e SAVIDOU, 2011).



Figura 9: Bloco de berílio de dimensões 15,3 x 15,8 x 86,0 cm.

Fonte: (VALAKIS, TZIKA e SAVIDOU, 2011).

O núcleo está suspenso numa piscina, Figura 6, de 9 m de profundidade e de volume aproximadamente 300 m³. Os elementos combustíveis são refrigerados por circulação da água da piscina a uma taxa de 450 m³ / h. A água flui para baixo através do núcleo, passa através de um tanque de decomposição e em seguida é bombeada de volta para a piscina através de trocadores de calor. Uma válvula articuladora na parte inferior da câmara de pressão de saída do núcleo permite a circulação natural através do núcleo, na ausência de circulação de fluxo forçado. A temperatura da piscina depende da potência do reator, assim como da temperatura externa, porque esta afeta a dissipação de calor nas torres de resfriamento. Na prática, observa-se que a temperatura da água varia entre 20°C e 44°C (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

4.2 Definições das funções de segurança do reator de pesquisa grego

O projeto do reator de pesquisa grego está incorporado por inúmeras funções de segurança para evitar que ocorram danos ao núcleo. Estas funções têm a finalidade de controlar a reatividade, remover o calor de decaimento do núcleo, manter a refrigeração do inventário primário, garantir a integridade da contenção e evitar a liberação de material radioativo para a atmosfera.

Estas funções integram o Sistema de Proteção do Reator que possui operações manuais e automáticas. Os sistemas que desempenham diretamente funções de segurança são as linhas de frente dos sistemas.

O sistema de segurança consiste de dois canais de segurança independentes, abastecimento de energia, e os circuitos de segurança com SCRAM, portas internas e alarmes.

No GRR-1 há cinco funções básicas de segurança mostradas na Tabela 2 e cujas linhas de frente dos sistemas estão presentes na Figura 11 para o evento iniciador LOCA do tipo guilhotina.

Tabela 2: Funções de segurança e linhas de frente dos sistemas correspondentes.

Função de segurança	Linha de frente do sistema
Controlar a reatividade	Sistema de Proteção do Reator <ul style="list-style-type: none"> • Automático • Manual
Remover e armazenar o calor de decaimento do núcleo	<ul style="list-style-type: none"> • Sistema de Remoção de Calor Primário • Piscina do Reator (convecção natural) • Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo
Armazenar o refrigerante no primário do reator	Isolamento da Piscina do Reator
Proteger a integridade da contenção	<ul style="list-style-type: none"> • Isolamento da Contenção • Sistema de Ventilação de Emergência
Evitar que material radioativo escape para a atmosfera	<ul style="list-style-type: none"> • Sistema de Ventilação de Emergência

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

O sistema de remoção de calor primário desempenha a função básica de segurança de remover calor do núcleo a baixa potência de operação e desligamento. O sistema de refrigeração secundário transfere calor do trocador de calor para as torres de resfriamento.

A convecção natural na piscina é possível através da abertura de uma válvula articulada que sela a saída do pleno do núcleo.

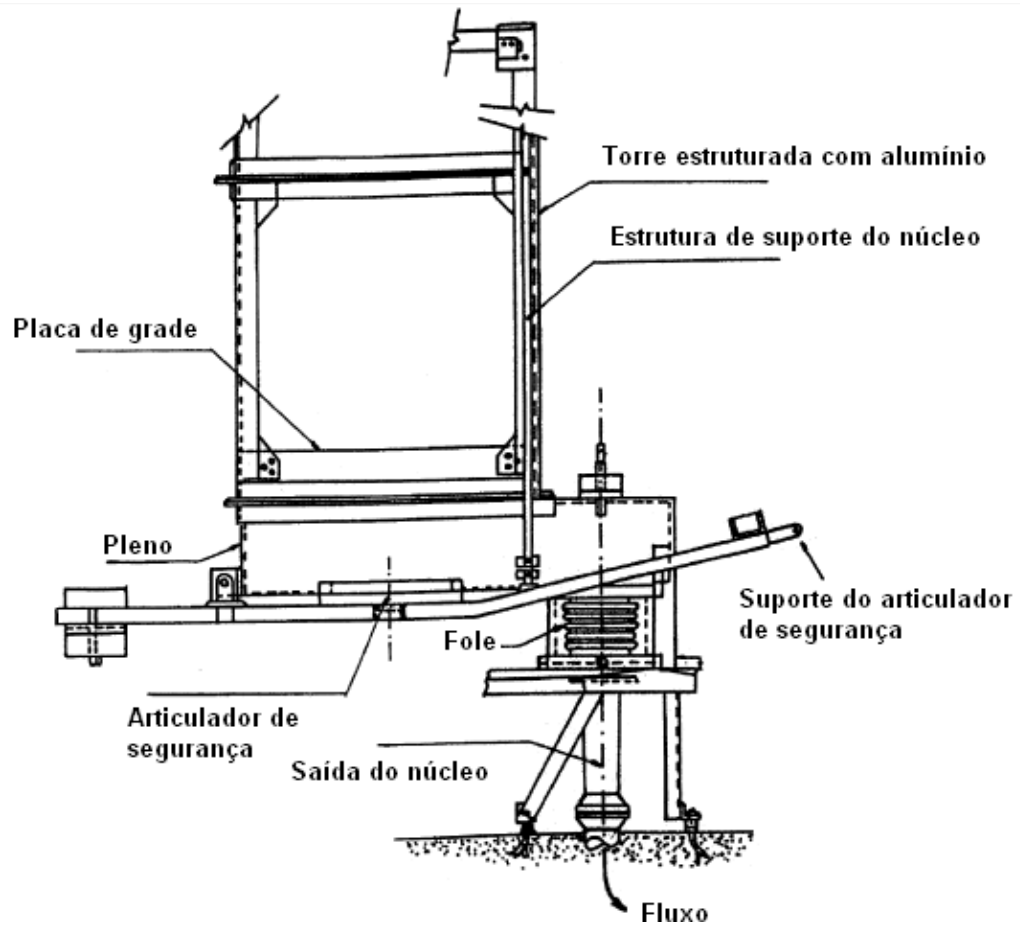


Figura 10: Pleno e articulador de segurança.

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

O articulador de segurança é contrabalanceado por uma válvula articulada ligada ao pleno, que é fixado ao rebordo (*flange*) inferior da placa de grade no fundo da torre de suporte ao núcleo (Figura 10). O articulador é contrabalanceado contra a pressão do pleno para manter a válvula fechada enquanto o fluxo normal é mantido. Se a vazão diminuir, a pressão total dentro do pleno aumenta até que a diferença de pressão através do articulador esteja tão baixa que os contrapesos abram os articuladores. A convecção natural fornece o resfriamento de emergência do núcleo. O articulador abre a uma vazão de 90 m³/h. A abertura do articulador leva à perda de refrigeração forçada.

No caso de LOCA resultando na perda de água no primário, o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo pode pulverizar o núcleo do reator através de um tubo de 5 cm de diâmetro com água proveniente de um tanque de

armazenamento de 250 m³, localizado 30 m acima da superfície da piscina. O tanque de água é mantido cheio.

4.3 Árvores de falhas e árvores de eventos do Reator de Pesquisas Grego

Na APS do GRR-1 após a substituição do combustível altamente enriquecido pelo baixo enriquecido foram desenvolvidas 20 árvores de falhas para a análise dos sistemas e sete árvores de eventos para os eventos iniciadores (perda de refrigerante, perda de vazão devido à falha da bomba, perda de vazão devido à falha do articulador, perda de vazão devido à falha na válvula borboleta, excesso de reatividade, perda de energia e bloqueio de vazão) (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Neste trabalho só foi analisada a sequência desencadeada pelo LOCA portanto, só foram desenvolvidas uma árvore de eventos e as árvores de falhas dos sistemas de segurança afetados por este evento iniciador.

O evento iniciador considerado na Figura 11 foi o LOCA do tipo guilhotina devido à ruptura de uma tubulação de 12 polegadas conectada a base do reator.

Na sequência do LOCA, tanto o sistema de proteção automático quanto o manual devem desligar o reator. O sucesso deste sistema resulta em um SCRAM e, por isso, na interrupção da fissão em cadeia.

O Sistema de Isolamento da Piscina está projetado para isolar a piscina do Sistema de Refrigeração na sequência de um LOCA. O sucesso deste sistema ocorre se as válvulas borboletas forem fechadas manualmente ou automaticamente dentro de 16 min na sequência do acidente, garantindo assim a permanência de água na piscina. Portanto, a próxima consideração é se ocorre circulação natural de água na piscina.

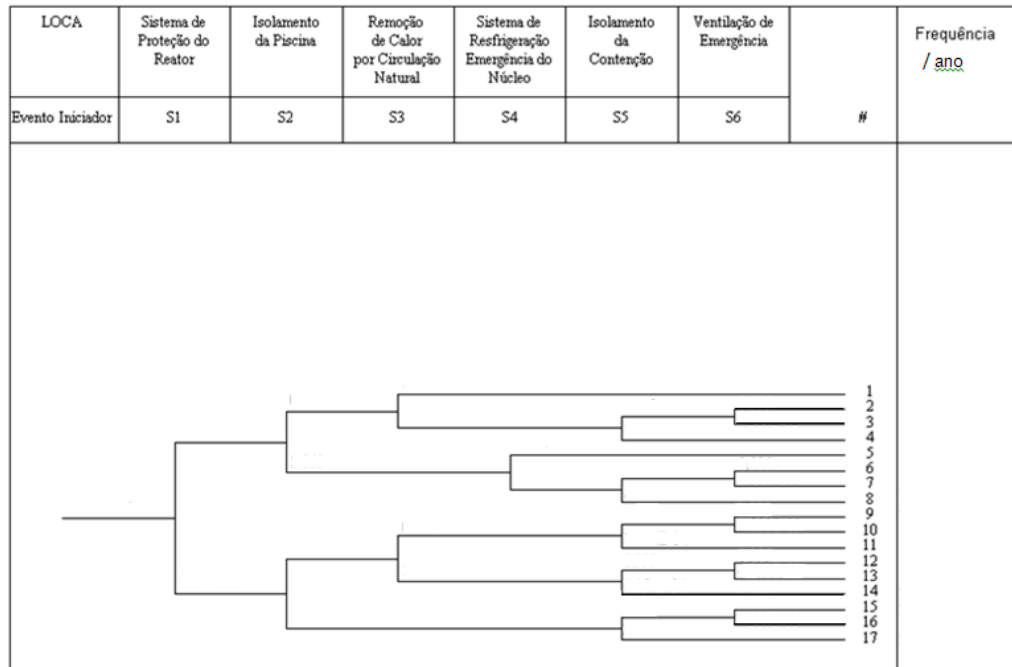


Figura 11: Árvore de eventos.

Com água na piscina, o articulador deve abrir e permitir refrigeração natural do núcleo. A refrigeração natural é suficiente para prevenir danos ao núcleo se ocorreu SCRAM. Por isso, a sequência 1 da Figura 11 é sucesso.

Se a piscina não for isolada, então a água disponível na piscina para circulação natural é irrelevante e o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo deve começar a operar, de modo a pulverizar água no núcleo. Neste trabalho, foi considerado que, com o reator no estado de desligamento (*shutdown*), os *sprays* do núcleo são suficientes para remover o calor de decaimento e assim evitar danos ao núcleo. Como resultado, a sequência 5 da Figura 11 é considerada como sucesso do *shutdown*.

De acordo com (HOUSIADAS, 1999), se o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo falhar ocorrerão danos ao núcleo em 2 h e 30 min e haverá liberação de material radioativo dentro da contenção do núcleo.

Se o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo falhar, a contenção do reator deverá ser isolada e todos os portões e portas mantidos fechados. O objetivo desta ação é garantir que não haja liberação de material radioativo para o ambiente. O sucesso do isolamento da contenção requer a operação do Sistema de Ventilação de Emergência para aliviar a pressão e remover a maior parte do material radioativo através de filtros. A falha do Sistema de Isolamento da Contenção resulta na maior sequência de acidentes severos.

O sucesso do Sistema de Ventilação de Emergência implica na retenção da maioria do material radioativo dentro da contenção e dos filtros. Sua falha acarreta uma liberação de grande quantidade de material radioativo, porém menor do que quando o Sistema de Isolamento da Contenção falha.

As árvores de falhas dos sistemas de segurança descritos acima serão mostradas a seguir, ressaltando que além das árvores de falhas construídas também estão presentes as árvores lógicas, geradas automaticamente pelo SAPHIRE, para cada sistema de segurança analisado neste trabalho.

Tabela 3: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Proteção do Reator.

ABREVIATURA	NOME	PROBABILIDADE
EB1	Falha de desengate eletromagnético	1.920 E-06
EB2	Falha de todas as 5 varetas	2.280 E-06
EB3	Falha do portão de desligamento lento	6.970 E-04
EB4	Relé T3 fechado	6.970 E-04
EB5	Falta de energia elétrica	2.779 E-06
EB6	Falha do sensor sinalizador	2.350 E-02
EB7	Relé T1 falha ao abrir	6.970 E-04
EB8	Erro humano	1.000 E-02
EB9	Falha do sensor T2	2.350 E-02
EB10	Relé T2 falha ao abrir	6.970 E-04

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Tabela 4: Portões do Sistema de Proteção do Reator.

G-1	Sistema de Proteção do Reator
G-2	Sem sinal
G-3	Falha ao desconectar o fornecimento de força magnética
G-4	Automação do Reator
G-5	Nenhuma Energia Elétrica
G-6	Nenhum sinal vindo do sistema automático
G-7	Nenhum sinal para desligamento manual ao operador
G-8	Automação do Reator
G-9	Nenhum alarme ao operador
G-10	Sem alarme de 6"
G-11	Sem alarme de 12"

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003)

Para construir a Figura 12 foram usados os dados relacionados nas Tabela 3 e 4. O EB55 está ligado ao portão NOR e, por isso, é o complemento de EB5.

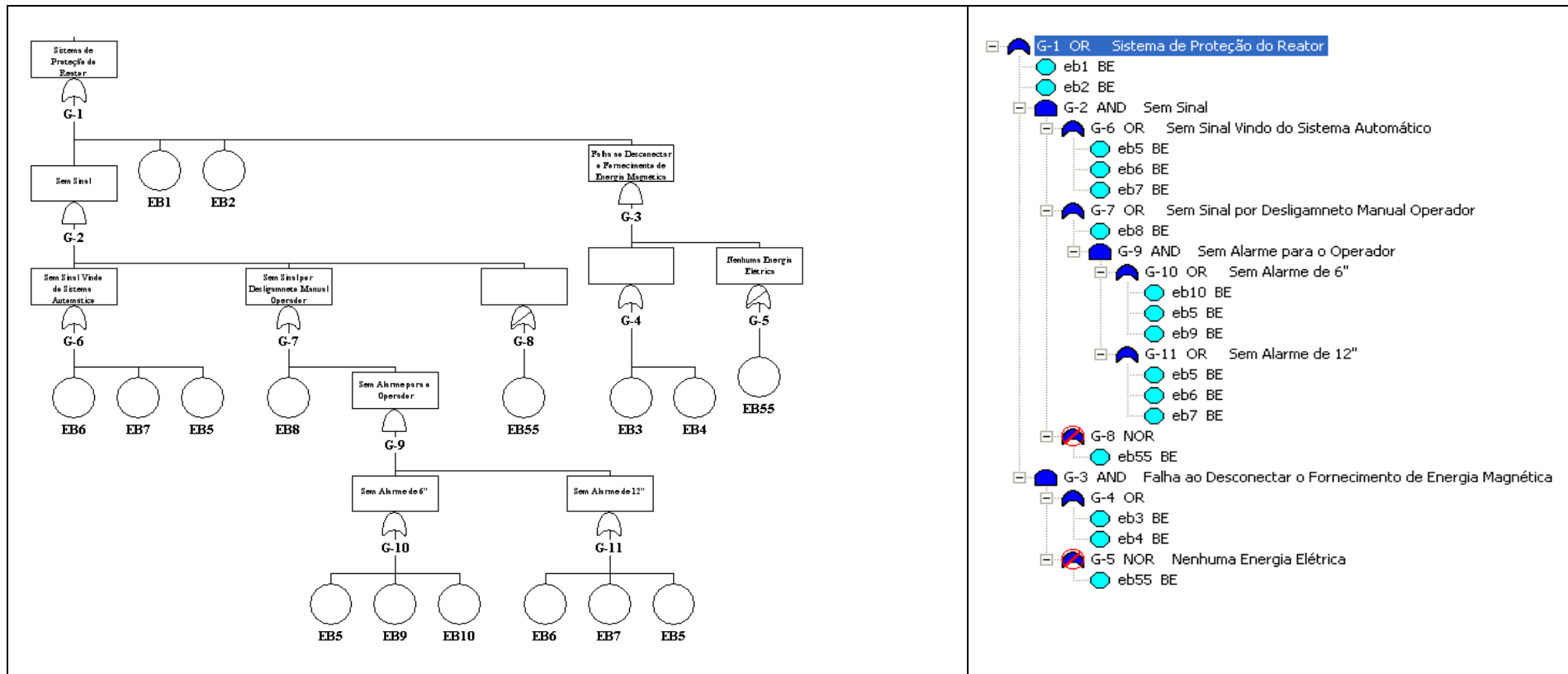


Figura 12: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Proteção do Reator

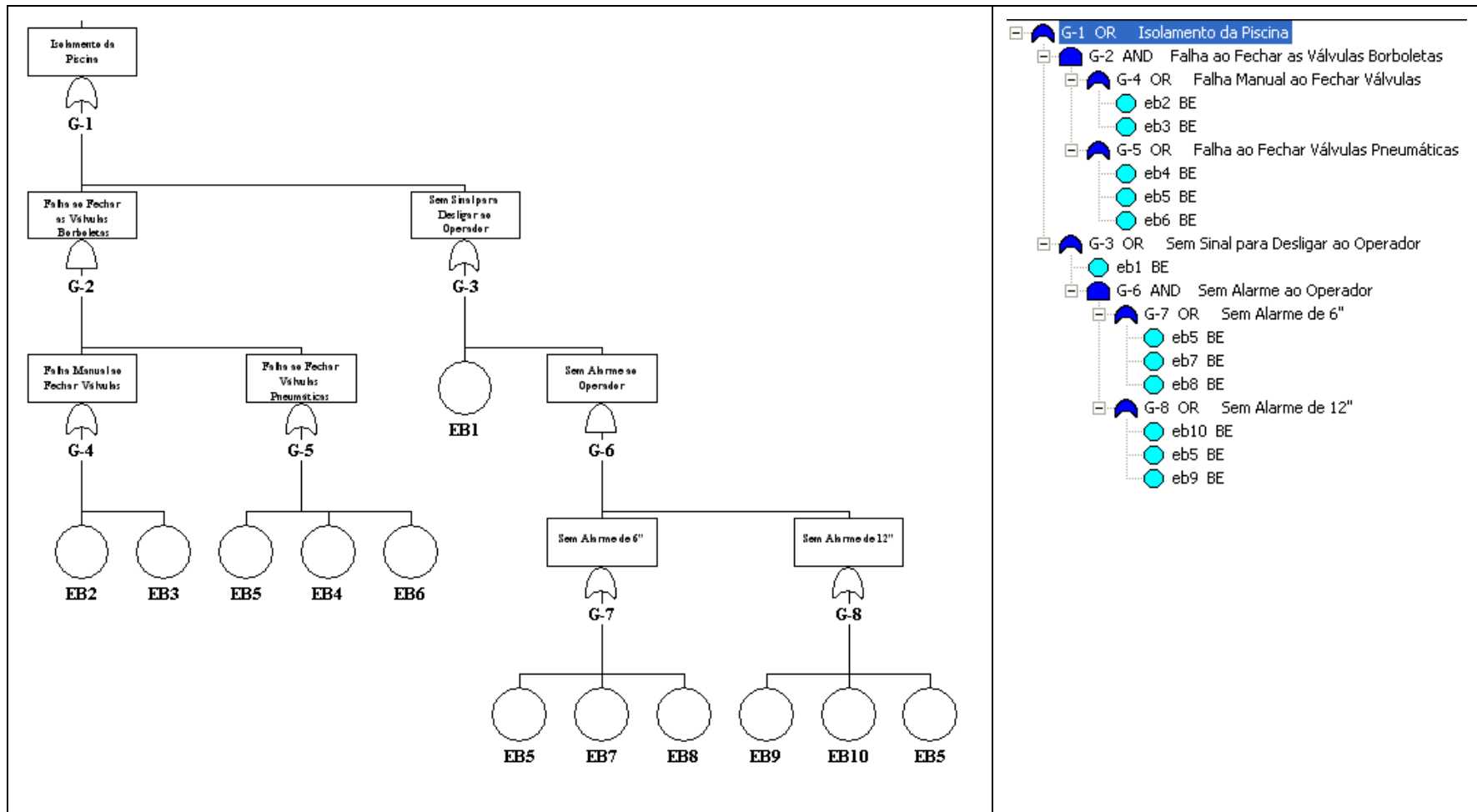


Figura 13: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Isolamento da Piscina.

As probabilidades dos eventos da Figura 13 seguem abaixo nas Tabela 5 e 6.

Tabela 5: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Isolamento da Piscina.

ABREVIATURA	NOME	PROBABILIDADE
EB1	Erro humano	1.000 E-02
EB2	Operador falha ao fechar manualmente as válvulas borboletas	1.000 E-02
EB3	Falha manual da válvula borboleta na posição de abrir	3.600 E-06
EB4	Operador falha ao dar sinal as válvulas pneumáticas	1.000 E-02
EB5	Sem energia elétrica	2.779 E-06
EB6	Válvulas pneumáticas falham na posição abrir	8.200 E-05
EB7	Sensor T2 falha	2.350 E-02
EB8	Relé T2 falha ao abrir	6.970 E-04
EB9	Sensor falha ao dar sinal	2.350 E-02
EB10	Relé T1 falha ao abrir	6.970 E-04

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Tabela 6: Portões do Sistema de Isolamento da Piscina.

G-1	Isolamento da Piscina
G-2	Falha das válvulas borboletas ao fechar
G-3	Sem sinal para desligamento manual ao operador
G-4	Falha manual ao fechar a válvula
G-5	Válvulas pneumáticas falham ao fechar
G-6	Sem alarme ao operador
G-7	Sem alarme de 6''
G-8	Sem alarme de 12''

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Os dados das Tabela 7 e 8 são referentes à Figura 14.

Tabela 7: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.

ABREVIATURA	EVENTO	PROBABILIDADE
EB1	Articulador falha ao abrir	1.440 E-05
EB2	Peso errado	1.000 E-02

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Tabela 8: Portões do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.

G-1	Remoção de Calor por Circulação Natural
-----	---

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003)

Para as Figura 15, 16 e 17 foram utilizados dados das Tabelas 9 – 14.

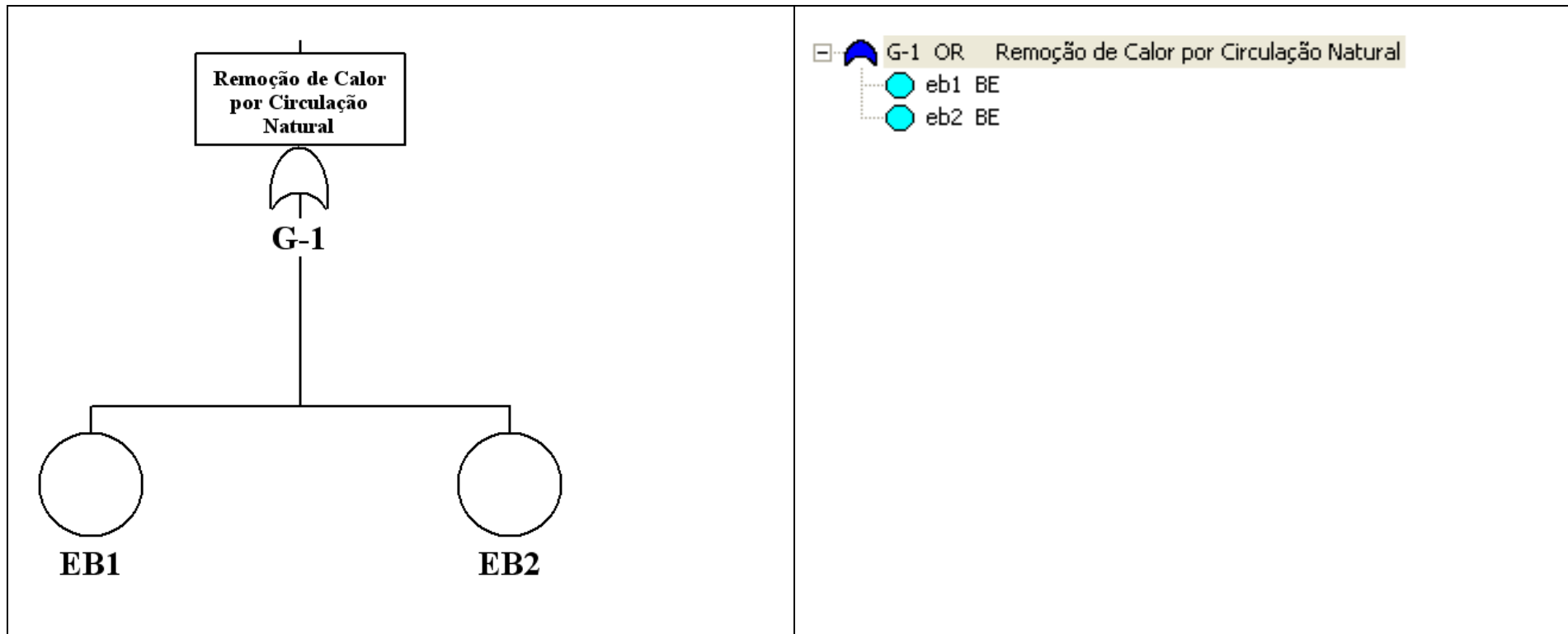


Figura 14: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.

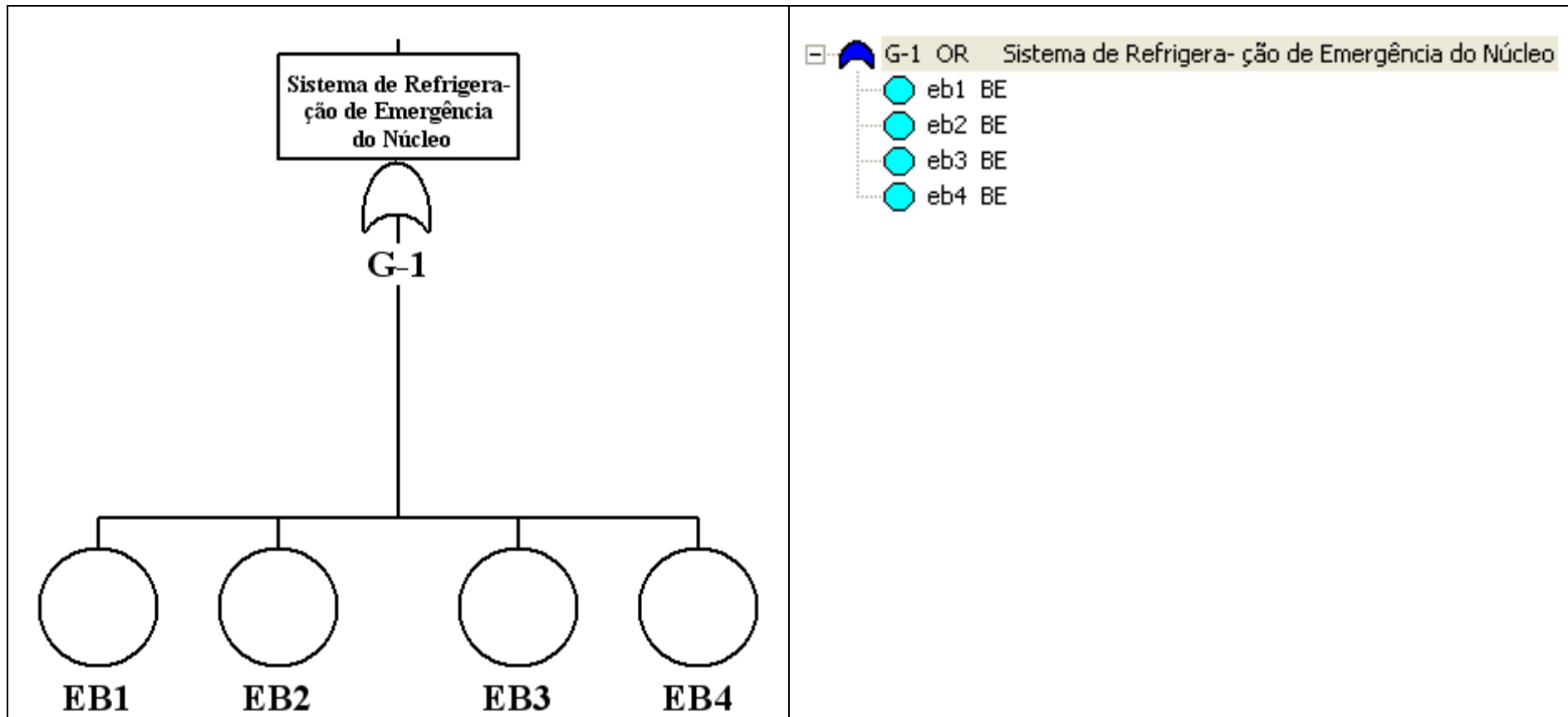


Figura 15: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.

Tabela 9: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.

ABREVIATURA	EVENTO	PROBABILIDADE
EB1	Buraco na mangueira	1.200 E-04
EB2	Operador falha ao conectar mangueira	1.000 E-02
EB3	Válvula de água falha ao fechar	3.600 E-06
EB4	Nenhuma água no tanque	1.200 E-04

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003)

Tabela 10: Portões do Sistema de Refrigeração do Núcleo.

G-1	Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo
-----	---

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Tabela 11: Eventos Básicos (EB) do Sistema de Isolamento da Contenção.

ABREVIATURA	EVENTO	PROBABILIDADE
EB1	Portão do Sistema de Ventilação	1.010 E-04
EB2	Portão falha ao permanecer	1.440 E-05
EB3	Bomba de ar #2 falha ao parar	3.240 E-04
EB4	Bomba de ar #1 falha ao parar	3.240 E-04
EB5	Bomba de ar #3 falha ao parar	3.240 E-04

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Tabela 12: Portões do Sistema de Isolamento da Contenção.

G-1	Isolamento da Contenção
-----	-------------------------

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

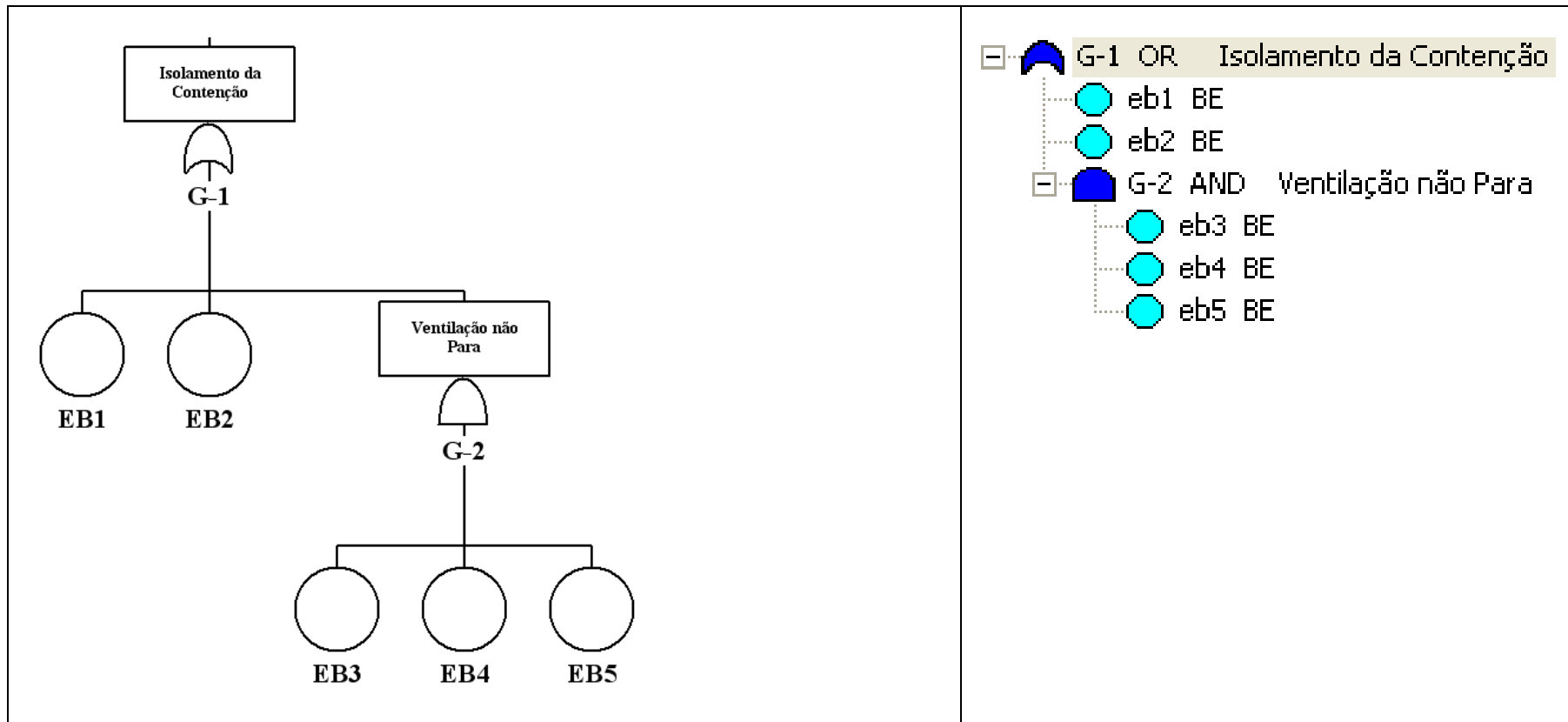


Figura 16: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Isolamento da Contenção.

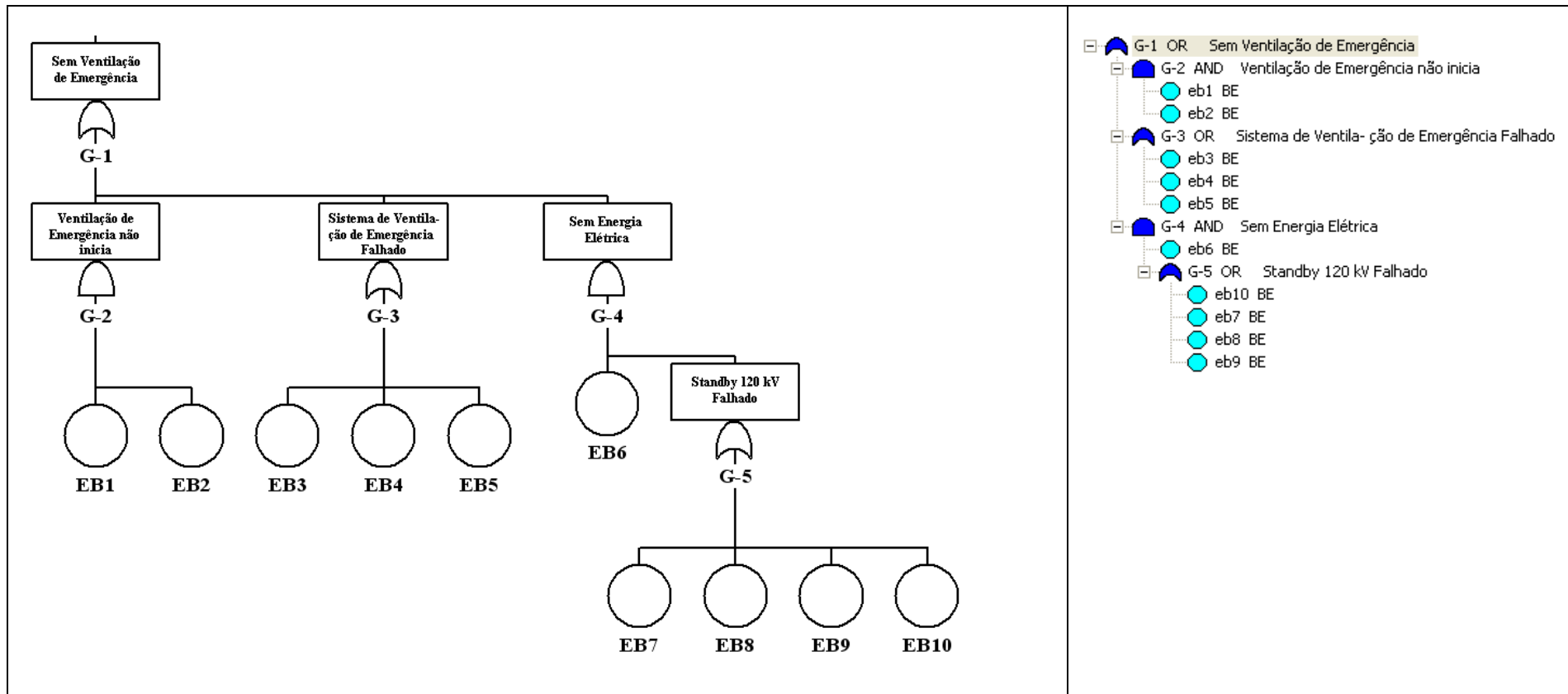


Figura 17: Árvore de falhas e árvore lógica do Sistema de Ventilação de Emergência.

Tabela 13: Eventos Básicos (EB) do Sistema sem Ventilação de Emergência.

ABREVIATURA	EVENTO	PROBABILIDADE
EB1	Nenhum sinal	8.301 E-04
EB2	Erro humano	1.000 E-02
EB3	Falha dos filtros	3.440 E-04
EB4	Falha da bomba de ar F	2.270 E-03
EB5	Duas válvulas (h) falham	1.680 E-03
EB6	Perda de energia externa	1.000 E-04
EB7	Falha no gerador de	2.790 E-03
EB8	Falha do motor a diesel	8.200 E-03
EB9	3 interruptores falham	3.200 E-03
EB10	Erro humano (eletricista)	1.000E-02

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Tabela 14: Portões do Sistema sem Ventilação de Emergência.

G-1	Sistema sem Ventilação de Emergência
G-2	Ventilação de Emergência não inicia
G-3	Falha do Sistema de Ventilação de Emergência
G-4	Sem Energia Elétrica
G-5	Modo de espera (<i>Standby</i>) 120 kV falhado

Fonte: (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Os valores apresentados anteriormente nas Tabelas (3 – 14) para os eventos básicos de cada árvore de falhas analisada foram obtidos de dados de indisponibilidade (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

5 RESULTADOS

Os estudos do Nível 1 desenvolvidos para o GRR-1 indicam que as sequências de acidentes, identificadas nesta dissertação, não conduzem à mesma frequência de liberação e danos ao núcleo. A atuação ou a falha dos sistemas de segurança e o evento iniciador considerado acarretam frequências de liberação distintas.

A partir da Figura 18, podemos notar que as sequências de acidentes que conduzem a danos ao núcleo são 2 – 4 e 6 – 17.

Como pode ser visto na Figura 18, duas das 17 sequências conduzem a uma situação de segurança, todas as outras a danos ao núcleo e magnitude diferente de liberação de material radioativo para o ambiente.

A Tabela 15 traz os resultados calculados para a frequência de liberação de cada sequência e também os resultados do trabalho desenvolvido por (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

Os resultados apresentados na Tabela 16 são referentes ao evento topo de cada sistema e não há dados disponíveis no trabalho original com os quais poderiam ser comparados, entretanto, de posse dos resultados calculados para a frequência de liberação podemos dizer que os resultados são satisfatórios e que estão bem próximos dos dados obtidos por (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003).

O evento iniciador LOCA, usado para obter os resultados mostrados na Tabela 16, tem frequência $1.2E-04$ / ano.

Nas Tabela 17 – 22 encontram-se as contribuições dos eventos básicos para cada sistema analisado. As importâncias foram obtidas pela razão dos cortes mínimos sobre a probabilidade total do sistema. Os eventos básicos ligados a portões de negação (NOR e / ou NAND) vêm acompanhados do símbolo “/” na frente do nome EB.

LOCA	Sistema de Proteção do Reator	Isolamento da Piscina	Remoção de Calor por Circulação Natural	Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo	Isolamento da Contenção	Ventilação de Emergência		Frequência / ano
Evento Iniciador	S1	S2	S3	S4	S5	S6	#	
							1	1.200E-04
							2	1.178E-06
							3	5.080E-09
							4	1.360E-10
							5	1.263E-06
							6	1.301E-08
							7	5.620E-11
							8	1.509E-12
							9	2.610E-07
							10	1.122E-09
							11	3.012E-11
							12	2.640E-09
							13	1.136E-11
							14	3.313E-13
							15	2.835E-09
							16	1.224E-11
							17	3.289E-13

Figura 18: Árvore de eventos para o evento iniciador LOCA.

Tabela 15: Frequência de liberação.

#	Frequência Calculada	Frequência (ANEZIRIS, HOUSIADAS, <i>et al.</i>, 2003)
2	1.18E-06	1.19E-06
3	5.08E-09	5.14E-09
4	1.36E-10	1.38E-10
6	1.03E-08	1.26E-10
7	5.62E-11	6.26E-13
8	1.51E-12	1.46E-14
9	2.61E-07	1.94E-07
10	1.12E-09	1.12E-09
11	3.01E-11	2.46E-11
12	2.64E-09	1.96E-09
13	1.14E-11	1.13E-11
14	3.31E-13	2.27E-13
15	2.84E-09	6.98E-08
16	1.22E-11	1.00E-09
17	3.29E-13	8.00E-12

Tabela 16: Resultados dos eventos topos.

SISTEMA DE SEGURANÇA	PROBABILIDADE
Sistema de Proteção do Reator	2.227E-03
Isolamento da Piscina	1.068E-02
Remoção de Calor por Circulação Natural	1.001E-02
Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo	1.024E-02
Isolamento da Contenção	1.154E-04
Sem Ventilação de Emergência	4.300E-03

Tabela 17: Cortes mínimos do Sistema de Proteção do Reator.

# corte	% total	% dos cortes mínimos	Frequência	Cortes mínimos
1	31.3	31.3	6.970E-004	EB4, /EB55
2	62.6	31.3	6.970E-004	EB3, /EB55
3	87.4	24.8	5.522E-004	/EB55, EB6, EB9
4	98.0	10.6	2.350E-004	/EB55, EB6, EB8
5	98.7	0.7	1.638E-005	/EB55, EB7, EB9
6	99.5	0.7	1.638E-005	EB10, /EB55, EB6
7	99.8	0.3	6.970E-006	/EB55, EB7, EB8
8	99.9	0.1	2.780E-006	EB5, /EB55
9	100.0	0.1	2.280E-006	EB2
10	100.0	0.1	1.920E-006	EB1
11	100.0	0.0	4.858E-007	EB10, /EB55, EB7
Frequência total			2.227E-003	

Tabela 18: Cortes mínimos do Sistema de Isolamento da Piscina.

# corte	% total	% dos cortes mínimos	Frequência	Cortes mínimos
1	93.6	93.6	1.000E-002	EB1
2	98.8	5.2	5.522E-004	EB7, EB9
3	99.7	0.9	1.000E-004	EB2, EB4
4	99.9	0.2	1.638E-005	EB10, EB7
5	100.0	0.2	1.638E-005	EB8, EB9
6	100.0	0.0	2.779E-006	EB5
7	100.0	0.0	8.200E-007	EB2, EB6
8	100.0	0.0	4.858E-007	EB10, EB8
9	100.0	0.0	3.600E-008	EB3, EB4
10	100.0	0.0	2.952E-010	EB3, EB6
Frequência total			1.068E-002	

Tabela 19: Cortes mínimos do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.

# corte	% total	% dos cortes mínimos	Frequência	Cortes mínimos
1	99.9	99.9	1.000E-002	EB2
2	100.0	0.2	1.440E-005	EB1
Frequência total			1.001E-002	

Tabela 20: Cortes mínimos do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.

# corte	% total	% dos cortes mínimos	Frequência	Cortes mínimos
1	97.7	97.7	1.000E-002	EB2
2	98.8	1.2	1.200E-004	EB1
3	100.0	1.2	1.200E-004	EB4
4	100.0	0.0	3.600E-006	EB3
Frequência total			1.024E-002	

Tabela 21: Cortes mínimos do Sistema de Isolamento da Contenção.

# corte	% total	% dos cortes mínimos	Frequência	Cortes mínimos
1	87.5	87.5	1.010E-004	EB1
2	100.0	12.5	1.440E-005	EB2
3	100.0	0.0	3.401E-011	EB3, EB4, EB5
Frequência total			1.154E-004	

Tabela 22: Cortes mínimos do Sistema de Ventilação de Emergência.

# corte	% total	% dos cortes mínimos	Frequência	Cortes mínimos
1	52.8	52.8	2.270E-003	EB4
2	91.9	39.1	1.680E-003	EB5
3	99.9	8.0	3.440E-004	EB3
4	100.0	0.2	8.301E-006	EB1, EB2
5	100.0	0.0	1.000E-006	EB10, EB6
6	100.0	0.0	8.200E-007	EB6, EB8
7	100.0	0.0	3.200E-007	EB6, EB9
8	100.0	0.0	2.790E-007	EB6, EB7
Frequência total			4.300E-003	

Estimativas de medidas de importância de Fussell-Vesely e de Birnbaum para os eventos básicos, importância dos eventos, contribuição dos eventos, a importância e contribuição dos cortes mínimos (*cuts sets*), para cada sistema de segurança envolvido durante a análise da AE, foram determinadas e são apresentadas no Apêndice A.

6 CONCLUSÕES

6.1 Sobre a metodologia

Vale enfatizar que as metodologias apresentadas nesta dissertação foram aplicadas para um reator de pesquisa, porém suas abordagens são similares para reatores de grande potência. As principais diferenças estão no conjunto de dados utilizados para quantificar o modelo. A quantificação de dados de falhas é importante em projetos que possuem sistemas redundantes, é um aspecto fundamental no estudo de APS.

A utilização das técnicas, árvore de falhas e árvore de eventos, abordadas no estudo da APS Nível 1 para o GRR-1 possibilitou estimar as frequências de danos ao núcleo devido ao evento iniciador LOCA do tipo guilhotina causado pela ruptura de uma tubulação de 12 polegadas ligada a base do reator.

Para obter a probabilidade de ocorrência do evento topo foi necessária a construção de árvore de falhas para cada um dos seis sistemas afetados na sequência acidental, ocorrido o LOCA. Os valores das probabilidades de falhas destes sistemas estão presentes na Tabela 16. Para a simplificação dos cálculos os eventos foram considerados independentes.

A partir da probabilidade de falha de cada sistema foi construída uma árvore de eventos para representar os possíveis caminhos na sequência do acidente, analisar o comportamento de atuação ou a falha de cada sistema e, posteriormente, foram determinadas as frequências acidentais.

A utilização das metodologias abordadas teve como foco a aquisição de conhecimento, mas poderiam ter sido empregadas de maneira mais aprofundada para outros propósitos, tais como, aplicações que resultassem em obtenção e comparação de dados genéricos de reatores de pesquisa com a finalidade de um relatório anual de operação do reator ou até mesmo para a atualização dos

relatórios de análise segurança dos reatores. Este tipo de aplicação poderia favorecer a utilização de informações úteis sobre os sistemas e componentes.

Portanto, seguindo as recomendações da IAEA, utilizando a combinação de árvore de falhas e árvore de eventos para desenvolver a APS Nível 1, as metodologias utilizadas neste estudo foram capazes de modelar as sequências de falhas, que poderiam ocorrer a partir de um evento iniciador, e identificar as combinações das possíveis falhas dos sistemas de segurança que poderiam conduzir a danos ao núcleo.

6.2 Sobre o caso exemplo

O estudo de APS está sendo cada vez mais utilizado para análise de segurança de reatores de pesquisas. Dados de confiabilidade para reatores de pesquisa não estavam disponíveis em 1988, quando a IAEA iniciou seu programa de pesquisa para a aquisição de dados para este tipo de reator. O objetivo era desenvolver regras e procedimentos para uma base de dados que, posteriormente, seriam utilizados como parâmetros de confiabilidade para mais de mil componentes de reatores de pesquisas (IAEA, 1997).

Para determinar o estado de segurança de um projeto nuclear é indispensável que se faça uma APS. Para isso, é necessário que se tenha uma base de dados de confiabilidade dos equipamentos, confiabilidade humana, um bom conhecimento do funcionamento dos sistemas de segurança da planta e informações operacionais.

Os componentes projetados para reatores de pesquisas são altamente confiáveis e devem ser mantidos durante sua vida de operação. No entanto, a confiabilidade dos dados muitas vezes mostra variações que são relatadas a condições e práticas de operação, aplicação e manutenção dos componentes, e testes práticos (IAEA, 1997).

Apesar da APS em reatores de pesquisa não ser muito frequente é possível encontrar alguns projetos que já utilizaram esta abordagem: (PSAR, 2001), (GHOFRANI e DAMGHANI, 2002), (CIZEG e MAVKO, 1996).

A APS Nível 1 foi desenvolvida para o reator de pesquisas IEA-R1 do IPEN. Um estudo realizado por (HIRATA, 2009) para a frequência de danos ao núcleo, a partir de um bloqueio de canal e perda de refrigerante por grande ruptura do circuito primário, o resultado foi comparado a outros reatores de pesquisa. A frequência de danos ao núcleo foi da mesma ordem de grandeza do GRR-1 e aproximadamente 10 vezes mais que o reator australiano Ansto.

Embora as metodologias utilizadas neste estudo de APS Nível 1, para o GRR-1, apresentem resultados satisfatórios e tragam benefícios para os quesitos de segurança, os resultados apresentam incertezas. Estas podem ser atribuídas à falta de conhecimento detalhado da planta. Entretanto, apesar dessas incertezas o estudo desenvolvido traz uma contribuição importante, a partir da comparação dos dados com o trabalho realizado por (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003), que reforça o nível de confiabilidade dos sistemas em relação a danos ao núcleo já que os resultados foram bem próximos e com frequência de ocorrência baixíssima.

6.3 Sobre os resultados finais

Cada sequência de acidente, analisada nesta dissertação, consistiu de um mesmo evento iniciador, LOCA, seguido por falha ou por sucesso dos sistemas de segurança. Todas as sequências acidentais foram tratadas utilizando as leis booleanas para obter resultados e informações sobre a importância e contribuição dos eventos básicos para cada sistema afetado e que, conseqüentemente, poderiam causar danos ao núcleo.

Como apresentado na Figura 18, das 17 sequências acidentais duas conduzem a uma situação de segurança, todas as outras a danos ao núcleo. De acordo com dados da IAEA, frequências mais severas de danos ao núcleo têm sido

avaliadas em torno de $3.0E-06$ / ano. Neste estudo apenas a SEQ 2 com frequência de ocorrência de $1.178E-06$ / ano possui magnitude próxima à de estudos feitos pela IAEA, as demais apresentam frequências menores.

Com base na Tabela 15 as sequências que possuem discrepância com o trabalho realizado por (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003), em relação à mesma ordem de grandeza, são as SEQ 6, 7, 8, 15, 16 e 17, as demais possuem exatamente a mesma ordem. As SEQ 1 e 5 não aparecem nesta tabela porque, de acordo com o estudo feito e representado na Figura 18 essas sequências foram de atuação ou sucesso dos sistemas.

Embora haja discrepância em relação a algumas frequências de ocorrência das sequências acidentais, os valores obtidos são satisfatórios, pois estão bem próximos e convergem para uma baixa probabilidade de danos ao núcleo. As discrepâncias se justificam pelos *softwares* utilizados nos estudos, neste o SAPHIRE, no de (ANEZIRIS, HOUSIADAS, *et al.*, 2003), o Risk Spectrum, e pela diferença de truncamento no termo de primeira ordem que não é dominante em relação à frequência total.

Apesar dos resultados obtidos serem satisfatórios é recomendável um estudo mais detalhado em relação aos sistemas de segurança do GRR-1, levando em conta a análise de sensibilidade que avalie as falhas de causa comum, medidas de importância e incertezas. Para uma APS, estes resultados são fundamentais para uma avaliação mais precisa, além disso, este estudo foi feito aplicando métodos probabilísticos, uma análise determinística é de extrema importância para o estudo de confiabilidade de sistemas de segurança.

6.4 Trabalhos futuros

Embora a metodologia utilizada para o estudo da APS do GRR-1 tenha sido aplicada a eventos independentes, estudos futuros podem ser considerados

dependentes. Há outras técnicas que consideram os eventos dependentes, por exemplo, redes de Petri.

A rede de Petri é uma ferramenta gráfica e matemática para modelar e analisar sistemas de eventos discretos. Esta técnica é amplamente utilizada em diferentes setores da ciência (química, economia, confiabilidade etc.) (Nývlt e RAUSAND, 2012), consiste em converter árvores de falhas e árvores de eventos em redes de Petri para análises mais detalhas e poderá ser útil para fazer uma APS do RMB.

7 REFERÊNCIAS

AHEARNE, J.; EBEL, R. E.; CSIS Nuclear Regulatory Process Review Steering Committee.; et al. **The regulatory process for the nuclear power reactors: a review**. A report of the CSIS nuclear regulatory process review steering committee; 2001.

ANEZIRIS, O.N; HOUSIADAS, C. ; STAKAKIS, M. ; PAPAZOGLU, I. A. **Probabilistic safety analysis of a Greek Research Reactor**. Annals of Nuclear Energy, Demokritos, 8 September 2003. 481 – 516.

BAIMA, C.; **Reator multipropósito vai garantir independência nuclear do Brasil**. Disponível em: <<http://oglobo.globo.com/ciência>>. Acesso em: 27 de abril de 2012.

BELLIS, P. **Atividades nucleares**. Disponível em: <<http://www.atividadesnucleares.com.br>>. Acesso em: 4 de abril de 2012.

CARLISLE, R. **Probabilistic risk assessment in nuclear reactors: engineering success, public relations failure**. Technol Culture, 1997; 38 : 920 – 41.

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

Electric Power Research Institute. **PSA applications guide, EPRI TR- 05396**; August 1995.

FARMER, F. **Reactor safety and siting: a proposed risk criterion**. Nuclear Safety 1967; 539 – 48.

FRANKEL, E. **Systems reliability and risk analysis**, 2nd ed. Boston: Kluwer Academic Publishers; 2002.

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

GREEN, A.; BOURNE, A. **Reliability technology**. London. 1972.

GUIMARÃES, A. C. F. **UMA METODOLOGIA PARA ANÁLISE DE CONFIABILIDADE BASEADA EM ÁRVORE DE FALHAS E LÓGICA FUZZY**. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE. Rio de Janeiro. 1997.

HIRATA, D. M. **ESTIMATIVA DA FREQUÊNCIA DE DANOS AO NÚCLEO DEVIDO A PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO E BLOQUEIO DE CANAL DE REFRIGERAÇÃO DO REATOR DE PESQUISAS IEA-R1 DO IPEN-CNEN/SP - APS NÍVEL 1**. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. São Paulo. 2009.

HOUSIADAS, C. **Thermal-hydraulic Calculations for the GRR-1 Research Reactor Core Conversion to Low Enriched Uranium Fuel**. DEMO 99/ 5, Athens, December 1999. 23.

IAEA. **Generic component reliability data for research reactor PSA**. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. VIENNA. 1997. (ISSN 1011 – 4289).

IAEA. **Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants**. Specific Safety guide, Vienna, 2010.

KELLER, W.; MODARES, M. **A historical overview of probabilistic risk assessment development and its use in the nuclear power industry: a tribute to the late Professor Norman Carl Rasmussen**. Reliability Engineering and System Safety, 11 November 2004. 271 – 285. Disponível em: <<http://www.sciencedirect.com>>. Acesso em: 16 Fevereiro 2012.

KIM, S. S. **The OPAL (Open Pool Australian Light - Water)**. Australian Nuclear Science and Technology Organisation (ANSTO). NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY, VOL.38 NO.5 SPECIAL ISSUE ON HANARO '05, New Illawarra Road, Lucas Heights, NSW 2234, Australia, 31 August 2005. 443 – 448.

KOUTS, H. **History of safety research programs and some lessons to be drawn from it**. 26th water reactor safety information meeting, Bethesda; 1998.

LEWIS, H.; BUDNITZ, R. J.; ROWE, W. D.; KOUTS, H. J. C.; HIPPEL, F. V.; LOEWENSTEIN, W. B.; ZACHARIASEN, F. **Risk assessment review group report to the US Nuclear Regulatory Commission**. NUREG/CR-0400; 1978.

MCCORMICK, N. J. **Reliability and Risk Analysis**. Academic Press, Florida. 1981.

MESERVE, R. **The evolution of safety goals and their connection to safety culture, speech delivered at: ANS topical meeting on safety goals and safety culture, Milwaukee, WI; June, 2001**.

MURPHY, J.; BUDNITZ, R. **Newsletter – nuclear installations safety division of the American Nuclear Society**. Spring , 2001.

NACIONAL, D. <http://www.secom.gov.br>. Disponível em: <<http://www.secom.gov.br>>. Acesso em: abril de 2012.

NRC, N. R. C. **Reactor Safety Study, WASH - 1400 (NUREG 75/011)**. U. S. Nuclear Regulatory Commission. 1975.

NÝVLT, O.; RAUSAND, M. **Dependencies in event trees analyzed by Petri nets**. Reliability Engineering and System Safety, Praha, 17 March 2012. 45 – 57.

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

RHODES, R. **The making of the atomic bomb**. New York: Simon and Schuster; 1986.

RONDON, R. **MS investe R\$ 27 mi na produção de radiofármacos**. Agência Saúde, 2012. Disponível em: <<http://www.blog.saude.gov.br>>. Acesso em: 6 de Setembro de 2012.

SMITH, C.; KNUDSEN, J.; KVARFORDT, K.; WOOD, T. **Key attributes of the SAPHIRE risk and reliability analysis software for risk-informed probabilistic applications**. Reliability Engineering and System Safety, Idaho, 2007 August 2007. 1151 – 1164.

STARR, C. **Social benefit versus technological risk**. Science 1969; 19: 1232 – 8.

US AEC. **WASH-740, Theoretical possibilities and consequences of major accidents in large nuclear power plants (AKA The Brookhaven Report)**; 1957.

VALAKIS, S. T.; TZIKA, F.; SAVIDOU, A. **General aspects of the GRR-1 Primary Cooling System decommissioning project**. Research Reactor Laboratory, Institute of Nuclear Technology & Radiation Protection, N.C.S.R "Demokritos". Athens. 2011.

VESELY, W. E.; GOLDBERG, F. F.; ROBERTS, N. H.; HAASL, D. F. **Fault Tree Handbook**. U. S. Regulatory Commission, University of Washington, and Institute of System Sciences, Lnc. Washington, D.C.. 1981.

8 APÊNDICE A – MEDIDAS DE IMPORTÂNCIA

A análise das medidas de importância de cada evento básico para a ocorrência do evento topo é extremamente útil na tomada de decisão nos projetos de instalações nucleares. Pois, baseado nessas medidas, a manutenção, inspeção e teste de equipamentos podem ser realizados e conseqüentemente aprimorá-los, aumentando a confiabilidade de cada componente do sistema.

As medidas de importância foram discutidas na seção 3.1 e as principais disponíveis no SAPHIRE são: *Fussell-Vesely*, *Risk Reduction Ration*, *Risk Increase Ration* e *Birnbaum*.

Nas seqüências das figuras abaixo são mostradas as medidas de importância, produzidas no SAPHIRE, referentes ao caso exemplo desta dissertação descrito na seção 4, para o Sistema de Proteção do Reator, Sistema de Isolamento da Piscina, Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural, Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo, Sistema de Isolamento da Contenção e Sistema de Ventilação de Emergência.

Vale ressaltar que os símbolos “-” e “/” identificam os eventos básicos, presente nas figuras A1-A4, relativas às medidas de importância do sistema de proteção do reator, que estão ligados ao portão NOR na árvore de falhas da Figura 12.

As figuras A1-A6 são referentes às medidas de importância do Sistema de Proteção do Reator.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Sistema de Proteção do Reator			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Sistema de Proteção do Reator			Case : CURRENT		
(Sorted by Fussell-vesely Importance)					
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Fussell-vesely Importance	Risk Reduction Ratio	Risk Increase Ratio
EB6	3	2.350E-002	3.603E-001	1.563E+000	1.586E+001
EB3	1	6.970E-004	3.126E-001	1.455E+000	4.491E+002
EB4	1	6.970E-004	3.126E-001	1.455E+000	4.491E+002
EB9	2	2.350E-002	2.549E-001	1.342E+000	1.159E+001
EB8	2	1.000E-002	1.085E-001	1.122E+000	1.173E+001
EB7	3	6.970E-004	1.068E-002	1.011E+000	1.620E+001
EB10	2	6.970E-004	7.558E-003	1.008E+000	1.183E+001
EB5	1	2.780E-006	1.246E-003	1.001E+000	4.491E+002
EB2	1	2.280E-006	1.022E-003	1.001E+000	4.491E+002
EB1	1	1.920E-006	8.604E-004	1.001E+000	4.491E+002
EB55	9	2.780E-006	-2.773E-006	1.000E+000	1.886E-003

Figura A1: Medidas de importância para o Sistema de Proteção do Reator utilizando a importância de Fussell - Vesely.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Sistema de Proteção do Reator			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Sistema de Proteção do Reator			Case : CURRENT		
(Sorted by Birnbaum Importance Measure)					
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Birnbaum Importance Measure	Risk Reduction Difference	Risk Increase Difference
EB3	1	6.970E-004	9.985E-001	6.959E-004	9.978E-001
EB4	1	6.970E-004	9.985E-001	6.959E-004	9.978E-001
EB2	1	2.280E-006	9.978E-001	2.275E-006	9.978E-001
EB1	1	1.920E-006	9.978E-001	1.916E-006	9.978E-001
EB5	1	2.780E-006	9.978E-001	2.774E-006	9.978E-001
EB6	3	2.350E-002	3.389E-002	8.023E-004	3.309E-002
EB7	3	6.970E-004	3.386E-002	2.378E-005	3.384E-002
EB9	2	2.350E-002	2.414E-002	5.677E-004	2.357E-002
EB8	2	1.000E-002	2.413E-002	2.415E-004	2.389E-002
EB10	2	6.970E-004	2.413E-002	1.683E-005	2.411E-002
EB55	9	2.780E-006	-2.222E-003	-6.173E-009	-2.222E-003

Figura A2: Medidas de importância para o Sistema de Proteção do Reator utilizando a importância de Birnbaum.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda			
Event Importance - Bottom 1.00% Contributors (Absolute)			
Family : Sistema de Proteção do Reator		Fault Tree : Sistema de Proteção do Reator	
Analysis : RANDOM			
Event	Fussell- Veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum
EB6	8.023E-004	3.389E-002	2.367E-002
EB8	2.415E-004	2.413E-002	1.001E-002
EB7	2.378E-005	3.386E-002	7.023E-004
EB10	1.683E-005	2.413E-002	6.975E-004
EB5	2.774E-006	9.978E-001	2.780E-006
EB2	2.275E-006	9.978E-001	2.280E-006
EB1	1.916E-006	9.978E-001	1.920E-006
EB55	-6.173E-009	-2.222E-003	2.778E-006

Figura A3: Importância dos eventos para o Sistema de Proteção do Reator.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda			
Event Importance - Top 99.00% Contributors (Absolute)			
Family : Sistema de Proteção do Reator		Fault Tree : Sistema de Proteção do Reator	
Analysis : RANDOM			
Event	Fussell- Veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum
EB6	8.023E-004	3.389E-002	2.367E-002
EB3	6.959E-004	9.985E-001	6.970E-004
EB4	6.959E-004	9.985E-001	6.970E-004
EB9	5.677E-004	2.414E-002	2.352E-002
EB8	2.415E-004	2.413E-002	1.001E-002
EB7	2.378E-005	3.386E-002	7.023E-004
EB55	-6.173E-009	-2.222E-003	2.778E-006

Figura A4: Contribuição dos eventos para o Sistema de Proteção do Reator.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Cut Set Importance Report				
Family : Sistema de Proteção do Reator		Fault Tree : Sistema de Proteção do Reator		
Analysis : RANDOM				
Cut No.	Frequency	Fussell- Veseley	Cumulative FV	Cut Sets
1	6.970E-004	3.130E-001	3.130E-001	EB4, /EB55
2	6.970E-004	3.130E-001	6.261E-001	EB3, /EB55
3	5.522E-004	2.480E-001	8.741E-001	/EB55, EB6, EB9
4	2.350E-004	1.055E-001	9.796E-001	/EB55, EB6, EB8
5	1.638E-005	7.356E-003	9.870E-001	/EB55, EB7, EB9
6	1.638E-005	7.356E-003	9.943E-001	EB10, /EB55, EB6
7	6.970E-006	3.130E-003	9.975E-001	/EB55, EB7, EB8
8	2.780E-006	1.249E-003	9.987E-001	EB5, /EB55
9	2.280E-006	1.024E-003	9.997E-001	EB2
10	1.920E-006	8.623E-004	1.001E+000	EB1
11	4.858E-007	2.182E-004	1.001E+000	EB10, /EB55, EB7

Figura A5: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Proteção do Reator.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Sort/slice Cut Set Report				
Family-> sistema de Proteção do Reator		Fault Tree-> sistema de Proteção do Reator		
Mincut Upper Bound -> 2.227E-003		This Partition -> 2.227E-003		
Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	31.3	31.3	6.970E-004	EB4, /EB55
2	62.6	31.3	6.970E-004	EB3, /EB55
3	87.4	24.8	5.522E-004	/EB55, EB6, EB9
4	98.0	10.6	2.350E-004	/EB55, EB6, EB8
5	98.7	0.7	1.638E-005	/EB55, EB7, EB9
6	99.5	0.7	1.638E-005	EB10, /EB55, EB6
7	99.8	0.3	6.970E-006	/EB55, EB7, EB8
8	99.9	0.1	2.780E-006	EB5, /EB55
9	100.0	0.1	2.280E-006	EB2
10	100.0	0.1	1.920E-006	EB1
11	100.0	0.0	4.858E-007	EB10, /EB55, EB7

Figura A6: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Proteção do Reator.

As figuras A7-A12 são referentes às medidas de importância do Sistema de Isolamento da Piscina.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Isolamento da Piscina			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Isolamento da Piscina			Case : CURRENT		
(Sorted by Fussell-Vesely Importance)					
Event Name	Num. of occ.	Probability of Failure	Fussell-Vesely Importance	Risk Reduction Ratio	Risk Increase Ratio
EB1	1	1.000E-002	9.355E-001	1.550E+001	9.361E+001
EB9	2	2.350E-002	5.269E-002	1.056E+000	3.188E+000
EB7	2	2.350E-002	5.269E-002	1.056E+000	3.188E+000
EB2	2	1.000E-002	9.338E-003	1.009E+000	1.924E+000
EB4	2	1.000E-002	9.266E-003	1.009E+000	1.917E+000
EB8	2	6.970E-004	1.562E-003	1.002E+000	3.238E+000
EB10	2	6.970E-004	1.562E-003	1.002E+000	3.238E+000
EB5	1	2.779E-006	2.574E-004	1.000E+000	9.361E+001
EB6	2	8.200E-005	7.597E-005	1.000E+000	1.926E+000
EB3	2	3.600E-006	3.361E-006	1.000E+000	1.934E+000

Figura A7: Medidas de importância para o Sistema de Isolamento da Piscina utilizando a importância de Fussell - Vesely.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Isolamento da Piscina			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Isolamento da Piscina			Case : CURRENT		
(Sorted by Birnbaum Importance Measure)					
Event Name	Num. of occ.	Probability of Failure	Birnbaum Importance Measure	Risk Reduction Difference	Risk Increase Difference
EB1	1	1.000E-002	9.993E-001	9.993E-003	9.893E-001
EB5	1	2.779E-006	9.893E-001	2.749E-006	9.893E-001
EB7	2	2.350E-002	2.394E-002	5.629E-004	2.337E-002
EB9	2	2.350E-002	2.394E-002	5.629E-004	2.337E-002
EB8	2	6.970E-004	2.392E-002	1.669E-005	2.391E-002
EB10	2	6.970E-004	2.392E-002	1.669E-005	2.391E-002
EB2	2	1.000E-002	9.974E-003	9.975E-005	9.875E-003
EB3	2	3.600E-006	9.973E-003	3.591E-008	9.973E-003
EB4	2	1.000E-002	9.898E-003	9.898E-005	9.799E-003
EB6	2	8.200E-005	9.897E-003	8.115E-007	9.896E-003

Figura A8: Medidas de importância para o Sistema de Isolamento da Piscina utilizando a importância de Birnbaum.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda			
Event Importance - Bottom 1.00% Contributors (Absolute)			
Family : Isolamento da Piscina		Fault Tree : Isolamento da Piscina	
Analysis : RANDOM			
Event	Fussell- Veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum
EB9	5.629E-004	2.394E-002	2.352E-002
EB7	5.629E-004	2.394E-002	2.352E-002
EB2	9.975E-005	9.974E-003	1.000E-002
EB4	9.898E-005	9.898E-003	1.000E-002
EB8	1.669E-005	2.392E-002	6.975E-004
EB10	1.669E-005	2.392E-002	6.975E-004
EB5	2.749E-006	9.893E-001	2.779E-006
EB6	8.115E-007	9.897E-003	8.200E-005
EB3	3.591E-008	9.973E-003	3.600E-006

Figura A9: Importância dos eventos para o Sistema de Isolamento da Piscina.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda			
Event Importance - Top 99.00% Contributors (Absolute)			
Family : Isolamento da Piscina		Fault Tree: Isolamento da Piscina	
Analysis : RANDOM			
Event	Fussell- Veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum
EB1	9.993E-003	9.993E-001	1.000E-002
EB9	5.629E-004	2.394E-002	2.352E-002
EB7	5.629E-004	2.394E-002	2.352E-002

Figura A10: Contribuição dos eventos para o sistema de isolamento da piscina.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
Cut Set Importance Report					
Family : Isolamento da Piscina		Fault Tree : Isolamento da Piscina			
Analysis : RANDOM					
Cut No.	Frequency	Fussell- Veseley	Cumulative FV	Cut Sets	
1	1.000E-002	9.361E-001	9.361E-001	EB1	
2	5.522E-004	5.170E-002	9.878E-001	EB7, EB9	
3	1.000E-004	9.361E-003	9.972E-001	EB2, EB4	
4	1.638E-005	1.533E-003	9.987E-001	EB10, EB7	
5	1.638E-005	1.533E-003	1.000E+000	EB8, EB9	
6	2.779E-006	2.602E-004	1.001E+000	EB5	
7	8.200E-007	7.676E-005	1.001E+000	EB2, EB6	
8	4.858E-007	4.548E-005	1.001E+000	EB10, EB8	
9	3.600E-008	3.370E-006	1.001E+000	EB3, EB4	
10	2.952E-010	2.763E-008	1.001E+000	EB3, EB6	

Figura A11: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Isolamento da Piscina.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Sort/Slice Cut Set Report				
Family-> Isolamento da Piscina			Fault Tree-> Isolamento da Piscina	
Mincut Upper Bound -> 1.068E-002			This Partition -> 1.068E-002	
Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	93.6	93.6	1.000E-002	EB1
2	98.8	5.2	5.522E-004	EB7, EB9
3	99.7	0.9	1.000E-004	EB2, EB4
4	99.9	0.2	1.638E-005	EB10, EB7
5	100.0	0.2	1.638E-005	EB8, EB9
6	100.0	0.0	2.779E-006	EB5
7	100.0	0.0	8.200E-007	EB2, EB6
8	100.0	0.0	4.858E-007	EB10, EB8
9	100.0	0.0	3.600E-008	EB3, EB4
10	100.0	0.0	2.952E-010	EB3, EB6

Figura A12: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Isolamento da Piscina.

As figuras A13-A17 são referentes às medidas de importância do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural. Não há dados de saída *Bottom* para este sistema devido ao fato de não haver cortes mínimos (*cut set*) de segunda e/ou terceira ordem.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda						
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)						
Family : Remoção de Calor por Circulação Natural			Analysis : RANDOM			
Fault Tree : Remoção de Calor por Circulação Natural			Case : CURRENT			
(Sorted by Fussell-Vesely Importance)						
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Fussell-Vesely Importance	Risk Reduction Ratio	Risk Increase Ratio	
EB2	1	1.000E-002	9.986E-001	6.954E+002	9.986E+001	
EB1	1	1.440E-005	1.424E-003	1.001E+000	9.986E+001	

Figura A13: Medidas de importância para o Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural utilizando a importância de Fussell - Vesely.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda						
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)						
Family : Remoção de Calor por Circulação natural			Analysis : RANDOM			
Fault Tree : Remoção de Calor por Circulação natural			Case : CURRENT			
(Sorted by Birnbaum Importance Measure)						
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Birnbaum Importance Measure	Risk Reduction Difference	Risk Increase Difference	
EB2	1	1.000E-002	1.000E+000	1.000E-002	9.900E-001	
EB1	1	1.440E-005	9.900E-001	1.426E-005	9.900E-001	

Figura A14: Medidas de importância do Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural utilizando a importância de Birnbaum.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda			
Event Importance - Top 100.00% Contributors (Absolute)			
Family	: Remoção de Calor por Circulação natural		
Fault Tree	: Remoção de Calor por Circulação natural		
Analysis	: RANDOM		
Event	Fussell- Veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum
EB2	1.000E-002	1.000E+000	1.000E-002
EB1	1.426E-005	9.900E-001	1.440E-005

Figura A15: Contribuição dos eventos para o Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Cut Set Importance Report				
Family	: Remoção de Calor por Circulação Natural			
Fault Tree	: Remoção de Calor por Circulação Natural			
Analysis	: RANDOM			
Cut No.	Frequency	Fussell- Veseley	Cumulative FV	Cut Sets
1	1.000E-002	9.986E-001	9.986E-001	EB2
2	1.440E-005	1.438E-003	1.000E+000	EB1

Figura A16: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
sort/slice Cut Set Report				
Family->	Remoção de Calor por Circulação Natural			
Fault Tree->	Remoção de Calor por Circulação Natural			
Mincut Upper Bound ->	1.001E-002	This Partition -> 1.001E-002		
Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	99.9	99.9	1.000E-002	EB2
2	100.0	0.2	1.440E-005	EB1

Figura A17: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Remoção de Calor por Circulação Natural.

As figuras A18-A23 são referentes às medidas de importância do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Sistema de Refrigeração de Emergência			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Sistema de Refrigeração de Emergência			Case : CURRENT		
(Sorted by Fussell-Vesely Importance)					
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Fussell-Vesely Importance	Risk Reduction Ratio	Risk Increase Ratio
EB2	1	1.000E-002	9.762E-001	4.204E+001	9.765E+001
EB1	1	1.200E-004	1.160E-002	1.012E+000	9.765E+001
EB4	1	1.200E-004	1.160E-002	1.012E+000	9.765E+001
EB3	1	3.600E-006	3.479E-004	1.000E+000	9.765E+001

Figura A18: Medidas de importância para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo utilizando a importância de Fussell - Vesely.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo			Case : CURRENT		
(Sorted by Birnbaum Importance Measure)					
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Birnbaum Importance Measure	Risk Reduction Difference	Risk Increase Difference
EB2	1	1.000E-002	9.998E-001	9.998E-003	9.898E-001
EB1	1	1.200E-004	9.899E-001	1.188E-004	9.898E-001
EB4	1	1.200E-004	9.899E-001	1.188E-004	9.898E-001
EB3	1	3.600E-006	9.898E-001	3.563E-006	9.898E-001

Figura A19: Medidas de importância para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo utilizando a importância de Birnbaum.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda			
Event Importance - Bottom 1.00% Contributors (Absolute)			
Family : Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo			
Fault Tree : Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo			
Analysis : RANDOM			
Event	Fussell- Veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum
EB4	1.188E-004	9.899E-001	1.200E-004
EB3	3.563E-006	9.898E-001	3.600E-006

Figura A20: Importância dos eventos para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda			
Event Importance - Top 99.00% Contributors (Absolute)			
Family : Sistema de refrigeração de Emergência			
Fault Tree : Sistema de refrigeração de Emergência			
Analysis : RANDOM			
Event	Fussell- Veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum
EB2	9.998E-003	9.998E-001	1.000E-002
EB1	1.188E-004	9.899E-001	1.200E-004

Figura A21: Contribuição dos eventos para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Cut Set Importance Report				
Family : Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo				
Fault Tree : Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo				
Analysis : RANDOM				
Cut No.	Frequency	Fussell- Veseley	Cumulative FV	Cut Sets
1	1.000E-002	9.765E-001	9.765E-001	EB2
2	1.200E-004	1.172E-002	9.882E-001	EB1
3	1.200E-004	1.172E-002	9.999E-001	EB4
4	3.600E-006	3.515E-004	1.000E+000	EB3

Figura A22: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Sort/Slice Cut Set Report				
Family-> Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo				
Fault Tree-> Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo				
Mincut Upper Bound -> 1.024E-002 This Partition -> 1.024E-002				
Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	97.7	97.7	1.000E-002	EB2
2	98.8	1.2	1.200E-004	EB1
3	100.0	1.2	1.200E-004	EB4
4	100.0	0.0	3.600E-006	EB3

Figura A23: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.

As figuras A24-A29 são referentes às medidas de importância do Sistema de Isolamento da Contenção.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Isolamento da Contenção			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Isolamento da Contenção			Case : CURRENT		
(Sorted by Fussell-Vesely Importance)					
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Fussell-Vesely Importance	Risk Reduction Ratio	Risk Increase Ratio
EB1	1	1.010E-004	8.752E-001	8.014E+000	8.666E+003
EB2	1	1.440E-005	1.248E-001	1.143E+000	8.666E+003
EB5	1	3.240E-004	2.947E-007	1.000E+000	1.001E+000
EB3	1	3.240E-004	2.947E-007	1.000E+000	1.001E+000
EB4	1	3.240E-004	2.947E-007	1.000E+000	1.001E+000

Figura A24: Medidas de importância para o Sistema de Isolamento da Contenção utilizando a importância de Fussell - Vesely.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Isolamento da Contenção			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Isolamento da Contenção			Case : CURRENT		
(Sorted by Birnbaum Importance Measure)					
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Birnbaum Importance Measure	Risk Reduction Difference	Risk Increase Difference
EB1	1	1.010E-004	1.000E+000	1.010E-004	9.999E-001
EB2	1	1.440E-005	9.999E-001	1.440E-005	9.999E-001
EB5	1	3.240E-004	1.050E-007	3.401E-011	1.049E-007
EB3	1	3.240E-004	1.050E-007	3.401E-011	1.049E-007
EB4	1	3.240E-004	1.050E-007	3.401E-011	1.049E-007

Figura A25: Medidas de importância para o Sistema de Isolamento da Contenção utilizando a importância de Birnbaum.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda			
Event Importance - Bottom 1.00% Contributors (Absolute)			
Family : Isolamento da Contenção		Fault Tree : Isolamento da Contenção	
Analysis : RANDOM			
Event	Fussell- veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum
EB2	1.440E-005	9.999E-001	1.440E-005
EB5	3.401E-011	1.050E-007	3.240E-004
EB3	3.401E-011	1.050E-007	3.240E-004
EB4	3.401E-011	1.050E-007	3.240E-004

Figura A26: Importância dos eventos para o Sistema de Isolamento da Contenção.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda			
Event Importance - Top 99.00% Contributors (Absolute)			
Family : Isolamento da Contenção		Fault Tree : Isolamento da Contenção	
Analysis : RANDOM			
Event	Fussell- veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum
EB1	1.010E-004	1.000E+000	1.010E-004

Figura A27: Contribuição dos eventos para o Sistema de Isolamento da Contenção.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Cut Set Importance Report				
Family : Isolamento da Contenção		Fault Tree : Isolamento da Contenção		
Analysis : RANDOM				
Cut No.	Frequency	Fussell- Veseley	Cumulative FV	Cut Sets
1	1.010E-004	8.752E-001	8.752E-001	EB1
2	1.440E-005	1.248E-001	1.000E+000	EB2
3	3.401E-011	2.947E-007	1.000E+000	EB3, EB4, EB5

Figura A28: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Isolamento da Contenção.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Sort/slice Cut Set Report				
Family-> Isolamento da Contenção			Fault Tree-> Isolamento da Contenção	
Mincut Upper Bound -> 1.154E-004			This Partition -> 1.154E-004	
Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets
1	87.5	87.5	1.010E-004	EB1
2	100.0	12.5	1.440E-005	EB2
3	100.0	0.0	3.401E-011	EB3, EB4, EB5

Figura A29: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Isolamento da Contenção.

As figuras A30-A35 são referentes às medidas de importância do Sistema de Ventilação de Emergência.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Ventilação de Emergência			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Ventilação de Emergência			Case : CURRENT		
(sorted by Fussell-vesely Importance)					
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Fussell-Vesely Importance	Risk Reduction Ratio	Risk Increase Ratio
EB4	1	2.270E-003	5.269E-001	2.114E+000	2.326E+002
EB5	1	1.680E-003	3.897E-001	1.639E+000	2.326E+002
EB3	1	3.440E-004	7.969E-002	1.087E+000	2.326E+002
EB1	1	8.301E-004	1.922E-003	1.002E+000	3.314E+000
EB2	1	1.000E-002	1.922E-003	1.002E+000	1.190E+000
EB6	4	1.000E-004	5.602E-004	1.001E+000	6.555E+000
EB10	1	1.000E-002	2.316E-004	1.000E+000	1.023E+000
EB8	1	8.200E-003	1.899E-004	1.000E+000	1.023E+000
EB9	1	3.200E-003	7.411E-005	1.000E+000	1.023E+000
EB7	1	2.790E-003	6.461E-005	1.000E+000	1.023E+000

Figura A30: Medidas de importância para o Sistema de Ventilação de Emergência utilizando a importância de Fussell – Vesely.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
IMPORTANCE MEASURES REPORT (Current Cut Sets)					
Family : Ventilação de Emergência			Analysis : RANDOM		
Fault Tree : Ventilação de Emergência			Case : CURRENT		
(Sorted by Birnbaum Importance Measure)					
Event Name	Num. of Occ.	Probability of Failure	Birnbaum Importance Measure	Risk Reduction Difference	Risk Increase Difference
EB4	1	2.270E-003	9.980E-001	2.265E-003	9.957E-001
EB5	1	1.680E-003	9.974E-001	1.676E-003	9.957E-001
EB3	1	3.440E-004	9.960E-001	3.426E-004	9.957E-001
EB6	4	1.000E-004	2.389E-002	2.409E-006	2.389E-002
EB1	1	8.301E-004	9.957E-003	8.265E-006	9.949E-003
EB2	1	1.000E-002	8.265E-004	8.265E-006	8.183E-004
EB10	1	1.000E-002	9.957E-005	9.957E-007	9.857E-005
EB8	1	8.200E-003	9.957E-005	8.165E-007	9.875E-005
EB7	1	2.790E-003	9.957E-005	2.778E-007	9.929E-005
EB9	1	3.200E-003	9.957E-005	3.186E-007	9.925E-005

Figura A31: Medidas de importância para o Sistema de Ventilação de Emergência utilizando a importância de Birnbaum.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Event Importance - Bottom 1.00% Contributors (Absolute)				
Family : Ventilação de Emergência		Fault Tree : Ventilação de Emergência		
Analysis : RANDOM				
Event	Fussell- Veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum	
EB3	3.426E-004	9.960E-001	3.440E-004	
EB1	8.265E-006	9.957E-003	8.301E-004	
EB2	8.265E-006	8.265E-004	1.000E-002	
EB6	2.409E-006	2.389E-002	1.008E-004	
EB10	9.957E-007	9.957E-005	1.000E-002	
EB8	8.165E-007	9.957E-005	8.200E-003	
EB9	3.186E-007	9.957E-005	3.200E-003	
EB7	2.778E-007	9.957E-005	2.790E-003	

Figura A32: Importância dos eventos para o Sistema de Ventilação de Emergência.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Event Importance - Top 99.00% Contributors (Absolute)				
Family : Ventilação de Emergência		Fault Tree : Ventilação de Emergência		
Analysis : RANDOM				
Event	Fussell- Veseley	Birnbaum (RAW[ad])	FV/Birnbaum	
EB4	2.265E-003	9.980E-001	2.270E-003	
EB5	1.676E-003	9.974E-001	1.680E-003	

Figura A33: Contribuição dos eventos para o Sistema de Ventilação de Emergência.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda				
Cut Set Importance Report				
Family : Ventilação de Emergência		Fault Tree : Ventilação de Emergência		
Analysis : RANDOM				
Cut No.	Frequency	Fussell- Veseley	Cumulative FV	Cut Sets
1	2.270E-003	5.280E-001	5.280E-001	EB4
2	1.680E-003	3.907E-001	9.187E-001	EB5
3	3.440E-004	8.001E-002	9.987E-001	EB3
4	8.301E-006	1.931E-003	1.001E+000	EB1, EB2
5	1.000E-006	2.326E-004	1.001E+000	EB10, EB6
6	8.200E-007	1.907E-004	1.001E+000	EB6, EB8
7	3.200E-007	7.443E-005	1.001E+000	EB6, EB9
8	2.790E-007	6.489E-005	1.001E+000	EB6, EB7

Figura A34: Importância dos cortes mínimos para o Sistema de Ventilação de Emergência.

Arquivo Editar Formatar Exibir Ajuda					
Sort/slice Cut Set Report					
Family-> Ventilação de Emergência			Fault Tree-> Ventilação de Emergência		
Mincut Upper Bound -> 4.300E-003			This Partition -> 4.300E-003		
Cut No.	% Total	% Cut Set	Frequency	Cut Sets	
1	52.8	52.8	2.270E-003	EB4	
2	91.9	39.1	1.680E-003	EB5	
3	99.9	8.0	3.440E-004	EB3	
4	100.0	0.2	8.301E-006	EB1, EB2	
5	100.0	0.0	1.000E-006	EB10, EB6	
6	100.0	0.0	8.200E-007	EB6, EB8	
7	100.0	0.0	3.200E-007	EB6, EB9	
8	100.0	0.0	2.790E-007	EB6, EB7	

Figura A35: Contribuição dos cortes mínimos para o Sistema de Ventilação de Emergência.