

DISPONIBILIDADE DO SISTEMA ELÉTRICO DE SEGURANÇA DE EMERGÊNCIA  
DE UMA CENTRAL NUCLEAR KONVOI CONSIDERANDO ARRANJOS MÓVEIS  
DE GERADORES DIESEL PÓS FUKUSHIMA

Dillyane Petizero Dionizio

Tese de Doutorado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Doutor em Engenharia Nuclear.

Orientadores: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e  
Melo  
Celso Marcelo Franklin Lapa

Rio de Janeiro  
Agosto de 2023

DISPONIBILIDADE DO SISTEMA ELÉTRICO DE SEGURANÇA DE EMERGÊNCIA  
DE UMA CENTRAL NUCLEAR KONVOI CONSIDERANDO ARRANJOS MÓVEIS  
DE GERADORES DIESEL PÓS FUKUSHIMA

Dillyane Petizero Dionizio

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO LUIZ  
COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA (COPPE) DA  
UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS  
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE DOUTOR EM  
CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Orientadores: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo  
Celso Marcelo Franklin Lapa

Aprovada por: Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo  
Prof. Celso Marcelo Franklin Lapa  
Profa. Andressa dos Santos Nicolau  
Dr. Pedro Luiz da Cruz Saldanha  
Prof. Claudio Márcio do Nascimento Abreu Pereira

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL.

AGOSTO DE 2023

Dionizio, Dilyane Petizero

Disponibilidade do sistema elétrico de segurança de emergência de uma central nuclear Konvoi considerando arranjos móveis de geradores diesel pós Fukushima/ Dilyane Petizero Dionizio. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2023.

XIV, 60 p.: il.; 29,7 cm.

Orientadores: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e  
Melo

Celso Marcelo Franklin Lapa

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2023.

Referências Bibliográficas: p. 54-60.

1. Fukushima. 2. Geradores Diesel. 3. *Station Blackout*. 4. Cadeias de Markov. 5. Reatores Konvoi I. Melo, Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e *et al.* II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

## DEDICATÓRIA

*À minha amada e abençoada filha Esther, que  
chegou ao mundo trazendo muita alegria e  
dando um novo sentido à minha vida.*

## AGRADECIMENTOS

A Deus (Àquele que é capaz de fazer infinitamente mais do que tudo o que pedimos ou pensamos. Efésios 3:20), pelo dom da vida, saúde, sabedoria e inteligência, e por me guiar na caminhada em busca dos meus objetivos .

Aos meus orientadores Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo e Prof. Celso Marcelo Franklin Lapa por toda a orientação, ensinamentos e disponibilidade.

Ao Dr. Pedro Luiz da Cruz Saldanha que desde o início me apoiou, ensinou e colaborou para o desenvolvimento desta tese.

Ao Prof. José Antonio Carlos Canedo Medeiros (*in memoriam*) pela ajuda no desenvolvimento deste trabalho.

Ao meu esposo Denis por todo o amor, carinho, paciência e incentivo na concretização dos meus sonhos

Aos meus pais, Antonio e Juscelene, que sempre me incentivaram a buscar novos conhecimentos, me apoiaram e me ensinaram a não temer desafios e a superar os obstáculos com humildade. .

À minha irmã Thaís por toda ajuda e companhia ao longo da construção deste trabalho.

Ao meu cunhado Luciano pelo auxílio computacional.

Às minhas queridas avós Idaléia e Anna (*in memoriam*), por estarem sempre presentes em minha vida.

À minha amiga Lilian, que caminhou comigo nesta jornada, me apoiando e incentivando em todos os momentos.

Aos meus irmãos em Cristo, da Igreja Cristã Casa de Oração em Austin, por todo apoio e orações em prol da realização deste doutorado.

Aos queridos Washington, Cassia, Reginaldo, Marcos e Lili por todo carinho e disposição em ajudar.

Aos membros da banca examinadora, que atenderam ao convite e se dispuseram a analisar este trabalho.

E aos demais, que de alguma forma contribuíram para a elaboração desta tese.

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

DISPONIBILIDADE DO SISTEMA ELÉTRICO DE SEGURANÇA DE EMERGÊNCIA  
DE UMA CENTRAL NUCLEAR KONVOI CONSIDERANDO ARRANJOS MÓVEIS  
DE GERADORES DIESEL PÓS FUKUSHIMA

Dillyane Petizero Dionizio

Agosto/2023

Orientadores: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo  
Celso Marcelo Franklin Lapa

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho investiga a disponibilidade do Sistema Elétrico de uma Central Nuclear Konvoi, frente a um cenário de *Station Blackout*, considerando a aquisição de geradores diesel móveis de emergência como uma alternativa adicional de alimentação elétrica à planta, uma das iniciativas pós Fukushima planejadas para melhoria da segurança. O estudo foi realizado através da modelagem dos sistemas envolvidos utilizando Cadeias de Markov. A probabilidade de falha calculada, após 7 dias, nas modelagens inicial e modificada, foi de  $7,11 \cdot 10^{-3}$  e  $4,46 \cdot 10^{-6}$ , respectivamente. Sendo assim, a simulação realizada através do programa MATLAB mostrou um ganho considerável na disponibilidade do sistema elétrico de emergência quando o grupo de geradores diesel móveis é adicionado ao conjunto.

Abstract of Thesis presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Doctor of Science (D.Sc.).

AVAILABILITY OF THE EMERGENCY SAFETY ELECTRICAL SYSTEM OF A  
KONVOI NUCLEAR POWER PLANT CONSIDERING MOBILE ARRANGEMENTS  
OF DIESEL GENERATORS AFTER FUKUSHIMA

Dillyane Petizero Dionizio

August/2023

Advisors: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo  
Celso Marcelo Franklin Lapa

Department: Nuclear Engineering

This work investigates the availability of the power system of a Konvoi nuclear power plant, against a station blackout scenario, considering the acquisition of emergency mobile diesel generators as an additional alternative for power supply to the plant, one of the post-Fukushima initiatives planned to improve safety. The study was carried out by modeling the systems involved using Markov chains. The calculated failure probability, after 7 days, in the initial and modified models, was  $7,11 \cdot 10^{-3}$  and  $4,46 \cdot 10^{-6}$ , respectively. Thus, the simulation carried out through the MATLAB program showed a considerable gain in the availability of the emergency electric system when the group of mobile diesel generators is added to the set.



# SUMÁRIO

	<b>Pág.</b>
<b>1 Introdução .....</b>	<b>1</b>
1.1 Apresentação .....	1
1.2 Motivação, originalidade e relevância.....	2
1.3 Justificativa .....	3
1.4 Objetivo .....	4
1.5 Organização do trabalho .....	4
<b>2 Revisão Bibliográfica .....</b>	<b>5</b>
<b>3 Fundamentos Teóricos .....</b>	<b>11</b>
3.1 Probabilidade .....	11
3.2 Variável aleatória .....	13
3.3 Confiabilidade .....	14
3.4 Curva da banheira .....	16
3.5 Disponibilidade .....	18
3.6 Reparo .....	18
3.7 Processo de Markov.....	18
3.7.1 Cadeias de Markov.....	20
<b>4 Recomendações e Iniciativas após o acidente de Fukushima .....</b>	<b>22</b>
4.1 Recomendações internacionais diante do acidente nuclear em Fukushima...	22
4.2 Iniciativas da Eletronuclear frente ao acidente de Fukushima .....	23
<b>5 Estudo de Caso .....</b>	<b>27</b>
5.1 Sistema Elétrico .....	27
5.1.1 Sistema Elétrico Externo .....	27
5.1.2 Sistema Elétrico Interno .....	28
5.1.2.1 Sistema Normal de Suprimento de Energia .....	29
5.1.2.2 Sistema de Alimentação Elétrica de Emergência 1 .....	30
5.1.2.3 Sistema de Alimentação Elétrica de Emergência 2 .....	31
5.2 <i>Station Blackout</i> .....	31
5.3 Problema investigado.....	32
5.3.1 Modelagem do sistema .....	33
5.4 Simulação .....	38
5.5 Resultados .....	45

5.6 Análise de sensibilidade .....	50
<b>6 Conclusão e Recomendações para trabalhos futuros .....</b>	<b>52</b>
6.1 Conclusão .....	52
6.2 Recomendações para trabalhos futuros .....	53
<b>Referências Bibliográficas .....</b>	<b>54</b>

## ÍNDICE DE FIGURAS

	<b>Pág.</b>
<b>Fig. 3.1</b> Curva da banheira .....	16
<b>Fig. 3.2</b> Função de densidade de probabilidade exponencial de uma variável aleatória exponencial para valores selecionados de $\lambda$ .....	17
<b>Fig. 3.3</b> Diagrama de transição para uma cadeia de Markov simples .....	20
<b>Fig. 4.1</b> Melhoria na segurança dos reatores dos EUA .....	22
<b>Fig. 4.2</b> Plano de resposta ao acidente em Fukushima .....	24
<b>Fig. 5.1</b> Linhas de transmissão de 500 kV e de 138 kV .....	27
<b>Fig. 5.2</b> Diagrama de estados – modelo inicial .....	34
<b>Fig. 5.3</b> Diagrama de estados – modelo modificado .....	37
<b>Fig. 5.4</b> MTE – modelo inicial .....	39
<b>Fig. 5.5</b> MTE – modelo modificado .....	40
<b>Fig. 5.6</b> Comparação gráfica das probabilidades de falha em ambas as configurações .....	50
<b>Fig. 5.7</b> Análise de sensibilidade em Pc .....	51

## ÍNDICE DE TABELAS

	Pág.
<b>Tabela 4.1</b>	Publicação da IAEA sobre o acidente de Fukushima Daiichi..... 23
<b>Tabela 5.1</b>	Definição dos estados possíveis para a Fig.5.2 ..... 35
<b>Tabela 5.2</b>	Descrição dos parâmetros da Fig.5.2 ..... 35
<b>Tabela 5.3</b>	Definição dos estados adicionais possíveis para a Fig.5.3 ..... 38
<b>Tabela 5.4</b>	Descrição dos parâmetros adicionais da Fig.5.3 ..... 38
<b>Tabela 5.5</b>	Dados para os GDs ..... 41
<b>Tabela 5.6</b>	Resumo dos parâmetros utilizados..... 42
<b>Tabela 5.7</b>	Dados do modelo alfa para 4 GDs – GDs principais e de reserva ... 43
<b>Tabela 5.8</b>	Parâmetros calculados a partir do modelo do fator alfa ..... 43
<b>Tabela 5.9</b>	Dados do modelo alfa para 2 GDs – GDs móveis ..... 44
<b>Tabela 5.10</b>	Parâmetros calculados a partir do modelo do fator alfa ..... 44
<b>Tabela 5.11</b>	Probabilidades de falha na partida dos GDs ..... 45
<b>Tabela 5.12</b>	Probabilidade de cada estado nos tempos definidos – modelo inicial ..... 46
<b>Tabela 5.13</b>	Probabilidade de cada estado nos tempos definidos – modelo modificado ..... 48
<b>Tabela 5.14</b>	Probabilidades de falha do sistema ..... 49
<b>Tabela 5.15</b>	Probabilidades de falha referentes ao estudo de sensibilidade ..... 51

## LISTA DE SÍMBOLOS E ABREVIACÕES

APR 1400	<i>Advanced Pressurized Water Reactor (1400 rated power MWe)</i>
BRR	Bomba de Refrigeração do Reator
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i>
CNAAA	Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
FSAR	<i>Final Safety Analysis Report</i>
FCM	<i>Fuzzy-C-Means</i>
GD	Gerador Diesel
GDE	Gerador Diesel de Emergência
GD <sub>P</sub>	Gerador Diesel Principal
GD <sub>R</sub>	Gerador Diesel Reserva
GD <sub>M</sub>	Gerador Diesel Móvel
GPWR	<i>Generic Pressurized Water Reactor</i>
GV	Gerador de Vapor
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i>
INL	<i>Idaho National Laboratory</i>
KWU	<i>Kraftwerk Union AG</i>
LOOP	<i>Loss of Offsite Power</i>
LWR	<i>Light Water Reactor</i>
MTE	Matriz de Transição de Estados
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
PHWR	<i>Pressurized Heavy-water Reactor</i>
PV	<i>Photovoltaic</i>
PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>

SAAD	Sistema de Abastecimento de Água Doce
SAEE	Sistema de Alimentação Elétrica de Emergência
SAMG	<i>Severe Accident Management Guidelines</i>
SBO	<i>Station Blackout</i>
SDS	<i>Shutdown System</i>
SIS	Sistema Instrumentado de Segurança
TMI	Three Mile Island
TMPF	Tempo Médio para Falhar
WTG	<i>Wind-Turbine Generator</i>

# *Capítulo 1*

## **Introdução**

### **1.1 Apresentação**

A energia nuclear supre, atualmente, cerca de 10% do consumo da energia elétrica mundial. É produzida por cerca de 440 reatores nucleares localizados em diferentes países. Este percentual tende a aumentar com a construção de novas usinas, pois há em torno de 55 reatores em construção (WNA, 2022).

No Brasil, a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAEA) é composta de duas usinas em operação e uma terceira em construção. Ela fornece aproximadamente 3% da energia elétrica consumida no país, que corresponde a mais de 30% da eletricidade consumida no Estado do Rio de Janeiro (ETN, 2022).

No ramo nuclear, a segurança deve ser uma das áreas prioritárias, não devendo ser comprometida por qualquer razão. O objetivo principal da segurança nuclear é prevenir a liberação de materiais radioativos, garantindo que o funcionamento das usinas nucleares não traga prejuízo à saúde das pessoas e ao meio ambiente.

Alguns acidentes envolvendo usinas nucleares ocorreram ao longo da história e geraram importantes reflexões e aprendizados, em nível internacional, com relação ao aprimoramento da área de segurança, como nas centrais nucleares de Three Mile Island (TMI) em 1979, Chernobyl em 1986 e Fukushima Daiichi em 2011.

O acidente na unidade 2 da central nuclear de TMI envolveu um mau funcionamento no resfriamento do reator, resultando no derretimento parcial do seu núcleo. Dentre os motivos do acidente, estão falhas no projeto, na operação e erros humanos. Houve liberação de gás radioativo, porém abaixo dos níveis associados aos efeitos nocivos de exposição à radiação (WNA, 2022).

O acidente na usina nuclear de Chernobyl ocorreu por ocasião de um teste a que foi submetido o reator da unidade 4 quando estava programado para ser desligado para manutenção de rotina. Decidiu-se realizar um teste a fim de verificar a capacidade do gerador do reator de gerar energia suficiente para manter seus sistemas de segurança no caso de perda do suprimento externo de energia. O descumprimento de uma série de

regras de segurança indispensáveis e falhas dos operadores da usina provocaram um processo de superaquecimento do reator, incapaz de ser revertido, que resultou em sua explosão e decorrente liberação de material radioativo (WNA, 2016).

Em 11 de março de 2011, um terremoto de magnitude 9,0 na Escala Richter ocorreu próximo à costa leste de Honshu, no Japão. O terremoto e a subsequente *tsunami* causaram danos significativos em 4 das 6 unidades da central nuclear de Fukushima Daichii da Tokyo Electric Power Company, composta de reatores a água fervente (*Boiling Water Reactor*, BWR).

As usinas 1 a 3, que estavam em operação, acionaram, automaticamente, o sistema de proteção do reator, devido ao terremoto que causou a perda de todo o suprimento de energia elétrica externo. Os geradores diesel (GD) partiram, conforme o esperado, fornecendo a energia necessária aos sistemas de emergência. No entanto, o *tsunami* que afetou o sítio, quarenta e um minutos após o terremoto, inundou todo o sistema diesel de emergência destinado à refrigeração de 4 reatores da Central Fukushima-Daiichi, acarretando a perda total destes, devido ao derretimento dos seus núcleos e com liberação de radioatividade para o meio ambiente após explosões de hidrogênio acumulado nos edifícios do reator, gerado a partir do combustível danificado.

Este acidente intensificou a ideia de que fenômenos naturais extremos podem desafiar a segurança das usinas quanto à prevenção e mitigação de acidentes, o que demandou um alerta mundial acerca de possíveis cenários catastróficos. A partir daí, instalações nucleares e organizações reguladoras de diversas partes do mundo analisaram o cenário de Fukushima, gerando grandes reflexões, das quais originaram-se algumas iniciativas (NRC, 2013), (IAEA, 2015), (ETN, 2018).

## **1.2 Motivação, originalidade e relevância**

Após o acidente na central japonesa de Fukushima-Daiichi, a comunidade reguladora e de segurança internacional, por meio da *International Atomic Energy Agency* (IAEA), estabeleceu uma série de mudanças de projeto, novos procedimentos e abordagens na análise de segurança, que devem ser implantadas em todos os reatores de água leve (*Light Water Reactor*, LWR) em operação nos estados membros da IAEA.



No que se refere à atualização das abordagens relacionadas à análise de segurança, destaca-se a atualização imperativa da Avaliação Probabilística de Segurança em relação a eventos externos. No que diz respeito aos procedimentos, o impacto foi ainda mais profundo, chegando a provocar a revisão da cultura de segurança dos operadores e as relações entre o órgão licenciador e os operadores de usinas nucleares em todos os países.

Com foco na atualização de sistemas e equipamentos, diversas modificações podem ser observadas, como a obrigatoriedade de instalação de um novo sistema passivo de recombinadores de hidrogênio à base de zeólita, dimensionado para evitar atingir a concentração explosiva mínima de hidrogênio no interior do prédio de contenção do reator.

Diversas alternativas de grupos geradores diesel de emergência (GDE) redundantes estão sendo instaladas nas usinas nucleares pertencentes aos estados membros da IAEA, porém, existe um conceito absolutamente novo que representa um desafio em termos de modelagem probabilística, o que também levanta dúvidas sobre sua eficácia, pois inclui novos modos de falha nunca considerados para nenhum sistema GDE. Trata-se do uso de configurações com grupos de GDE móveis que estariam localizados próximos à instalação, e que seriam exigidos como último recurso de energia após a perda da fonte externa e falha de todos os GDEs fixos.

A originalidade e relevância deste trabalho reside precisamente na avaliação do impacto na segurança de uma instalação típica de reator de água pressurizada (*Pressurized Water Reactor*, PWR), padrão Konvoi, como resultado da inclusão destes novos dispositivos.

Vale ressaltar a publicação desta pesquisa em Dionizio et al. (2023).

### **1.3 Justificativa**

Este trabalho se justifica pela necessidade de se realizar uma análise quantitativa do impacto desses novos sistemas GDEs móveis e a modelagem dinâmica adequada de sua contribuição para reduzir a indisponibilidade do sistema de alimentação de emergência da instalação, o que possivelmente resultará em uma diminuição na frequência de danos ao núcleo devido a um *Station Blackout* (SBO).

## **1.4 Objetivo**

O objetivo deste trabalho é realizar um estudo de disponibilidade para comparar a modelagem de falhas envolvendo os sistemas de alimentação externa e os Sistemas de Alimentação de Emergência 1 e 2, diante de um evento SBO, antes da aquisição de GDEs móveis e após sua aquisição, identificando as vantagens decorrentes dessa iniciativa quanto à garantia do resfriamento do reator a fim de viabilizar seu desligamento seguro. Este estudo será realizado utilizando a abordagem markoviana, pois muitas dependências precisam ser modeladas e o comportamento do sistema ao longo do tempo é relevante.

## **1.5 Organização do trabalho**

O presente trabalho está estruturado em seis capítulos, sendo o Capítulo 2 uma revisão bibliográfica que abrange assuntos de interesse desta proposta de tese, disponíveis na literatura.

O Capítulo 3 traz os fundamentos teóricos necessários para embasar a pesquisa, com a disposição dos conceitos mais relevantes, visando facilitar o entendimento e contexto da proposta.

No Capítulo 4 são abordadas as principais recomendações da *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) e da IAEA frente ao acidente ocorrido nas usinas de Fukushima e as iniciativas propostas pela Eletronuclear em resposta ao acidente.

No Capítulo 5 são apresentados os sistemas a serem considerados para a modelagem, seu funcionamento e importância, bem como a caracterização do cenário de um SBO. São apresentados também os estudos de disponibilidade realizados e a discussão dos resultados obtidos.

O Capítulo 6 é destinado à conclusão do trabalho de tese e às recomendações. Ao final, seguem as referências bibliográficas consultadas e mencionadas no decorrer deste trabalho.

## Capítulo 2

### Revisão Bibliográfica

A fim de caracterizar o escopo desta pesquisa, nesta revisão bibliográfica foram abordados trabalhos que apresentaram estudos sobre o cenário de SBO em uma usina nuclear e que utilizaram a abordagem markoviana aplicadas à manutenção, sistemas de segurança, confiabilidade e disponibilidade.

É importante destacar que não foram encontrados estudos acadêmicos envolvendo o cálculo de disponibilidade do sistema elétrico de emergência de uma central nuclear, considerando arranjos móveis de geradores diesel, na ocasião deste levantamento bibliográfico.

Hong e Lian (2012) consideram geradores de turbina eólica (*wind-turbine generator*, WTG) de 25 kW, fotovoltaicos (*photovoltaic*, PV) de 5 kW e GDs de 30 kW como tamanhos de unidade para planejamento de geração em um sistema de energia autônomo. Os custos de instalação e unidade e o custo de combustível são minimizados, mantendo o requisito de confiabilidade e o limite de emissão de CO<sub>2</sub>. O fuzzy-c-means (FCM) é empregado para agrupar os estados de operação para carga do sistema, gerações de turbinas eólicas (WTG) e PV em um ano. Em seguida, são definidos os modelos de Markov para a carga do sistema, WTG e PV. Os modelos de Markov são incorporados ao algoritmo genético para determinar as configurações ideais para WTG, PV e GD.

Park e Ahn (2012) realizaram uma análise comparativa da progressão antecipada de um acidente severo, durante um SBO, entre três tipos típicos de reatores nucleares: o PWR, o BWR e o reator a água pesada pressurizada (*Pressurized Heavy-water Reactor*, PHWR). O estudo incluiu um resumo das diferenças de projeto que afetariam as progressões de acidentes graves, a análise termo-hidráulica do acidente severo iniciado pelo SBO, e uma investigação do processo de danos ao núcleo, considerando o impacto resultante sobre a contenção.

Volkanovski e Prošek (2013) avaliaram as implicações advindas do fortalecimento da segurança de uma usina quanto à capacidade de mitigação do SBO. A avaliação foi realizada através de métodos determinísticos e probabilísticos com

aplicação em modelos de referência de usinas de energia nuclear, utilizando o código computacional Relap5. Os resultados obtidos mostraram uma considerável diminuição da frequência de dano ao núcleo com a melhoria na capacidade de mitigação do SBO. Foi enfatizada a importância das falhas de causa comum dos GDEs para a diminuição da frequência de danos do núcleo e da segurança geral da planta.

Shehhi et. al. (2013) consideraram as opções de projeto e operação que podem reduzir a frequência do evento iniciador e a probabilidade de mitigação de acidentes, abordadas em uma estrutura integrada para lidar com SBOs. Foi realizada uma análise de economia e segurança, frente ao SBO em um PWR. A segurança, o custo de engenharia, o custo de entrega de água e o custo de teste/manutenção de cada opção foram avaliados quantitativamente para calcular a variação de custos e encontrar um ponto ótimo no reator de referência (OPR1000).

Hellmich e Berg (2015) discutem a aplicação de modelos de Markov de tempo contínuo para analisar várias estratégias para organizar reparos e testes de sistemas de segurança *standby* de dois trens, que têm o potencial de substituir modelos de sistemas tradicionais baseados em técnicas de árvore de falhas em avaliações probabilísticas de segurança. Além de uma análise convencional de estado estacionário desses modelos de Markov, eles fornecem um método numérico geral que permite o cálculo da probabilidade de exceder os tempos permitidos de interrupção de equipamentos em modelos de Markov de sistemas de segurança.

Mechri et. al. (2015) propõem uma abordagem holística para modelar sistemas instrumentados de segurança (SIS), que é baseada cadeias de Markov de comutação (*Switching Markov Chain*) e integra vários parâmetros, por exemplo, falhas de causa comum, teste de prova imperfeito, teste de prova parcial, etc. conceitos de *switching* de cadeias de Markov aplicados à análise de confiabilidade são apresentados e um modelo para calcular a indisponibilidade para um estudo de caso é apresentado. A cadeia de Markov de comutação proposta permite avaliar o efeito de cada parâmetro no desempenho do SIS.

Zubair et. al. (2017) simularam um acidente de SBO usando um simulador de Reator a Água Pressurizada Genérico (*Generic Pressurized Water Reactor, GPWR*) de KEYMASTER<sup>TM</sup>. O cenário do acidente consiste em duas etapas. A primeira preocupa-

se em observar o comportamento do GPWR sob uma situação SBO pura, enquanto a segunda visa comparar o acidente SBO do primeiro estágio com a falha adicional da válvula de alívio operada por piloto emperrada, como a que ocorreu em Three Mile Island. Foi feita uma comparação entre os dois estágios, analisando as temperaturas das pernas quentes e frias, pressão do Gerador de Vapor (GV), porcentagem do nível de água do GV, pressão do pressurizador, temperatura do combustível e pressão da contenção. Os resultados da simulação sugerem que a falha no fechamento da válvula em questão tem um impacto insignificante sobre a temperatura das pernas quente e fria, resultando em uma pressão geral menor no GV, mas uma pressão maior no pressurizador. A temperatura do combustível nuclear excedeu o limite de avaliação de risco de  $726,7^{\circ}\text{C}$  para ambos os cenários. Os resultados da pesquisa ajudarão no futuro a entender melhor os acidentes em Reatores Avançados de Água Pressurizada (APR-1400).

Bouissou (2017) avaliou a confiabilidade e a disponibilidade de um Sistema de Alimentação Elétrica de uma usina francesa. O autor descreveu o sistema, considerando redundâncias, reconfigurações e reparos e propôs uma modelagem associando um processo de Markov a cada folha de uma árvore de falhas, com a utilização de portões lógicos booleanos.

Alizadeh e Sriramula (2018) introduziram um novo modelo de confiabilidade para sistemas redundantes relacionados à segurança usando a análise de Markov. O modelo proposto envolve demanda de processo em conjunto com falhas de causa comum e estabelece modos de falha do sistema, como falhas perigosas não detectadas pela primeira vez e avalia seu impacto na confiabilidade do sistema. A confiabilidade dos sistemas relacionados à segurança é medida usando a probabilidade de falha sob demanda para sistemas de baixa demanda. A precisão do modelo de Markov proposto é verificada para um estudo de caso do sistema de proteção contra sobrepressão de tanque de armazenamento de líquido inflamável.

Azizpour e Lundteigen (2019) argumentam que um dos desafios no uso de modelos de Markov na análise de confiabilidade é o crescimento exponencial do número de estados e taxas de transição quando o sistema se torna complexo. Este artigo mostra como um modelo complexo é simplificado por meio de uma abordagem

analítica. A comparação dos resultados de modelos complexos e simplificados é apresentada para discutir até que ponto essa variação influencia a tomada de decisão.

Kumar et. al. (2020) apresentam uma metodologia para a análise das métricas de desempenho usando a modelagem por Redes de Petri. O trabalho utiliza a propriedade de isomorfismo entre Redes de Petri Temporais e Cadeias de Markov para a análise do desempenho de sistemas de segurança. Os sistemas de desligamento são um tipo especial de sistema de segurança que são incluídos exclusivamente na planta para aliviar os riscos de consequências provenientes de falha, desligando-a automaticamente. O Sistema de Desligamento 2 (SDS-2) de uma central nuclear foi tomado para o estudo de caso a fim de demonstrar a metodologia da análise de desempenho. A função do SDS-2 é injetar nitrato de gadolínio no reator para que cesse instantaneamente a reação nuclear. Foi possível estimar o tempo requerido pelo SDS-2 para injeção bem-sucedida de veneno a fim de desarmar a central nuclear.

Chebila (2020) discute o desenvolvimento de uma maneira direta de gerar a matriz de taxa de transição associada ao modelo de Markov de tempo contínuo de qualquer arquitetura típica de KooN (sistema de votação) usando qualquer modelo paramétrico. Esta escolha é considerada após uma comparação da capacidade de vários métodos de confiabilidade (por exemplo, árvores de falhas, diagramas de blocos de confiabilidade, modelos de Markov, redes bayesianas, etc.) para fornecer representações simples e resultados genuínos neste contexto. Para validar o método desenvolvido, a indisponibilidade e a intensidade de falha incondicional de uma ampla gama de configurações são quantificadas usando o modelo binomial de taxa de falha e comparadas com as da implantação da árvore de falhas completa.

Jagtap et. al. (2020) avaliam o desempenho do subsistema turbogerador de uma usina termelétrica empregando um método de otimização por enxame de partículas. A modelagem de disponibilidade baseada em Markov é adotada para o sistema turbogerador. Através deste estudo, os resultados baseados em Markov revelam que os subsistemas de lubrificação da turbina e excitação do gerador são os que mais afetam a disponibilidade do sistema. Portanto, esses subsistemas têm maior prioridade do ponto de vista da manutenção. Além disso, a disponibilidade do sistema é otimizada para obter os parâmetros de disponibilidade otimizados usando o método de otimização de enxame de partículas.

Marqusee et. al. (2020) afirmam que os GDEs devem ser bem conservados se forem confiáveis para fornecer energia por mais de algumas horas. Se a energia de *backup* for necessária por vários dias, os GDEs vinculados a edifícios independentes não podem ser usados para fornecer energia de *backup* para cargas críticas, e uma microrrede deve ser considerada.

Marqusee et. al. (2021) usam trabalhos publicados sobre confiabilidade finita do GDE, uma metodologia quantitativa é apresentada para comparar a confiabilidade de uma arquitetura de microrrede baseada em GDEs centralizados com a abordagem tradicional de geradores ligados a edifícios individuais. Devido à sua configuração de rede e capacidade de compartilhar carga, estima-se que as configurações de microrredes baseadas em geradores a diesel tenham pelo menos 93% de probabilidade de fornecer energia a todos os edifícios por uma interrupção de 2 semanas, enquanto a arquitetura GDE vinculada a edifícios individuais tem no máximo 20% de probabilidade.

Zeng et. al. (2021) desenvolveram uma modelagem de resiliência e análise de sistemas de energia multiestado. Um modelo de resiliência multiestado é desenvolvido com base em um modelo de processo de recompensa de Markov, onde a degradação e a recuperação do desempenho do sistema são caracterizadas por uma cadeia de Markov de estado discreto e tempo contínuo e as perdas causadas pelo evento extremo são modeladas pelas taxas de recompensa associadas às permanências nos estados de degradação e transições entre eles. Este modelo é aplicado para modelagem e análise de resiliência de uma usina nuclear sob ameaça de terremotos, seguindo uma análise probabilística de risco sísmico, uma análise de fragilidade e uma modelagem de árvore de eventos de evoluções de acidentes.

Zheng et. al. (2021) apresentam um modelo hierárquico que consiste em uma árvore de falhas em camadas e cadeias de Markov de tempo contínuo para modelar um sistema de rede inteligente com dois modos de fornecimento de energia diferentes. Eles também analisaram a importância dos componentes do sistema, com o objetivo de encontrar as partes vulneráveis do sistema, melhorando assim seu projeto. A análise de importância dos componentes é baseada em sensibilidades paramétricas e uma representação por diagramas de decisão binários para as árvores de falhas. Eles quantificam a disponibilidade do sistema com dois modos de fornecimento de energia e também avaliam a importância de todos os componentes do sistema.

Lee et. al. (2022) consideraram uma situação de ataque cibernético a uma central nuclear. Eles desenvolveram um método de planejamento de resposta a ataques cibernéticos baseado no estado de segurança usando o modelo de processo de decisão de Markov. Com base na análise da margem de resposta temporal, as ações de resposta disponíveis são modeladas como ações que podem aumentar o tempo de resposta disponível ou diminuir o tempo de resposta necessário para garantir a segurança da planta. A recompensa de resposta de uma ação é quantificada como um aumento na margem de tempo de resposta. Ao modificar a função de valor de ação existente e adotar o algoritmo de busca em árvore de Monte Carlo, o método desenvolvido pode ajudar a estabelecer planos de resposta ideais que podem maximizar a margem de tempo de resposta e minimizar o tempo necessário a fim de garantir a segurança da planta.

Liang et. al. (2023) apresentaram um modelo multiestado para o processo de degradação por fadiga de sistemas de tubulação em centrais nucleares, que leva em conta os efeitos de choques aleatórios e ambientes dinâmicos. A degradação por fadiga da tubulação foi descrita por um processo semimarkoviano, que permite contabilizar distribuições genéricas dos tempos de espera dos estados do sistema. Assumiu-se que a chegada dos choques seria governada por um processo de Poisson. O ambiente dinâmico no qual a tubulação está localizada foi considerado governado por um processo de Markov. A solução analítica da probabilidade de estado dependente do tempo da tubulação foi derivada. Eles desenvolveram um algoritmo de Monte Carlo para a simulação do processo estocástico descrevendo a evolução estocástica integrada do ambiente dinâmico, degradação do sistema e choques aleatórios, que foi aplicado para verificar a correção do modelo proposto.



## Capítulo 3

### Fundamentos Teóricos

A fim de facilitar o entendimento da proposta de trabalho, este capítulo foi destinado a apresentar e discutir alguns conceitos teóricos que serão necessários para embasar o desenvolvimento do estudo de caso, como teoria das probabilidades, confiabilidade, disponibilidade, reparo e cadeias de Markov.

#### 3.1 Probabilidade

Ao se considerar um cenário em que não há conhecimento de todas as informações referentes a ele, o uso da Teoria da Probabilidade se torna interessante, uma vez que possibilita a construção de uma análise do ambiente com o objetivo de se fazer previsões sobre a ocorrência de determinadas situações (Dionizio, 2014).

A teoria das probabilidades é a área da matemática que cria, desenvolve e analisa modelos que podem ser utilizados para estudar os experimentos ou fenômenos aleatórios (Morgado et al., 2006).

O conjunto de todos os resultados possíveis de um experimento é chamado de espaço amostral (Neapolitan, 2004).

Suponha um espaço amostral  $\Omega$  que contenha  $n$  elementos distintos. Ou seja,

$$\Omega = \{e_1, e_2, \dots, e_n\}$$

Cada subconjunto do espaço amostral é chamado de evento, inclusive  $\Omega$  e  $\emptyset$  (conjunto vazio) que são chamados de evento certo e evento impossível, respectivamente. Um subconjunto que contém apenas um elemento é chamado de evento elementar (Neapolitan, 2004).

Uma função que atribui um número real  $P(E)$  a cada evento  $E \subseteq \Omega$  é denominada função de probabilidade sobre o conjunto dos subconjuntos de  $\Omega$  caso satisfaça as seguintes condições:

1.  $0 \leq P(\{e_i\}) \leq 1$  para  $1 \leq i \leq n$ .
2.  $P(\{e_1\}) + P(\{e_2\}) + \dots + P(\{e_n\}) = 1$ .
3. Para cada evento  $E = \{e_{i_1}, e_{i_2}, \dots, e_{i_k}\}$  não elementar,

$$P(E) = P(\{e_{i1}\}) + P(\{e_{i2}\}) + \dots + P(\{e_{ik}\}) \quad (3.1)$$

O par  $(\Omega, P)$  é chamado de espaço de probabilidade (Neapolitan, 2004).

Considerando-se dois eventos  $E$  e  $F$ , das operações entre conjuntos podem se formar novos eventos (Fonseca e Martins, 2011), como:

- i)  $E \cup F$  é o evento que ocorre se  $E$  ocorre ou  $F$  ocorre ou ambos ocorrem;
- ii)  $E \cap F$  é o evento que ocorre se  $E$  e  $F$  ocorrem.

As probabilidades destes eventos podem ser calculadas como segue:

$$P(E \cup F) = P(E) + P(F) - P(E \cap F) \quad (3.2)$$

$$P(E \cap F) = P(E|F) \cdot P(F) \quad (3.3)$$

onde  $P(E|F)$  é a probabilidade do evento  $E$  ocorrer quando  $F$  tiver ocorrido.

Neapolitan (2004) apresenta os seguintes conceitos sobre probabilidade.

Sejam  $E$  e  $F$  eventos tais que  $P(F) \neq 0$ . Então a probabilidade condicional de  $E$  dado  $F$ , denotado por  $P(E|F)$  é dada por

$$P(E|F) = \frac{P(E \cap F)}{P(F)} \quad (3.4)$$

Dois eventos  $E$  e  $F$  são independentes se uma das seguintes condições ocorre:

1.  $P(E|F) = P(E)$  e  $P(E) \neq 0, P(F) \neq 0$
2.  $P(E) = 0$  ou  $P(F) = 0$ .

Da equação (3.4), podemos escrever:

$$P(E|F) = \frac{P(E \cap F)}{P(F)} \Rightarrow P(E|F) \cdot P(F) = P(E \cap F) \quad (3.5)$$

e

$$P(F|E) = \frac{P(F \cap E)}{P(E)} \Rightarrow P(F|E) \cdot P(E) = P(F \cap E) \quad (3.6)$$

Então, como  $E \cap F = F \cap E$ , pela propriedade comutativa da interseção de conjuntos,

$$P(E|F).P(F) = P(F|E).P(E) \quad (3.7)$$

Dividindo ambos os membros da equação por  $P(F)$ , obtém-se

$$P(E|F) = \frac{P(F|E).P(E)}{P(F)} \quad (\text{Teorema de Bayes}) \quad (3.8)$$

Teorema de Bayes: Dados dois eventos  $E$  e  $F$  tais que  $P(E) \neq 0$  e  $P(F) \neq 0$ , tem-se

$$P(E|F) = \frac{P(F|E).P(E)}{P(F)}$$

Onde,

$P(E|F)$  é a probabilidade condicional da ocorrência do evento  $E$  dada a ocorrência do evento  $F$  (probabilidade posterior);

$P(E)$  é a probabilidade a priori de  $E$ , isto é, a probabilidade de ocorrência do evento  $E$  antes de ocorrer o evento  $F$ ;

$P(F|E)$  é a probabilidade condicional de  $F$  dada a ocorrência de  $E$ ;

$P(F)$  é a probabilidade de ocorrência de  $F$ .

### 3.2 Variável aleatória

Considere-se um experimento e  $\Omega$  o espaço amostral associado a esse experimento. Uma função  $X$ , que associa a cada elemento  $\omega \in \Omega$  um número real,  $X(\omega)$ , é denominada variável aleatória.

Uma variável aleatória  $X$  será discreta se o número de valores possíveis de  $X$  for finito ou infinito enumerável. Se os valores de  $X$  pertencerem a um intervalo ou a uma coleção de intervalos, ela será uma variável aleatória contínua.

Seja  $X$  uma variável aleatória discreta. A função de probabilidade  $P(X = x_i)$  que associa um número  $p(x_i)$  a cada possível resultado  $x_i$  é aquela que satisfaz as seguintes propriedades:

1.  $p(x_i) \geq 0$ , para todo  $i$ ;
2.  $\sum_{i=1}^{\infty} p(x_i) = 1$ .

A função de distribuição acumulada  $F(x)$  é definida por

$$F(x) = P(x_i \leq x) = \sum_{x_i \leq x} p(x_i) \quad (3.9)$$

Seja  $X$  uma variável aleatória contínua. A função densidade de probabilidade  $f(x)$  é aquela que satisfaz as seguintes condições (Montgomery e Runger, 2014):

1.  $f(x) \geq 0$ , para todo  $x$ ;
2.  $\int_{-\infty}^{+\infty} f(x)dx = 1$ ;
3.  $P(a \leq X \leq b) = \int_a^b f(x)dx = \text{área sob } f(x) \text{ de } a \text{ a } b \text{ para qualquer } a \text{ e } b$ .

A função de distribuição acumulada  $F(x)$  é definida por

$$F(x) = P(X \leq x) = \int_{-\infty}^x f(u)du \quad (3.10)$$

para  $-\infty < x < \infty$ .

### 3.3 Confiabilidade

De forma geral, a confiabilidade é definida como a probabilidade de que um sistema funcione corretamente por um período de tempo específico sob determinadas condições operacionais (Lewis, 1994).

O tratamento das condições operacionais requer um entendimento tanto do carregamento ao qual o sistema está submetido quanto do meio no qual deve operar. A variável mais importante para a qual devemos relacionar confiabilidade é o tempo, pois é em termos de taxas de falha que a maioria dos fenômenos de confiabilidade são compreendidos (Lewis, 1994).

Frutuoso e Melo (2011) apresenta os seguintes conceitos sobre confiabilidade.

A confiabilidade é a probabilidade de que o sistema sobreviva a um intervalo de tempo de duração  $t$ . Considerando que o tempo de vida do sistema é representado por uma variável aleatória (por exemplo,  $T$ ), então, a sua confiabilidade será expressa como:

$$R(t) = P(T > t) \quad (3.11)$$

A densidade de falha associada a  $T$ , ou seja, a probabilidade de que a falha do sistema ocorrerá no intervalo  $(t, t + \Delta t)$  tem a seguinte interpretação:

$$f(t)\Delta t = P(t \leq T \leq t + \Delta t) \quad (3.12)$$

A probabilidade de falha,  $F(T)$ , é a probabilidade de que o sistema não sobreviva ao intervalo  $(0, t)$ , ou seja é a função de distribuição acumulada e é dada por:

$$F(t) = P(T \leq t) = \int_0^t f(t')dt' \quad (3.13)$$

Portanto,

$$R(t) = 1 - P(T \leq t) = 1 - F(t) \quad (3.14)$$

Então,

$$R(t) = 1 - \int_0^t f(t')dt' \quad (3.15)$$

$$R(t) = \int_t^{\infty} f(t')dt' \quad (3.16)$$

Das definições de densidade de falha e de confiabilidade, decorre que:

$$f(t) = \frac{dF(t)}{dt} \quad (3.17)$$

e

$$f(t) = -\frac{dR(t)}{dt} \quad (3.18)$$

A taxa de falha  $\lambda(t)$  é a probabilidade de que o equipamento não sobreviva até  $t + \Delta t$ , dado que sobreviveu até  $t$ . Assim,

$$\lambda(t)\Delta t = P(T \leq t + \Delta t | T > t) \quad (3.19)$$

Da Eq. (3.4), pode-se escrever:

$$P(T \leq t + \Delta t | T > t) = \frac{P(T \leq t + \Delta t \cap T > t)}{P(T > t)} \quad (3.20)$$

Note-se que a probabilidade no numerador do membro direito da Eq. (3.20) é igual a  $P(t \leq T \leq t + \Delta t)$ , enquanto que a probabilidade no denominador é igual à confiabilidade.

De acordo com a Eq. (3.12), pode-se escrever:

$$P(T \leq t + \Delta t | T > t) = \frac{f(t)\Delta t}{R(t)} \quad (3.21)$$

Portanto,

$$\lambda(t) = \frac{f(t)}{R(t)} \quad (3.22)$$

Usando a Eq. (3.18), pode-se reescrever:

$$\lambda(t) = -\frac{1}{R(t)} \frac{dR(t)}{dt} \quad (3.23)$$

E, finalmente,

$$R(t) = e^{-\int_0^t \lambda(t') dt'} \quad (3.24)$$

### 3.4 Curva da banheira

Ao se examinar as falhas de um determinado sistema, levando-se em consideração o tempo, poderá se observar a variação destas, conforme a Fig. 3.1, a curva da banheira, gráfico que mostra o comportamento da taxa de falha segundo os estágios temporais do período de vida de um determinado componente ou equipamento. Nele podem-se identificar três regiões distintas.

A região 1 ilustra o período de mortalidade infantil, em que a taxa de falha é inicialmente alta, devido a erros de projeto, de fabricação ou montagem do equipamento que poderão acarretar falhas durante o período inicial de operação. Na região 2, tem-se a taxa de falha constante para o período de vida útil, nela as falhas são aleatórias, decorrentes de agentes externos. Na região 3, a taxa da falha é crescente, período de envelhecimento, as causas são fatores como corrosão e fadiga, que causam desgaste no componente.

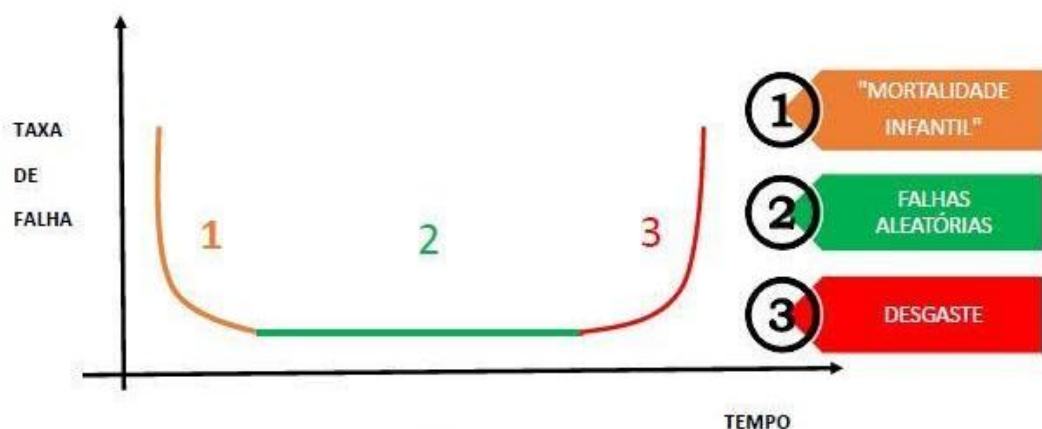


Fig. 3.1 – Curva da banheira (Pego, 2016).

No presente estudo de caso, será considerado que o sistema se encontra no período de vida útil, ou seja, com taxa de falha constante. Portanto, admite-se que a função densidade de falha tem a forma exponencial.

Uma variável aleatória contínua  $X$  tem distribuição exponencial com parâmetro  $\lambda > 0$ , se tiver função densidade de probabilidade dada por (Ross, 2010):

$$f(x) = \begin{cases} \lambda e^{-\lambda x} & \text{se } x \geq 0 \\ 0 & \text{se } x < 0 \end{cases} \quad (3.25)$$

A função de distribuição acumulada  $F(x)$  será dada por:

$$F(x) = \begin{cases} 1 - e^{-\lambda x} & \text{se } x \geq 0 \\ 0 & \text{se } x < 0 \end{cases} \quad (3.26)$$

A Fig. 3.2 apresenta a representação gráfica da distribuição exponencial.

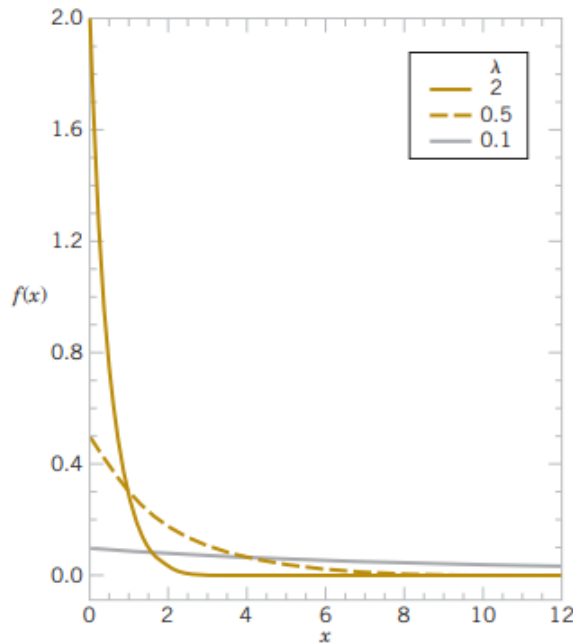


Fig. 3.2 – Função de densidade de probabilidade exponencial de uma variável aleatória exponencial para valores selecionados de  $\lambda$ . (Montgomery e Runger, 2014).

A confiabilidade em nosso estudo de caso, portanto, será dada por:

$$R(t) = e^{-\int_0^t \lambda(t) dt} = e^{-\lambda t}, \text{ para } \lambda(t) = \lambda \quad (3.27)$$

E a função de densidade de falha:

$$f(t) = \lambda e^{-\lambda t} \quad (3.28)$$

O tempo médio para falhar (TMPF) é, por definição, a média da variável aleatória  $T$ , denotada por  $E(T)$ , valor esperado.

$$TMPF = E(T) = \int_0^{\infty} tf(t)dt = \int_0^{\infty} \lambda te^{-\lambda t} dt = \frac{1}{\lambda} \quad (3.29)$$

### 3.5 Disponibilidade

Para sistemas reparáveis, uma estimativa importante de se realizar é a disponibilidade, a probabilidade de que um sistema esteja funcionando satisfatoriamente em um instante  $t$ .

A disponibilidade média em um intervalo de tempo  $[0, t]$  é dada por (LEWIS, 1994):

$$A^* = \frac{1}{T} \int_0^t A(t)dt \quad (3.30)$$

### 3.6 Reparo

Entende-se por reparo as ações necessárias para que o sistema ou componente volte à condição anterior à falha (Crossetti, 1997).

A taxa de reparo,  $\mu(t)$ , consiste na probabilidade condicional do sistema ter sido reparado em um intervalo de tempo  $[t, t + \Delta t]$ , uma vez que o sistema tenha falhado em  $t$  (Oliveira, 2007).

$$\mu(t) = P(t \leq t_1 \leq t + \Delta t | t_1 > t) \quad (3.31)$$

Como já dito, será considerado que o sistema se encontra no período de vida útil, portanto a taxa de reparo também será constante, sendo suposta uma distribuição exponencial para o tempo de reparo.

### 3.7 Processo de Markov

Considere-se um processo que tem um valor em cada período de tempo decorrido, ou seja, que envolve uma variável aleatória, tornando o comportamento do mesmo imprevisível. Dada uma condição inicial, há diversas trajetórias possíveis para a evolução do sistema. Denomina-se processo estocástico uma coleção de variáveis aleatórias  $(X_t)$  observadas em diferentes tempos  $t$  e definido em determinado espaço de probabilidade.



Um processo de Markov  $\{X_t\}$  é um processo estocástico com a propriedade de que, dado o valor de  $X_t$ , os valores de  $X_s$ , para  $s > t$ , não são influenciados pelos valores de  $X_u$  para  $u < t$ , ou seja, a probabilidade de qualquer comportamento futuro particular do processo, quando seu estado atual é conhecido, não é alterada por conhecimento adicional de seu comportamento passado (Taylor e Karlin, 1998).

Este tipo de processo estocástico é também conhecido como processo sem memória, uma vez que o passado não é levado em conta para estimativa de probabilidade futura, a qual é determinada apenas considerando o estado presente.

Um conjunto de estados é definido, onde cada estado representa uma condição do sistema (funcionando ou falhando, em geral). Cada um desses estados (chamado de nó no diagrama de transição de estados) pode ser conectado a um ou mais outros estados do sistema para representar todas as transições de sistema fisicamente relevantes. Em geral, cada estado do sistema é definido considerando os estados dos componentes do sistema. Os aspectos físicos do sistema em análise determinarão quantos nós e conexões entre nós serão considerados. Quando o parâmetro considerado na análise é discreto, o processo de Markov é chamado de cadeia de Markov, como é tipicamente o caso (Ross, 2010).

Na prática, considera-se a análise de confiabilidade markoviana como um dos métodos possíveis para avaliar figuras de mérito de confiabilidade (como a disponibilidade do sistema, por exemplo). Detalhes sobre esta modelagem podem ser encontrados em Alizadeh e Sriramula (2017).

Para a aplicação da análise markoviana de confiabilidade, deve-se primeiro modelar o sistema, definindo os componentes a serem considerados, os estados factíveis e todas as transições possíveis entre eles. Em um sistema com  $n$  componentes, em que cada componente pode estar funcionando ou falho, serão possíveis  $2^n$  estados.

Com relação à definição das transições possíveis entre os estados, dado um intervalo de tempo infinitesimal  $\Delta t \rightarrow 0$ , somente um componente pode mudar de estado. A taxa de transição de um estado para outro é constante, ou seja, devem seguir uma distribuição exponencial (Frutuoso e Melo, 2011).

O diagrama de transição de estados representa todos os estados possíveis de um sistema e as transições entre eles. A partir dele, é possível calcular a probabilidade do sistema estar em cada um dos estados em função do tempo.

### 3.7.1 Cadeias de Markov

Uma cadeia de Markov é um processo markoviano em que as variáveis aleatórias  $X_1, X_2, X_3, \dots$  estão definidas em um espaço de estados discreto, em que  $X_n$  denota o estado do processo no tempo  $n$ . Se a distribuição de probabilidade condicional de  $X_{n+1}$  nos estados passados, é uma função apenas de  $X_n$ , então:

$P(X_{n+1} = i | X_0, X_1, X_2, \dots, X_n) = P(X_{n+1} = i | X_n)$ , onde  $X$  é algum estado do processo (Bortolotti et al., 2007).

A Figura 3.3 representa um diagrama que mostra uma cadeia de Markov simples e as possibilidades de transição entre os estados.

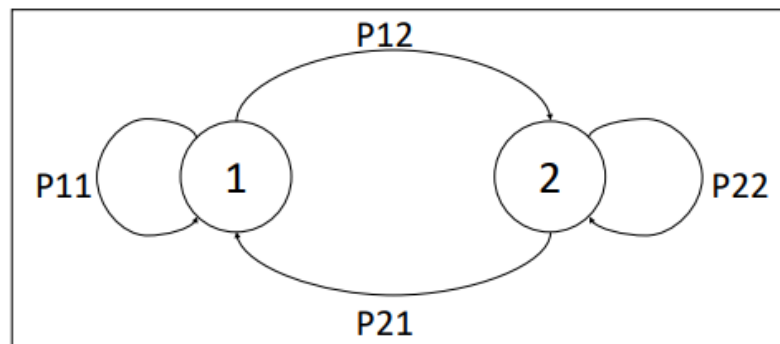


Fig 3.3 - Diagrama de transição para uma cadeia de Markov simples (Milnitz, 2018)

Observe-se que:

- $P11$  e  $P22$  representam a probabilidade do sistema permanecer nos estados 1 e 2, respectivamente;
- $P12$  representa a probabilidade do sistema transitar do estado 1 para o estado 2;
- $P21$  representa a probabilidade do sistema transitar do estado 2 para o estado 1.

A partir do diagrama de transição de estados, pode-se definir a matriz que representa as probabilidades de transição:

$$P = \begin{bmatrix} P_{11} & P_{12} \\ P_{21} & P_{22} \end{bmatrix}$$

Generalizando para um sistema de  $n$  estados, temos a matriz  $P = \begin{bmatrix} P_{11} & \dots & P_{1n} \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ P_{n1} & \dots & P_{nn} \end{bmatrix}$ , onde  $P_{ij}$  a probabilidade de transição do estado  $i$  para o estado  $j$ ,  $P_{ij} > 0$  e  $\sum_{j=1}^n P_{ij} = 1$ , para todo  $i$ .

Utilizando a multiplicação de matrizes, tem-se:

$$P(n) = P(0) \cdot P^{n-1} \quad (3.32)$$

onde:

$P(0)$  é o vetor de probabilidades referente ao estado Inicial

$P_i(n)$  é a probabilidade do sistema ocupar o  $i$ -ésimo estado ao fim de  $n$  intervalos de tempo.

## Capítulo 4

### Recomendações e Iniciativas após o acidente de Fukushima

#### 4.1 Recomendações internacionais diante do acidente nuclear em Fukushima

Após o acidente de Fukushima, a NRC tomou medidas significativas para melhorar a segurança dos reatores nos Estados Unidos com base nas lições aprendidas com este acidente.

A comissão aprovou uma priorização de três níveis das recomendações, através de uma força-tarefa responsável por analisar as circunstâncias do evento e determinar quais lições poderiam ser aprendidas. A força-tarefa recomendou que a NRC estabelecesse um quadro regulamentar lógico, sistemático e coerente que equilibrasse adequadamente as várias camadas de proteção e as considerações de risco para lidar com eventos, além da base de projeto atual da NRC, visto que as usinas nucleares de Fukushima experimentaram inundações e eventos sísmicos que ultrapassaram os níveis de base de projeto estabelecidos pelo regulador japonês, reconhecendo, assim, que os requisitos de base de projeto da NRC precisavam ser aprimorados para lidar com eventos que são muito improváveis, além dos requisitos atuais da base de projeto (NRC, 2018).

A Fig. 4.1 destaca os pontos mais relevantes relativos às recomendações para a melhoria na segurança dos reatores dos EUA.

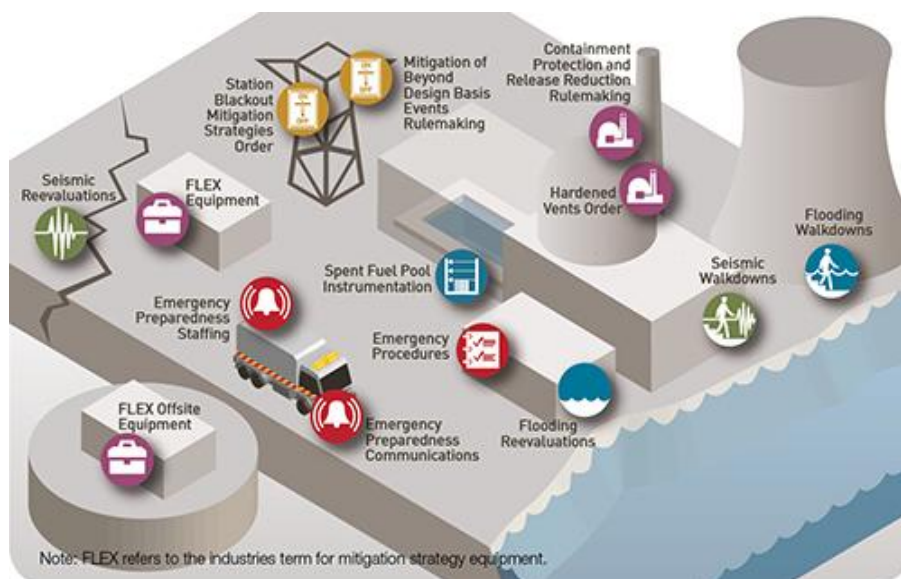


Figura 4.1 - Melhoria na segurança dos reatores dos EUA (NRC, 2018)

Dentre as recomendações emitidas, destaca-se, no âmbito do presente trabalho, o documento de base reguladora para abordar estratégias de mitigação de SBO, elaborado com o objetivo de aumentar a capacidade de se manter a segurança da planta durante uma perda prolongada de energia elétrica (NRC, 2013).

Em 2015, a IAEA publicou um relatório em cinco volumes com a descrição do acidente e suas causas, evolução e consequências, com base na avaliação de dados e informações de um grande número de fontes disponíveis no momento da redação. Os títulos dos volumes estão apresentados na Tabela 4.1 (IAEA, 2015).

Tabela 4.1 – Publicação da IAEA sobre o acidente de Fukushima Daiichi

Volume	Título
1	Descrição e Contexto do Acidente
2	Avaliação de Segurança
3	Preparação e Resposta a Emergências
4	Consequências radiológicas
5	Recuperação pós-acidente

#### **4.2 Iniciativas da Eletronuclear frente ao acidente em Fukushima**

No Brasil, as usinas não correm o risco de sofrer com *tsunamis*, como no Japão, pois se encontram em locais de baixo risco sísmico, devido às características geológicas de localização, distante das bordas de placas tectônicas e, além do mais, a borda da nossa placa que está sob o oceano se afasta da que lhe está adjacente. Esse fato de as placas do Oceano Atlântico Sul se afastarem, diferentemente das placas do Pacífico Norte, que se chocam, torna fisicamente inviável que, mesmo no caso de um forte terremoto no local, venha a ser formada uma *tsunami* (ETN, 2018).

Após o acidente de Fukushima Daichii, a Eletronuclear elaborou um plano de ações para reavaliar a segurança das usinas da CNAEA. O Plano de Resposta a Fukushima foi aprovado pela Diretoria Executiva da empresa e, logo depois, foi encaminhado à Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). O plano compreende três áreas principais de avaliação: Proteção contra eventos de risco, Capacidade de resfriamento e Limitação de consequências radiológicas, conforme a Fig. 4.2.

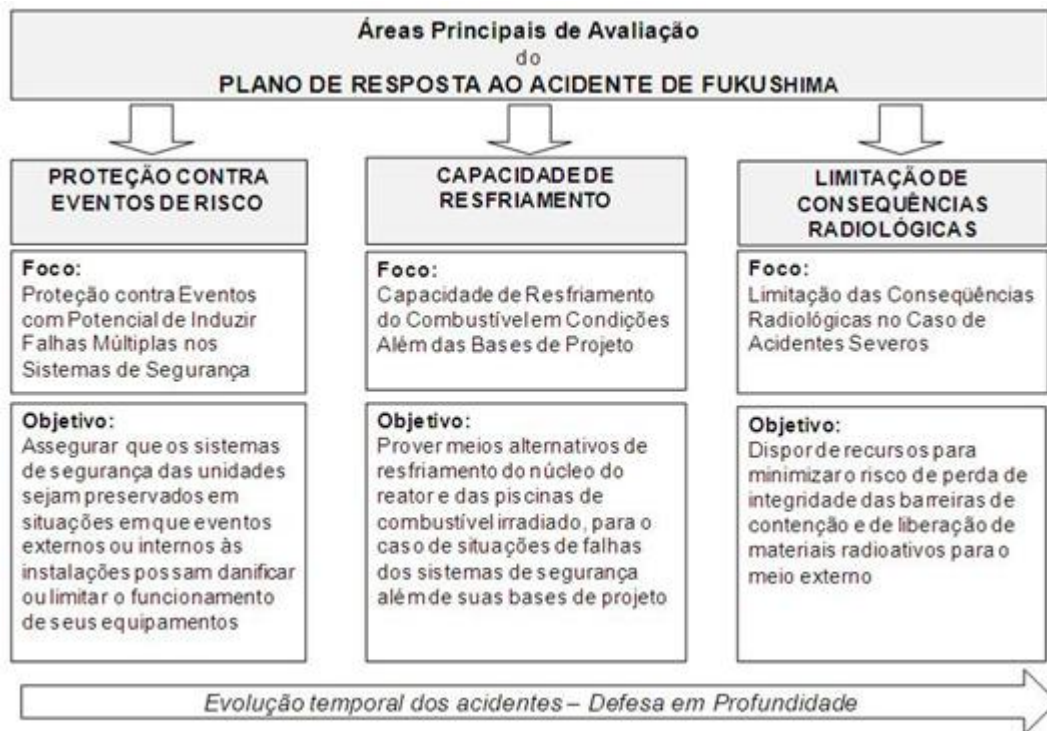


Figura 4.2 – Plano de resposta ao acidente em Fukushima (ETN, 2018)

De acordo com Saldanha (2012) e Saldanha (2016), as áreas de avaliação são divididas em subáreas, e estas divididas em iniciativas, sendo algumas delas em destaque:

- Reavaliação da ameaça de deslizamento das encostas no entorno da Central;
- Reavaliação da ameaça de inundação do sítio da Central como decorrência de chuvas torrenciais;
- Implantar a possibilidade de alimentação dos Geradores de Vapor utilizando equipamentos móveis, realizando pelo secundário (Angra 1 e Angra 2);
- Implantação de melhorias nos sistemas de adução e distribuição do sistema de água (Sistema de Abastecimento de Água Doce (SAAD));
- Viabilizar a utilização de novo manancial e implementar reservatório sísmico como alternativa para suprimento de água para a CNAAA;
- Implantar a possibilidade de realizar o "bleed and feed" do primário em situações de "station blackout" em Angra 2;
- Alternativas para resfriamento da Piscina de Combustível Usado de Angra 1 e Angra 2;
- Viabilizar a solução que permita a conexão de GD móvel para recarregamento das baterias (Angra 1);

- Estudos de alternativas para refrigeração para os grupos geradores diesel de Angra 1;
- Alimentação dos equipamentos do Sistema Elétrico de Emergência 2 pelo Sistema Elétrico de Emergência 1;
- Viabilizar a solução que permita a conexão de GD móvel para recarregamento das baterias (Angra 2);
- Estratégias de recursos de óleo diesel para os GDs da Central;
- Aquisição de GDs móveis para conexão rápida aos barramentos de emergência de Angra 1 e Angra 2;
- Implantação das Diretrizes de Gerenciamento de Acidentes Severos (*Severe Accident Management Guidelines, SAMG*) em Angra 1 e Angra 2;
- Implantação de recombinaidores passivos catalíticos na Contenção de Angra 1 e de Angra 2; Substituição dos selos das bombas de refrigeração do reator (BRR) de Angra 1;
- Implantação de Melhorias nos Centros de Emergência.

Um dos objetivos do Plano de Resposta a Fukushima é prover capacidade extra de suprimento de energia e resfriamento do reator a longo prazo (em até três dias sem intervenção externa), em caso de eventos externos extremos que levem à falha dos sistemas das usinas com estas funções (Saldanha, 2012) (Saldanha, 2016).

Seguindo a tendência internacional, a Eletronuclear adotou a disponibilização de equipamentos móveis, armazenados fora do sítio (para não serem afetados pelo evento externo) que podem ser deslocados para as usinas, provendo a capacidade adicional de resfriamento do reator (Saldanha, 2012) (Saldanha, 2016).

O Plano de Resposta a Fukushima abrangeu a reavaliação das ameaças e riscos da ocorrência de desastres naturais na área do sítio; melhorias nas estruturas, sistemas e equipamentos que compõem a Central, visando aumentar as margens de segurança do projeto contra a ocorrência destes eventos; melhorar a infraestrutura da Central para gerenciar situações de emergência (ETN, 2018).

Na reavaliação da ameaça e dos riscos de desastres naturais, foram considerados: terremotos, deslizamento de encostas, inundação por chuvas de grande intensidade, movimentos de mar e ocorrência de tornados.

Com relação ao risco de deslizamento das encostas no entorno da Central, concluiu-se que, mesmo em cenários extremos, as instalações das usinas não seriam atingidas, assegurando a capacidade de desligamento seguro dos reatores. Ainda assim, medidas de reforço das obras de contenção e de ampliação da monitoração das encostas foram definidas (ETN, 2018).

Ao reavaliar os riscos associados à inundação da Central devido à ocorrência de chuvas de grande intensidade, concluiu-se que as barreiras de inundação dos prédios de segurança são adequadas, mesmo considerando chuvas de nível muito superior às máximas já verificadas na região e em todo o Estado do Rio de Janeiro (ETN, 2018).

Dentre as melhorias em estruturas, sistemas e equipamentos está a previsão da utilização de equipamentos móveis, como bombas, compressores portáteis e GDs móveis, a fim de garantir o resfriamento dos reatores no caso dos equipamentos de segurança da Central serem atingidos pelas consequências de um desastre natural. Estes equipamentos já estão disponíveis na Central. As modificações de projeto para permitir a conexão rápida dos mesmos, em caso de emergência, já estão sendo implantadas (ETN, 2018).

No que diz respeito à melhoria de infraestrutura para o enfrentamento de emergências, a Eletronuclear tem apoiado a implantação de novas alternativas para a movimentação de pessoal e equipamentos, como a instalação de trilhas para movimentação por terra em trechos da estrada que possam ser atingidos por deslizamento de encostas e a ampliação de atracadouros no entorno da Central para movimentação por mar (ETN, 2018).



## Capítulo 5

### Estudo de Caso

#### 5.1 Sistema Elétrico

A fim de desenvolver a modelagem necessária ao cálculo da disponibilidade dos sistemas de alimentação elétrica de emergência, é necessária a compreensão do funcionamento do sistema elétrico da usina.

Para realizar o estudo de caso, considere-se uma usina padrão Konvoi, do tipo PWR, de projeto Siemens Power Generation (KWU). O sistema elétrico da usina é dividido em sistema elétrico externo e sistema elétrico interno, ambos descritos sumariamente nas duas próximas subseções.

##### 5.1.1 Sistema Elétrico Externo

O sistema elétrico externo da CNAEA é formado por dois sistemas independentes, o sistema de 500 kV e o sistema de 138 kV, conforme a Fig. 5.1.

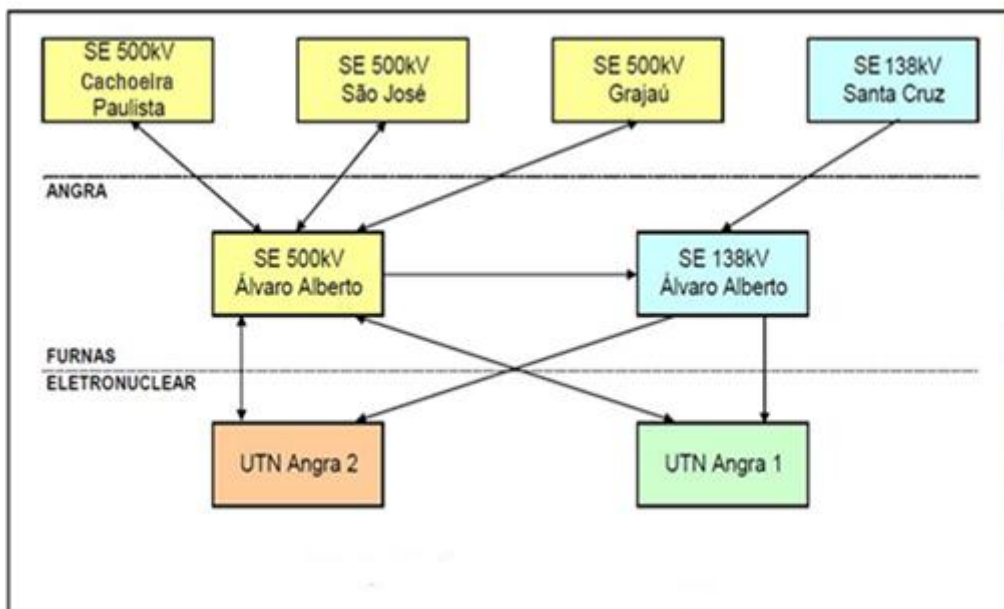


Figura 5.1 – Linhas de transmissão de 500 kV e de 138 kV, Aguiar (2015)

A conexão de Angra 2 com o sistema de energia externo principal, de 500 kV, se dá através de três transformadores de fase única. A função principal das linhas de 500 kV é transmitir para a rede externa a energia produzida pelas Usinas.

Além das linhas de 500 kV, a usina Angra 2 está conectada à subestação de Itaorna, da qual três circuitos de 138 kV (com 98 km cada) estão ligados à Estação de Energia Térmica de Santa Cruz (ETN, 2016).

A rede elétrica externa principal, de 500 kV, fornece toda a demanda de energia do sistema elétrico auxiliar (responsável pela partida, operação e desligamento da usina). Em caso de indisponibilidade do suprimento de energia pelo sistema de 500 kV e do turbogerador, os sistemas de segurança do sistema elétrico auxiliar são alimentados pelo sistema elétrico, em prontidão, de 138 kV.

Os níveis de tensão no Brasil são padronizados e seguem a seguinte divisão:

- Transmissão: 750 kV, 500 kV, 460 kV, 345 kV e 230 kV;
- Subtransmissão: 138 kV e 69 kV;
- Distribuição primária em redes públicas: 34,5 kV, 23 kV e 13,8 kV;
- Distribuição secundária em redes públicas: 380/220 volts e 220/127 volts em redes trifásicas; 440/220 volts e 254/127 volts em redes monofásicas.

De acordo com ANEEL (1998) e com o Mapa do Sistema de Transmissão Brasileiro (2018), a Fig.3 apresenta a representação adequada. ETN (2016) é o Relatório Final de Análise de Segurança (FSAR) de Angra 2 e apresenta na Seção 8.1.1 a análise da Rede com o sistema de 500kV. A Figura 8.1.1 do FSAR (*Utility Grid System*) mostra as linhas de transmissão de 500 kV, 345 kV, 230 kV e 138 kV. A figura destaca o confuso sistema de 525kV. Desta forma, pode-se entender que a Tensão Nominal (valor de tensão efetiva definido do sistema para o qual é projetado) é de 525 kV e a Tensão de Operação Nominal é de 500 kV (valor de tensão efetiva para o qual o sistema é projetado).

### **5.1.2 Sistema Elétrico Interno**

O Sistema Elétrico Interno consiste, basicamente, do Sistema Normal de Suprimento de Energia e dos dois sistemas de alimentação elétrica de emergência (ETN, 2016).

O Sistema Elétrico Interno é projetado para suprir a energia auxiliar necessária para operação e controle da usina durante a partida, geração de energia, desligamento e desligamento de emergência.

Quanto ao suprimento de energia de emergência, as cargas de segurança podem ser supridas pelas seguintes fontes de energia:

- Gerador de turbina (suprimento de energia interno);
- Conexão à rede principal (suprimento de energia externo);
- Conexão à rede externa (suprimento de energia externo);
- Sistemas de alimentação de energia de emergência (SAEE) 1 e 2.

#### **5.1.2.1 Sistema Normal de Suprimento de Energia**

O Sistema Normal de Suprimento de Energia fornece a energia necessária durante as fases de operação normal, partida e desligamento da usina. É subdividido em quatro trens redundantes, separados fisicamente que são supridos pelos enrolamentos secundários dos transformadores auxiliares (BBT 01/02). Os transformadores são conectados com o gerador principal e três transformadores geradores monofásicos (BAT 01/02/03) através de cabos e supridos a partir do gerador principal ou, durante partida ou desligamento, do sistema elétrico externo de 525 kV (ETN, 2016).

Em caso de perda do suprimento normal de energia através dos transformadores auxiliares de energia, o Sistema Normal de Suprimento de Energia pode ser alimentado, alternativamente, pelo transformador BCT 01 do sistema elétrico externo de 138 kV. Essa transferência com relação à fonte de energia é realizada automaticamente.

No caso de um distúrbio na rede elétrica externa principal (500 kV), que ocasione a desconexão da usina da rede elétrica principal (rejeição de carga), o sistema de controle da turbina garante a operação continuada com a potência auxiliar sendo fornecida pelo grupo turbogerador da usina (Dionizio, 2014).

Se o grupo turbogerador desarmar e as outras fontes estiverem inoperáveis, os sistemas de segurança serão supridos através de grupos de GDEs (potência independente) do SAEE 1 e do SAEE 2 (Dionizio, 2014).

### **5.1.2.2 Sistema de Alimentação Elétrica de Emergência 1**

O SAEE 1 é requerido para suprir a energia elétrica necessária ao desligamento do reator, remoção de calor residual e prevenção da liberação de material radioativo durante operação autorizada e sob condições de acidentes resultantes das falhas dos sistemas (ETN, 2016). A função deste sistema é fornecer energia suficiente para os sistemas de segurança nos seguintes modos de operação:

- Falha no suprimento auxiliar de energia (interno e externo);
- Falha simultânea do suprimento de energia auxiliar devido a acidentes na usina, definidos como base de projeto;
- Falha simultânea do suprimento de energia auxiliar em caso de impacto externo devido à ocorrência de um terremoto.

O SAEE 1 é subdividido em quatro trens redundantes e independentes, cada um capaz de suprir 50% da energia necessária para o desempenho das funções de segurança.

O Sistema Diesel de Emergência 1 consiste, basicamente, do conjunto dos 4 GDs de 6600 kVA com os sistemas auxiliares associados, barramentos e transformadores. Ele está conectado aos quatro trens do sistema de suprimento normal de energia (ETN, 2016).

A capacidade destes conjuntos é projetada de tal forma que a energia de emergência requerida para o desligamento da usina e mitigação de acidentes base de projeto pode ser suprida por dois dos quatro conjuntos de GDs (4x50%-subsistemas de serviço). Cada conjunto GD forma um trem e tem seus próprios sistemas auxiliares. Não há interconexões entre os trens (Dionizio, 2014).

### **5.1.2.3 Sistema de Alimentação Elétrica de Emergência 2**

O SAEE 2 é requerido para suprir as cargas necessárias para o desligamento do reator, remoção de calor residual e prevenir a liberação de material radioativo sob condições de acidente resultantes de falhas do sistema ou eventos externos (ETN, 2016).

O SAEE 2 é subdividido, de acordo com a redundância dos sistemas de processo, em 4 trens redundantes e independentes, cada um capaz de suprir 50% da energia requerida para desenvolver as funções de segurança.

O Sistema Diesel de Emergência 2 consiste, basicamente, no conjunto dos 4 GDs de 1050 kVA com os sistemas auxiliares associados e barramentos. Ele está conectado aos 4 respectivos trens do SAEE1 por meio de dois interruptores em série em cada trem (ETN, 2016).

O sistema de alimentação de energia de emergência 2 é suprido pelos GDEs do D2, após um período de interrupção para partida e preparação dos conjuntos diesel, somente se os GDEs do D1 dedicados falharem. Neste caso, os disjuntores são abertos e o diesel de emergência 2 é iniciado pelo sinal de proteção do reator (ETN, 2016).

Em caso de falha no sistema de alimentação normal e falha no SAEE1 ou em caso de evento externo, a energia de emergência para o SAEE2 é fornecida pelo conjunto de GDEs do D2 (ETN, 2016).

A capacidade do conjunto de GDEs é projetada de forma que a energia elétrica requerida para o desligamento da usina e mitigação dos acidentes de base de projeto pode ser suprida por dois dos 4 conjuntos (4x50% subsistemas de serviço). Cada conjunto GDE é atribuído a um trem e seus sistemas auxiliares.

A partida e o carregamento do conjunto de GDEs são efetivados por controles automáticos, não requerendo ações manuais. Isto garante suprimento de energia elétrica para as cargas de segurança em todos os modos de falha assumidos (ETN, 2016).

## **5.2 Station Blackout**

Após o acidente de Fukushima, foi retomada a discussão do cenário SBO, internacionalmente, considerando os diversos tipos de usinas no mundo.

A NRC elaborou um documento com estratégias de mitigação do SBO, a fim de aumentar a capacidade de se manter a segurança da planta durante uma perda prolongada de energia elétrica (NRC, 2013).

O termo SBO se refere à perda do suprimento de energia externa (*Loss of Offsite Power – LOOP*), simultaneamente, com o desligamento da turbina e falha do sistema de alimentação de energia elétrica de emergência, porém sem a perda de alimentação de corrente alternada através de baterias e inversores (NRC, 1988).

Como muitos sistemas de segurança necessários para a remoção de calor e a remoção de calor de contenção do núcleo do reator dependem da energia elétrica, as consequências de um SBO podem ser graves. No caso de SBO, a capacidade de refrigerar o núcleo do reator dependerá da disponibilidade de sistemas que não requerem energia elétrica dos barramentos essenciais e não essenciais e da capacidade de restaurar a energia elétrica em tempo hábil (NRC, 1988).

### **5.3 Problema investigado**

Com a aquisição dos GDs móveis, iniciativa pós-Fukushima, a central nuclear, objeto deste estudo, conta com mais uma opção de alimentação de energia, visando garantir o resfriamento do reator, mesmo em condições severas, durante um cenário de SBO.

Considerem-se, para a presente modelagem, dois GDs Móveis de 600 kVA que trabalham em conjunto para fornecer a potência necessária para o desligamento seguro do reator, não havendo redundância entre eles.

Os equipamentos disponíveis para atendimento de acidentes severos ficarão segregados em uma área de armazenamento junto a um prédio onde ficará a equipe de emergência exclusiva para o atendimento (engenharia, manutenção).

Considerando um cenário em que haja perda total do sistema de alimentação elétrico externo e perda do sistema elétrico interno, o grupo de GDs móveis será utilizado, com conexões em pontos estratégicos para o fornecimento da energia necessária à alimentação elétrica dos componentes da cadeia de remoção de calor residual. Mesmo em caso de acidentes além da base de projeto, o sistema de calor residual deverá desempenhar as suas funções de segurança.

### 5.3.1 Modelagem do sistema

As interações de falha entre componentes, assim como sistemas com falhas independentes, podem ser modeladas como processos de Markov, desde que as taxas de falha e reparo possam ser consideradas constantes. Os sistemas em reserva são um tipo de redundância amplamente aplicado a sistemas tolerantes a falhas como, por exemplo, no caso dos geradores de energia de emergência. Por sua natureza, os sistemas em *standby* envolvem dependência entre componentes e são bem analisados pelos métodos de Markov (Lewis, 1994).

Neste estudo foram desenvolvidos dois modelos, um para a configuração original com os SAEE 1 e 2 e outro para a situação atual com a adição do grupo móvel de GDs. Para a modelagem envolvendo todos os possíveis estados do sistema foi utilizada a abordagem markoviana.

Dessa maneira, a modelagem foi realizada, considerando a sequência de eventos esperadas num SBO e os sistemas envolvidos visando a mitigação do acidente. Foi utilizado o programa Matlab para simular os resultados a partir das matrizes de transição de estados (MTE) originadas da modelagem.

Para a modelagem inicial do sistema considerou-se que, dada a perda do suprimento normal de energia, os 4 geradores diesel principais ( $GD_P$ ) do SAEE 1 são requeridos para a operação.

O critério de falha para o SAEE 1 é quando três  $GD_P$  falharem, pois cada  $GD_P$  é capaz de suprir 50% da energia necessária para o desempenho das funções de segurança. Neste caso, o SAEE 2 entra em operação, com seus 4 geradores diesel reservas ( $GD_R$ ), tendo o mesmo critério de falha do SAEE 1.

A Figura 5.2 mostra os possíveis estados decorrentes da falha destes sistemas e os caminhos possíveis, considerando a falha e o reparo de alguns componentes. A Tabela 5.1 define cada nó representado no diagrama de estados e a Tabela 5.2 descreve os parâmetros utilizados.

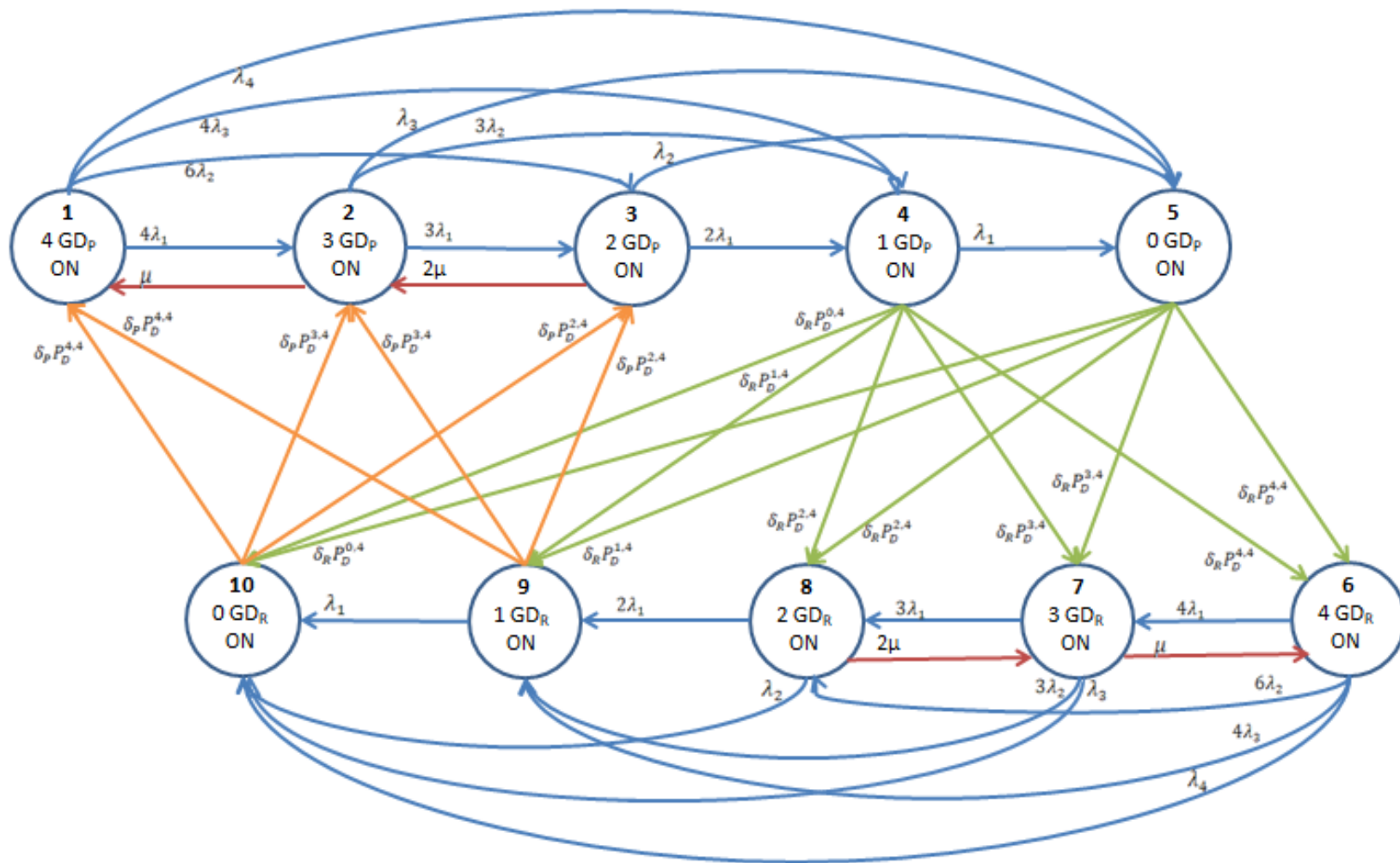


Figura 5.2 – Diagrama de estados – modelo inicial



Tabela 5.1 Definição dos estados possíveis para a Figura 5.2

Estado		Definição
1	4 GD <sub>P</sub> ON	Os 4 GD <sub>P</sub> partem e continuam a operar.
2	3 GD <sub>P</sub> ON	1 GD <sub>P</sub> falhou, 3 GD <sub>P</sub> partem e continuam a operar.
3	2 GD <sub>P</sub> ON	2 GD <sub>P</sub> falharam, 2 GD <sub>P</sub> partem e continuam a operar.
4	1 GD <sub>P</sub> ON	3 GD <sub>P</sub> falharam, 1 GD <sub>P</sub> partiu e continuou a operar.
5	0 GD <sub>P</sub> ON	Os 4 GD <sub>P</sub> falharam.
6	4 GD <sub>R</sub> ON	Os 4 GD <sub>R</sub> partem e continuam a operar.
7	3 GD <sub>R</sub> ON	1 GD <sub>R</sub> falhou, 3 GD <sub>R</sub> partem e continuam a operar.
8	2 GD <sub>R</sub> ON	2 GD <sub>R</sub> falharam, 2 GD <sub>R</sub> partem e continuam a operar.
9	1 GD <sub>R</sub> ON	3 GD <sub>R</sub> falharam, 1 GD <sub>R</sub> partiu e continuou a operar.
10	0 GD <sub>R</sub> ON	Os 4 GD <sub>R</sub> falharam.

Tabela 5.2 Descrição dos parâmetros da Figura 5.2

Parâmetro	Descrição
$\lambda_1$	Taxa de falha de 1 GD
$\lambda_2$	Taxa de falha de 2 GDs (falhas de causa comum)
$\lambda_3$	Taxa de falha de 3 GDs (falhas de causa comum)
$\lambda_4$	Taxa de falha de 4 GDs (falhas de causa comum)
$\mu$	Taxa de reparo
$\delta_R$	Taxa de demanda dos GD <sub>R</sub>
$\delta_P$	Taxa de demanda dos GD <sub>P</sub>
$P_D^{4,4}$	Probabilidade de partida de 4 GDs
$P_D^{3,4}$	Probabilidade de partida de 3 GDs
$P_D^{2,4}$	Probabilidade de partida de 2 GDs
$P_D^{1,4}$	Probabilidade de partida de 1 GD
$P_D^{0,4}$	Probabilidade de que nenhum GD parta

Para a modelagem do sistema, considerando a aquisição do grupo de geradores diesel móveis (GD<sub>M</sub>) como mais uma alternativa de fornecimento emergencial de energia, foram adicionados à configuração da modelagem inicial os estados 11, 12 e 13, conforme apresentado na Figura 5.3.

No caso de falha dos sistemas SAEE 1 e SAEE 2, os  $GD_M$  são solicitados para operação. Estes geradores deverão estar prontos para operar num intervalo de, no máximo, duas horas desde a sua solicitação. Este tempo é necessário para o deslocamento da equipe e dos GDs móveis até o local de instalação, bem como para realizar as conexões necessárias a fim de garantir o fornecimento de energia (Saldanha, 2016).

A Tabela 5.3 define cada nó adicionado e a Tabela 5.4 descreve os parâmetros utilizados na Figura 5.3.

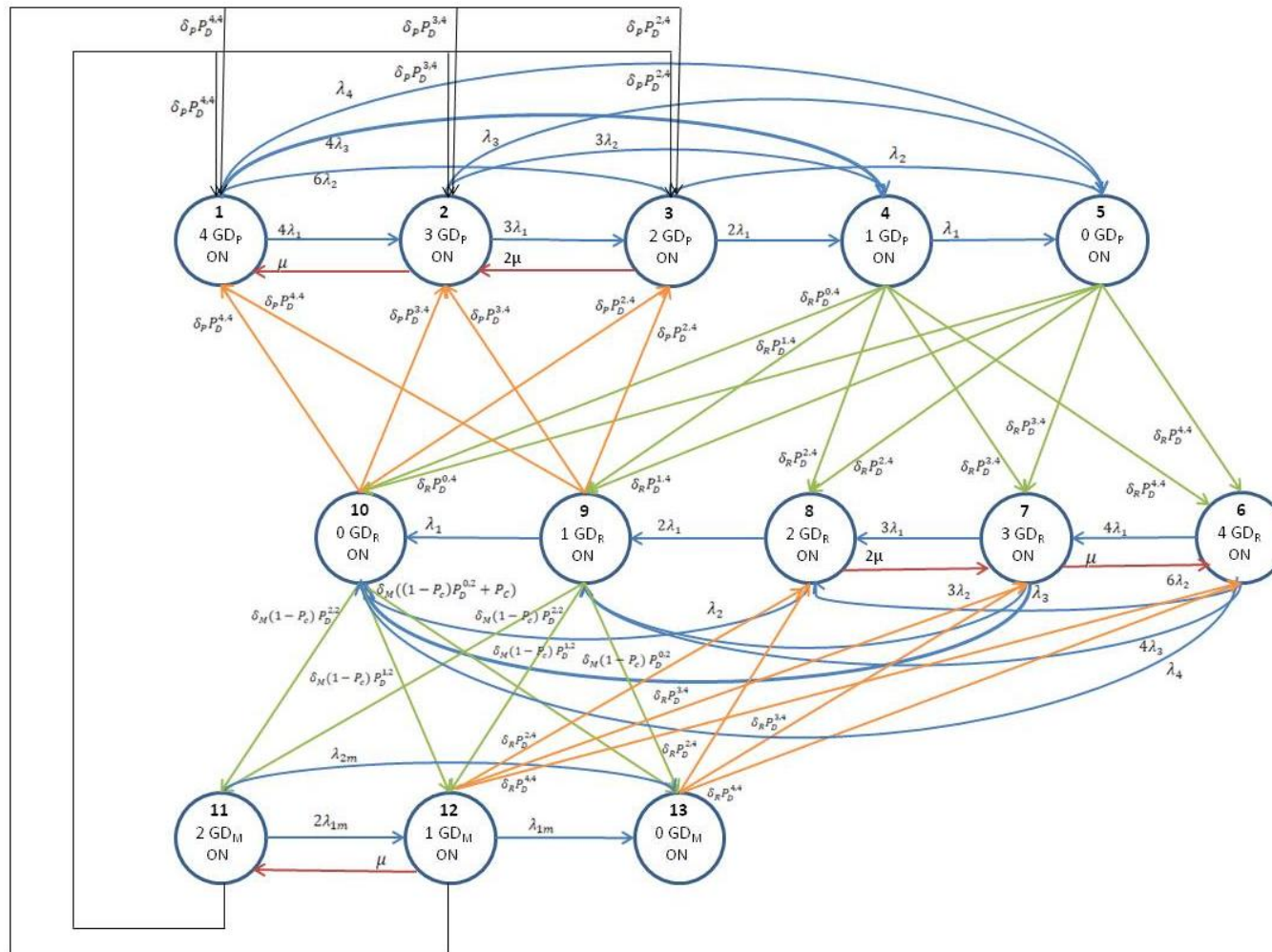


Fig. 5.3 – Diagrama de estados – modelo modificado

Tabela 5.3 - Definição dos estados adicionais possíveis para a Figura 5.3

Estado		Definição
11	2 GD <sub>M</sub> ON	Os 2 GD <sub>M</sub> partem e continuam a operar.
12	1 GD <sub>M</sub> ON	1 GD <sub>M</sub> falhou, 1 GD <sub>M</sub> parte e continua a operar.
13	0 GD <sub>M</sub> ON	Os 2 GD <sub>M</sub> falharam.

Tabela 5.4 - Descrição dos parâmetros adicionais da Figura 5.3

Parâmetro	Descrição
$\lambda_{1m}$	Taxa de falha de 1 GD <sub>M</sub>
$\lambda_{2m}$	Taxa de falha de 2 GD <sub>M</sub>
$\delta_M$	Taxa de demanda dos GD <sub>M</sub>
$P_c$	Probabilidade do grupo de GD <sub>M</sub> não chegar a tempo ao local
$P_D^{2,2}$	Probabilidade de falha na partida de 2 GD <sub>M</sub>
$P_D^{1,2}$	Probabilidade de falha na partida de 1 GD <sub>M</sub>
$P_D^{0,2}$	Probabilidade de que nenhum GD <sub>M</sub> parta

#### 5.4 Simulação

A fim de realizar as simulações, foram construídas MTEs para ambas as modelagens e o vetor das probabilidades no instante inicial.

As Figuras 5.4 e 5.5 apresentam as MTEs para a modelagem inicial e para a modelagem modificada, com os GD<sub>M</sub>, respectivamente.

↓ ←	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	$1 - (4\lambda_1 + 6\lambda_2 + 4\lambda_3 + \lambda_4)\Delta t$	$\mu\Delta t$	0	0	0	0	0	0	$\delta_P P_D^{4,4}\Delta t$	$\delta_P P_D^{4,4}\Delta t$
2	$4\lambda_1\Delta t$	$1 - (3\lambda_1 + 3\lambda_2 + \lambda_3 + \mu)\Delta t$	$2\mu\Delta t$	0	0	0	0	0	$\delta_P P_D^{3,4}\Delta t$	$\delta_P P_D^{3,4}\Delta t$
3	$6\lambda_2\Delta t$	$3\lambda_1\Delta t$	$1 - (2\lambda_1 + \lambda_2 + 2\mu)\Delta t$	0	0	0	0	0	$\delta_P P_D^{2,4}\Delta t$	$\delta_P P_D^{2,4}\Delta t$
4	$4\lambda_3\Delta t$	$3\lambda_2\Delta t$	$2\lambda_1\Delta t$	$1 - [\lambda_1 + \delta_R (P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4} + P_D^{1,4} + P_D^{0,4})]\Delta t$	0	0	0	0	0	0
5	$\lambda_4\Delta t$	$\lambda_3\Delta t$	$\lambda_2\Delta t$	$\lambda_1\Delta t$	$1 - \delta_R (P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4} + P_D^{1,4} + P_D^{0,4})\Delta t$	0	0	0	0	0
6	0	0	0	$\delta_R P_D^{4,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{4,4}\Delta t$	$1 - (4\lambda_1 + 6\lambda_2 + 4\lambda_3 + \lambda_4)\Delta t$	$\mu\Delta t$	0	0	0
7	0	0	0	$\delta_R P_D^{3,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{3,4}\Delta t$	$4\lambda_1\Delta t$	$1 - (3\lambda_1 + 3\lambda_2 + \lambda_3 + \mu)\Delta t$	$2\mu\Delta t$	0	0
8	0	0	0	$\delta_R P_D^{2,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{2,4}\Delta t$	$6\lambda_2\Delta t$	$3\lambda_1\Delta t$	$1 - (2\lambda_1 + \lambda_2 + 2\mu)\Delta t$	0	0
9	0	0	0	$\delta_R P_D^{1,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{1,4}\Delta t$	$4\lambda_3\Delta t$	$3\lambda_2\Delta t$	$2\lambda_1\Delta t$	$1 - [\lambda_1 + \delta_P (P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4})]\Delta t$	0
10	0	0	0	$\delta_R P_D^{0,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{0,4}\Delta t$	$\lambda_4\Delta t$	$\lambda_3\Delta t$	$\lambda_2\Delta t$	$\lambda_1\Delta t$	$1 - \delta_P (P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4})\Delta t$

Fig. 5.4 – MTE – modelo inicial

↓ ←	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
1	$1 - (4\lambda_1 + 6\lambda_2 + 4\lambda_3 + \lambda_4)\Delta t$	$\mu\Delta t$	0	0	0	0	0	0	0	0	0	$\delta_P P_D^{4,4}\Delta t$	$\delta_P P_D^{4,4}\Delta t$
2	$4\lambda_1\Delta t$	$1 - (3\lambda_1 + 3\lambda_2 + \lambda_3 + \mu)\Delta t$	$2\mu\Delta t$	0	0	0	0	0	0	0	0	$\delta_P P_D^{3,4}\Delta t$	$\delta_P P_D^{3,4}\Delta t$
3	$6\lambda_2\Delta t$	$3\lambda_1\Delta t$	$1 - (2\lambda_1 + \lambda_2 + 2\mu)\Delta t$	0	0	0	0	0	0	0	0	$\delta_P P_D^{2,4}\Delta t$	$\delta_P P_D^{2,4}\Delta t$
4	$4\lambda_3\Delta t$	$3\lambda_2\Delta t$	$2\lambda_1\Delta t$	$1 - [\lambda_1 + \delta_R(P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4} + P_D^{1,4} + P_D^{0,4})]\Delta t$	0	0	0	0	0	0	0	0	0
5	$\lambda_4\Delta t$	$\lambda_3\Delta t$	$\lambda_2\Delta t$	$\lambda_1\Delta t$	$1 - \delta_R(P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4} + P_D^{1,4} + P_D^{0,4})\Delta t$	0	0	0	0	0	0	0	0
6	0	0	0	$\delta_R P_D^{4,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{4,4}\Delta t$	$1 - (4\lambda_1 + 6\lambda_2 + 4\lambda_3 + \lambda_4)\Delta t$	$\mu\Delta t$	0	0	0	0	$\delta_R P_D^{4,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{4,4}\Delta t$
7	0	0	0	$\delta_R P_D^{3,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{3,4}\Delta t$	$4\lambda_1\Delta t$	$1 - (3\lambda_1 + 3\lambda_2 + \lambda_3 + \mu)\Delta t$	$2\mu\Delta t$	0	0	0	$\delta_R P_D^{3,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{3,4}\Delta t$
8	0	0	0	$\delta_R P_D^{2,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{2,4}\Delta t$	$6\lambda_2\Delta t$	$3\lambda_1\Delta t$	$1 - (2\lambda_1 + \lambda_2 + 2\mu)\Delta t$	0	0	0	$\delta_R P_D^{2,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{2,4}\Delta t$
9	0	0	0	$\delta_R P_D^{1,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{1,4}\Delta t$	$4\lambda_3\Delta t$	$3\lambda_2\Delta t$	$2\lambda_1\Delta t$	$1 - [\lambda_1 + \delta_M(1 - P_c)(P_D^{2,2} + P_D^{1,2} + P_D^{0,2})]\Delta t$	0	0	0	0
10	0	0	0	$\delta_R P_D^{0,4}\Delta t$	$\delta_R P_D^{0,4}\Delta t$	$\lambda_4\Delta t$	$\lambda_3\Delta t$	$\lambda_2\Delta t$	$\lambda_1\Delta t$	$1 - \delta_M(1 - P_c)(P_D^{2,2} + P_D^{1,2} + P_D^{0,2})\Delta t - \delta_M P_c\Delta t$	0	0	0
11	0	0	0	0	0	0	0	0	$\delta_M(1 - P_c)P_D^{2,2}\Delta t$	$\delta_M(1 - P_c)P_D^{2,2}\Delta t$	$1 - (2\lambda_{1m} + \lambda_{2m})\Delta t$	$\mu\Delta t$	0
12	0	0	0	0	0	0	0	0	$\delta_M(1 - P_c)P_D^{1,2}\Delta t$	$\delta_M(1 - P_c)P_D^{1,2}\Delta t$	$2\lambda_{1m}\Delta t$	$1 - [\delta_P(P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4}) + \delta_R(P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4}) + \lambda_{1m} + \mu]\Delta t$	0
13	0	0	0	0	0	0	0	0	$\delta_M(1 - P_c)P_D^{0,2}\Delta t$	$\delta_M(1 - P_c)P_D^{0,2}\Delta t + \delta_M P_c\Delta t$	$\lambda_{2m}\Delta t$	$\lambda_{1m}\Delta t$	$1 - [\delta_P(P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4}) + \delta_R(P_D^{4,4} + P_D^{3,4} + P_D^{2,4})]\Delta t$

Fig. 5.5 – MTE – modelo modificado

O vetor das probabilidades iniciais é:

$$P(0) = [P_D^{4,4} \ P_D^{3,4} \ P_D^{2,4} \ P_D^{1,4} \ P_D^{0,4} \ 0 \ 0 \ 0 \ 0 \ 0 \ 0]$$

para o modelo inicial e

$$P(0) = [P_D^{4,4} \ P_D^{3,4} \ P_D^{2,4} \ P_D^{1,4} \ P_D^{0,4} \ 0 \ 0 \ 0 \ 0 \ 0 \ 0 \ 0 \ 0]$$

para o modelo modificado.

Para o cálculo da disponibilidade em ambas as modelagens, foi utilizado o MATLAB, um *software* interativo de alta performance voltado para o cálculo numérico que permite integrar análise numérica, cálculo com matrizes e construção de gráficos (Mathworks, 2022).

Com o intuito de realizar a simulação, foi realizado um levantamento dos dados necessários com base na experiência operacional já publicada.

Para a probabilidade de falha na demanda ( $\lambda_D$ ) e a taxa de falha em continuar a operar ( $\lambda_O$ ) dos GDs, foram utilizados dados encontrados no relatório da Idaho National Laboratory (INL), conforme Tabela 5.5 (Ma et al., 2021). Neste caso, consideramos  $\lambda_D$  como a soma dos valores de falha na partida e falha em partir e operar por 1 h, da Tabela 5.5, e para  $\lambda_O$  consideramos o valor referente a falha em operar além de 1 h.

Tabela 5.5 - Dados para os GDs (Ma et al., 2021)

Componente	Falha em partir (falha/demanda)	Falha em partir e operar por 1 h (falha/demanda)	Falha em operar além de 1 h (falha/h)
GD	2,22E – 03	3,31E – 03	1,18E – 03

A taxa de reparo considerada foi  $\mu = 2,9 \cdot 10^{-2}/h$ , calculada a partir do tempo de reparo de 34,2 h, apresentado em Ma (2022) (assumindo um modelo exponencial para tempos de reparo, como usual).

A taxa de falha em atingir carga foi considerada com base no NUREG/CR-5994,  $\lambda_C = 9,3 \cdot 10^{-3}/h$  (NRC, 1994).

Dionizio (2014) realizou um estudo de confiabilidade dos GDs em reserva do SAEE 2 baseado em testes operacionais. De acordo com este estudo, num período de 8 ciclos de recarga (86 400 h) os GDs foram demandados 186 vezes. Com base nestes dados foi calculada a taxa de demanda dos  $GD_R$ , do SAEE 2, do presente estudo,  $\delta_R = 2,1 \cdot 10^{-3}/h$ . Este mesmo valor foi considerado para a taxa de demanda dos  $GD_P$ , do SAEE 1.

A taxa de demanda dos  $GD_M$  também foi calculada a partir de Dionizio (2014), considerando a média do número de falhas dos 4 GDs em reserva dividida pelo período de 8 ciclos de recarga,  $\delta_M = 6,65 \cdot 10^{-5}/h$ .

A Tabela 5.6 apresenta um resumo dos parâmetros utilizados, da descrição e da fonte dos dados.

Tabela 5.6 - Resumo dos parâmetros utilizados

Parâmetro	Valor	Descrição	Fonte do dado
$\lambda_D$	5,53E-03	Probabilidade de falha na demanda de 1 GD	Ma et al., 2021
$\lambda_C$	9,3E-03	Taxa de falha em atingir carga de 1 GD	NUREG/CR-5994
$\lambda_O$	1,18E-03	Taxa de falha em continuar operando de 1 GD	Ma et al., 2021
$\mu$	2,9E-02	Taxa de reparo	Ma, 2022
$P_C$	1,0E-05	Probabilidade dos GDs móveis não chegarem a tempo ao local	Análise de sensibilidade
$\delta_R$	2,1E-03	Taxa de demanda dos GDs em reserva	Dionizio, 2014
$\delta_M$	6,65E-05	Taxa de demanda dos GDs móveis	Dionizio, 2014
$\delta_P$	2,1E-03	Taxa de demanda dos GDs principais	Dionizio, 2014

Com base em  $\lambda_C$  e  $\lambda_O$  foram calculados os parâmetros relacionados às falhas de causa comum,  $\lambda_1, \lambda_2, \lambda_3, \lambda_4$ , levando em conta a distribuição do fator alfa, Tabela 5.7, e as Equações (5.1) e (5.2) (Ma e Kvarfordt., 2022). A partir daí foram calculados os valores da Tabela 5.8.



Tabela 5.7 - Dados do modelo alfa para 4 GDs – GDs principais e de reserva (Ma e Kvarfordt., 2022)

Parâmetro	Modo de falha		
	Falha na Demanda (D)	Falha em Atingir Carga (C)	Falha em continuar operando (O)
$\alpha_1$	0,9927726	0,9894552	0,9868493
$\alpha_2$	3,77E-03	8,24E-03	7,06E-03
$\alpha_3$	2,25E-03	1,46E-03	4,55E-03
$\alpha_4$	1,20E-03	8,41E-04	1,54E-03

$$\lambda_{j,k} = \frac{k}{\binom{4-1}{k-1}} \frac{\alpha_k}{\alpha_t} \lambda_j, j \in \{D, C, O\}, k = 1, 2, \dots, 4 \quad (5.1)$$

$$\alpha_t = \sum_{k=1}^4 k \alpha_k \quad (5.2)$$

Onde:

$\lambda_{D,k}$  é a probabilidade de falha na demanda de  $k$  GDs

$\lambda_{C,k}$  é a taxa de falha em atingir carga de  $k$  GDs

$\lambda_{O,k}$  é a taxa de falha em continuar a operar de  $k$  GDs

Tabela 5.8 – Parâmetros calculados a partir do modelo do fator alfa

Modo de falha	$\alpha_t$	$\lambda_{j,k}$
Falha na demanda (D)	1,01	$\lambda_{D,1} = 5,43E - 03$
		$\lambda_{D,2} = 1,37E - 05$
		$\lambda_{D,3} = 1,23E - 05$
		$\lambda_{D,4} = 2,62E - 05$
Falha em atingir carga (C)	1,01	$\lambda_{C,1} = 9,08E - 03$
		$\lambda_{C,2} = 5,04E - 05$
		$\lambda_{C,3} = 1,34E - 05$
		$\lambda_{C,4} = 3,09E - 05$
Falha em continuar operando (O)	1,02	$\lambda_{O,1} = 1,14E - 03$
		$\lambda_{O,2} = 5,44E - 06$
		$\lambda_{O,3} = 5,26E - 06$
		$\lambda_{O,4} = 7,12E - 06$

A partir dos valores da Tabela 5.8, pôde-se determinar os parâmetros  $\lambda_k$  de acordo com a Equação (5.3).

$$\lambda_k = \lambda_{C,k} + \lambda_{O,k}, \quad k = 1, 2, 3, 4 \quad (5.3)$$

Os parâmetros  $\lambda_{j,km}$ ,  $J \in \{D, C, O\}$ ,  $k = 1, 2$ , foram calculados a partir da Tabela 5.9 e Equações (5.4) e (5.5).

Tabela 5.9 - Dados do modelo alfa para 2 GDs – GDs móveis (Ma e Kvarfordt., 2022)

Parâmetro	Modo de falha		
	Falha na Demanda (D)	Falha em Atingir Carga (C)	Falha em continuar operando (O)
$\alpha_1$	0,9917164	0,9944434	0,9862465
$\alpha_2$	8,28E-03	5,56E-03	1,38E-02

$$\lambda_{j,km} = \frac{k}{\binom{2-1}{k-1}} \frac{\alpha_k}{\alpha_t} \lambda_j, J \in \{D, C, O\}, k = 1, 2 \quad (5.4)$$

$$\alpha_t = \sum_{k=1}^2 k \alpha_k \quad (5.5)$$

Onde:

$\lambda_{D,km}$  é a probabilidade de falha na demanda de  $k$  GD<sub>M</sub>

$\lambda_{C,km}$  é a taxa de falha em atingir carga de  $k$  GD<sub>M</sub>

$\lambda_{O,km}$  é a taxa de falha em continuar a operar de  $k$  GD<sub>M</sub>

Tabela 5.10- Parâmetros calculados a partir do modelo do fator alfa

Modo de falha	$\alpha_t$	$\lambda_{j,km}$
Falha na demanda (D)	1,01	$\lambda_{D,1m} = 5,44E - 03$
		$\lambda_{D,2m} = 9,08E - 05$
Falha em atingir carga (C)	1,01	$\lambda_{C,1m} = 9,20E - 03$
		$\lambda_{C,2m} = 1,03E - 04$
Falha em continuar operando (O)	1,01	$\lambda_{O,1m} = 1,15E - 03$
		$\lambda_{O,2m} = 3,21E - 05$

Dos dados da Tabela 5.10, pôde-se determinar os parâmetros  $\lambda_{km}$  de acordo com a Equação (5.6)

$$\lambda_{km} = \lambda_{C,km} + \lambda_{O,km}, i = 1,2 \quad (5.6)$$

As probabilidades de falha na partida foram calculadas, conforme apresentado na Tabela 5.11.

Tabela 5.11 – Probabilidades de falha na partida dos GDs

Parâmetro	Cálculo	Probabilidade
$P_D^{4,4}$	$1 - \sum_{i=0}^3 P_D^{i,4}$	9,78E – 01
$P_D^{3,4}$	$4\lambda_{D,1}$	2,17E – 02
$P_D^{2,4}$	$6\lambda_{D,1}^2 + 6\lambda_{D,2}$	2,59E – 04
$P_D^{1,4}$	$4\lambda_{D,1}^3 + 12\lambda_{D,1}\lambda_{D,2} + 4\lambda_{D,3}$	5,07E – 05
$P_D^{0,4}$	$\lambda_{D,1}^4 + 6\lambda_{D,2}\lambda_{D,1}^2 + 6\lambda_{D,2}^2 + 4\lambda_{D,1}\lambda_{D,3} + \lambda_{D,4}$	2,65E – 05
$P_D^{2,2}$	$1 - \sum_{i=0}^1 P_D^{i,2}$	9,89E – 01
$P_D^{1,2}$	$2\lambda_{D,1m}$	1,09E – 02
$P_D^{0,2}$	$\lambda_{D,1m}^2 + \lambda_{D,2m}$	1,20E – 04

Com relação à probabilidade do grupo de  $GD_M$  não chegar a tempo ao local foi considerado  $P_c = 10^{-5}$ , assumindo que os  $GD_M$  serão deslocados e instalados em até 2h de sua solicitação.

## 5.5 Resultados

Concluída a simulação, obteve-se como resultado o vetor representativo das probabilidades de ocorrência de cada um dos estados definidos na Tabela 5.1, correspondentes à Figura 5.2. Na Tabela 5.12 foram exibidas as probabilidades, por estado, a partir das primeiras horas do instante em que foi dado o sinal para a partida dos GDEs do SAEE 1 até 168h a fim de verificar o comportamento do sistema neste intervalo.

Tabela 5.12 – Probabilidade de cada estado nos tempos definidos – modelo inicial

Tempo (h)	Estados									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	9,38E-01	6,03E-02	1,23E-03	1,32E-04	6,45E-05	1,59E-07	3,52E-09	4,20E-11	8,22E-12	4,30E-12
2	9,01E-01	9,51E-02	3,29E-03	2,36E-04	1,03E-04	5,56E-07	1,87E-08	3,06E-10	4,24E-11	2,14E-11
3	8,67E-01	1,26E-01	6,25E-03	3,84E-04	1,41E-04	1,23E-06	5,58E-08	1,23E-09	1,29E-10	6,21E-11
4	8,35E-01	1,55E-01	9,91E-03	5,92E-04	1,80E-04	2,26E-06	1,27E-07	3,53E-09	3,09E-10	1,40E-10
5	8,05E-01	1,80E-01	1,41E-02	8,75E-04	2,21E-04	3,75E-06	2,46E-07	8,30E-09	6,50E-10	2,75E-10
6	7,77E-01	2,03E-01	1,88E-02	1,24E-03	2,64E-04	5,86E-06	4,35E-07	1,70E-08	1,25E-09	4,89E-10
12	6,43E-01	3,00E-01	5,08E-02	5,51E-03	6,28E-04	4,05E-05	4,79E-06	3,20E-07	2,32E-08	5,90E-09
18	5,50E-01	3,53E-01	8,16E-02	1,33E-02	1,33E-03	1,39E-04	2,23E-05	2,03E-06	1,71E-07	3,15E-08
24	4,85E-01	3,82E-01	1,06E-01	2,39E-02	2,58E-03	3,32E-04	6,70E-05	7,66E-06	7,70E-07	1,13E-07
48	3,55E-01	3,99E-01	1,50E-01	7,72E-02	1,49E-02	2,26E-03	8,08E-04	1,56E-04	2,88E-05	3,49E-06
72	3,02E-01	3,74E-01	1,51E-01	1,24E-01	3,90E-02	5,83E-03	2,85E-03	7,04E-04	2,00E-04	3,03E-05
96	2,69E-01	3,43E-01	1,41E-01	1,56E-01	7,14E-02	1,05E-02	6,27E-03	1,78E-03	6,89E-04	1,36E-04
120	2,43E-01	3,12E-01	1,29E-01	1,75E-01	1,08E-01	1,60E-02	1,08E-02	3,34E-03	1,64E-03	4,13E-04
144	2,21E-01	2,84E-01	1,17E-01	1,84E-01	1,46E-01	2,18E-02	1,63E-02	5,31E-03	3,13E-03	9,74E-04
168	2,01E-01	2,58E-01	1,07E-01	1,86E-01	1,84E-01	2,79E-02	2,23E-02	7,56E-03	5,17E-03	1,94E-03

Ao se analisar as tabelas de resultado é possível verificar a evolução dos valores das probabilidades nos estados de interesse em função do tempo, permitindo assim contabilizar as probabilidades dos estados que contribuem para a falha do sistema.

A Tabela 5.13 mostra o resultado da simulação referente ao modelo modificado; nela foram exibidas as probabilidades de ocorrência de cada um dos estados da Figura 5.3, cujos nós adicionados foram descritos na Tabela 5.3, em intervalos de tempo específicos, considerando também o período de até 168h.

Tabela 5.13 – Probabilidade de cada estado nos tempos definidos – modelo modificado

Tempo (h)	Estados												
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
1	9,38E-01	6,03E-02	1,23E-03	1,32E-04	6,45E-05	1,59E-07	3,52E-09	4,20E-11	8,22E-12	4,30E-12	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
2	9,01E-01	9,51E-02	3,29E-03	2,36E-04	1,03E-04	5,56E-07	1,87E-08	3,06E-10	4,24E-11	2,14E-11	8,23E-16	9,07E-18	1,03E-19
3	8,67E-01	1,26E-01	6,25E-03	3,84E-04	1,41E-04	1,23E-06	5,58E-08	1,23E-09	1,29E-10	6,22E-11	5,00E-15	7,19E-17	8,30E-19
4	8,35E-01	1,55E-01	9,91E-03	5,92E-04	1,80E-04	2,26E-06	1,27E-07	3,53E-09	3,10E-10	1,40E-10	1,75E-14	3,10E-16	3,81E-18
5	8,05E-01	1,80E-01	1,41E-02	8,75E-04	2,21E-04	3,75E-06	2,46E-07	8,30E-09	6,51E-10	2,75E-10	4,67E-14	9,83E-16	1,30E-17
6	7,77E-01	2,03E-01	1,88E-02	1,24E-03	2,64E-04	5,86E-06	4,35E-07	1,70E-08	1,25E-09	4,90E-10	1,07E-13	2,57E-15	3,70E-17
12	6,43E-01	3,00E-01	5,08E-02	5,51E-03	6,28E-04	4,05E-05	4,79E-06	3,20E-07	2,33E-08	5,93E-09	3,37E-12	1,33E-13	2,83E-15
18	5,50E-01	3,53E-01	8,16E-02	1,33E-02	1,33E-03	1,39E-04	2,23E-05	2,03E-06	1,72E-07	3,17E-08	3,37E-11	1,77E-12	4,93E-14
24	4,85E-01	3,82E-01	1,06E-01	2,39E-02	2,58E-03	3,32E-04	6,70E-05	7,66E-06	7,75E-07	1,14E-07	1,92E-10	1,24E-11	4,30E-13
48	3,55E-01	3,99E-01	1,50E-01	7,72E-02	1,49E-02	2,26E-03	8,08E-04	1,56E-04	2,92E-05	3,57E-06	1,42E-08	1,60E-09	1,03E-10
72	3,02E-01	3,74E-01	1,51E-01	1,24E-01	3,90E-02	5,83E-03	2,85E-03	7,04E-04	2,05E-04	3,14E-05	1,58E-07	2,49E-08	2,43E-09
96	2,69E-01	3,43E-01	1,41E-01	1,56E-01	7,14E-02	1,05E-02	6,27E-03	1,78E-03	7,10E-04	1,43E-04	7,79E-07	1,53E-07	2,07E-08
120	2,43E-01	3,12E-01	1,29E-01	1,75E-01	1,08E-01	1,60E-02	1,08E-02	3,34E-03	1,71E-03	4,42E-04	2,49E-06	5,74E-07	9,97E-08
144	2,21E-01	2,83E-01	1,17E-01	1,84E-01	1,46E-01	2,18E-02	1,63E-02	5,31E-03	3,28E-03	1,06E-03	6,10E-06	1,58E-06	3,39E-07
168	2,01E-01	2,58E-01	1,07E-01	1,86E-01	1,84E-01	2,79E-02	2,23E-02	7,56E-03	5,47E-03	2,15E-03	1,25E-05	3,55E-06	9,11E-07

Na configuração inicial, Figura 5.2, o critério de falha do sistema é considerado quando este se encontra nos estados 9 e 10, portanto a probabilidade de falha será a soma das probabilidades nestes estados. Apesar dos estados 4 e 5 caracterizarem falha do SAEE 1, estes não foram contabilizados na falha da cadeia de Markov, pois considerou-se que o tempo de permanência nestes estados é pequeno o suficiente, tornando-se desprezível; este mesmo critério foi utilizado em Crossetti (1997).

Analogamente, no modelo modificado, Figura 5.3, o sistema é considerado falho quando se encontra nos estados 12 e 13, sendo a probabilidade de falha a soma das probabilidades nestes estados.

A Tabela 5.14 exibe as probabilidades de falha do sistema em ambas as configurações, bem como a diferença entre elas.

Tabela 5.14 – Probabilidades de falha do sistema

Tempo (h)	Probabilidade de falha Modelo Inicial	Probabilidade de falha Modelo Modificado	Diferença entre as probabilidades de falha
1	1,25E-11	0,00E+00	1,25E-11
2	6,38E-11	9,17E-18	6,38E-11
3	1,91E-10	7,27E-17	1,91E-10
4	4,50E-10	3,14E-16	4,50E-10
5	9,24E-10	9,96E-16	9,24E-10
6	1,74E-09	2,61E-15	1,74E-09
12	2,91E-08	1,36E-13	2,91E-08
18	2,03E-07	1,81E-12	2,03E-07
24	8,83E-07	1,28E-11	8,83E-07
48	3,23E-05	1,71E-09	3,23E-05
72	2,30E-04	2,73E-08	2,30E-04
96	8,25E-04	1,74E-07	8,25E-04
120	2,05E-03	6,74E-07	2,05E-03
144	4,11E-03	1,92E-06	4,11E-03
168	7,11E-03	4,46E-06	7,11E-03

A Figura 5.6 traz a comparação gráfica das probabilidades de falha do sistema nas duas configurações, sendo a simulação realizada até 168h (uma semana), visto que no caso do acidente de Fukushima foram necessários alguns dias para restabelecer o fornecimento de energia (IAEA, 2015).

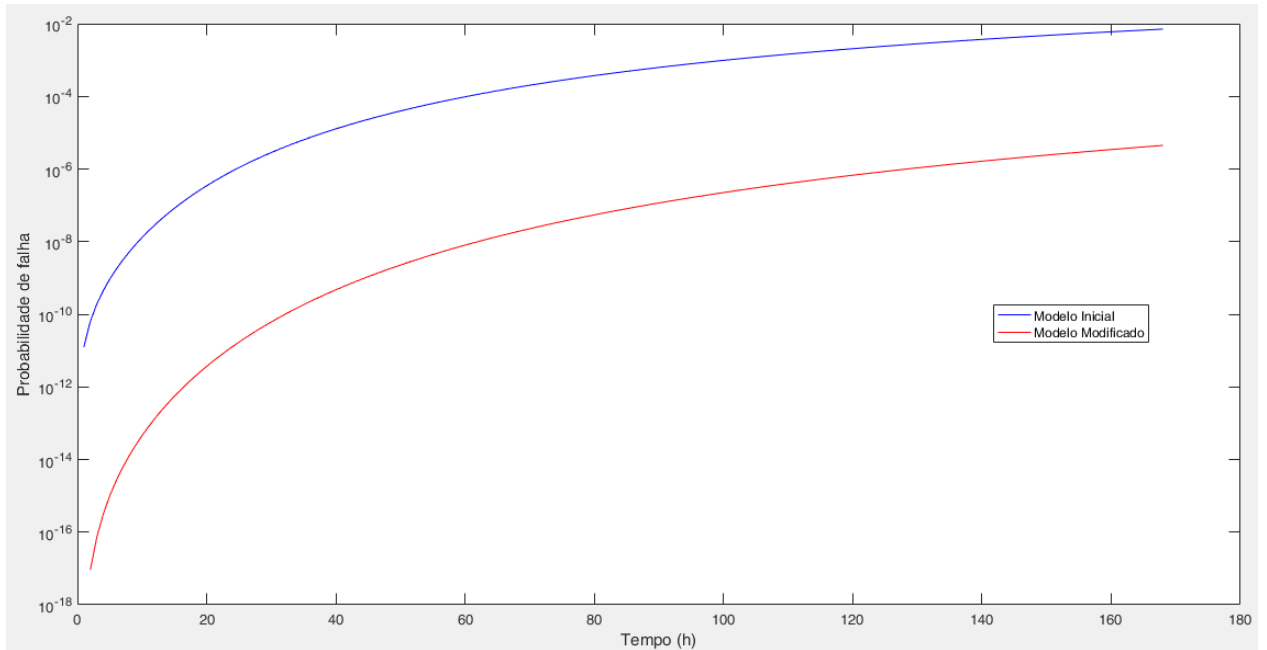


Figura 5.6 – Comparação gráfica das probabilidades de falha em ambas as configurações

## 5.6 Análise de Sensibilidade

Com relação à probabilidade do grupo de  $GD_M$  não chegar a tempo ao local, foi realizado um estudo de sensibilidade com a variação deste parâmetro. Para tanto foram considerados os valores  $10^{-4}$ ,  $10^{-3}$ ,  $10^{-2}$  e  $10^{-1}$  para  $P_c$ . Esta análise de sensibilidade foi realizada porque não há dados disponíveis sobre este parâmetro.

A Tabela 5.15 traz os valores da probabilidade de falha do sistema na configuração modificada referentes aos valores de  $P_c$  já mencionados. A Figura 5.7 mostra, graficamente, o resultado desta análise em comparação com os resultados já exibidos anteriormente.



Tabela 5.15 – Probabilidades de falha referentes ao estudo de sensibilidade

Tempo (h)	Valores para $P_c$				
	1,00E-05	1,00E-04	1,00E-03	1,00E-02	1,00E-01
1	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
2	9,17E-18	9,20E-18	9,45E-18	1,19E-17	3,68E-17
3	7,27E-17	7,29E-17	7,43E-17	8,91E-17	2,36E-16
4	3,14E-16	3,15E-16	3,20E-16	3,69E-16	8,66E-16
5	9,96E-16	9,97E-16	1,01E-15	1,14E-15	2,41E-15
6	2,61E-15	2,61E-15	2,64E-15	2,92E-15	5,69E-15
12	1,36E-13	1,36E-13	1,37E-13	1,43E-13	2,03E-13
18	1,81E-12	1,82E-12	1,82E-12	1,86E-12	2,27E-12
24	1,28E-11	1,28E-11	1,29E-11	1,30E-11	1,45E-11
48	1,71E-09	1,71E-09	1,71E-09	1,71E-09	1,70E-09
72	2,73E-08	2,73E-08	2,73E-08	2,73E-08	2,68E-08
96	1,74E-07	1,74E-07	1,74E-07	1,74E-07	1,70E-07
120	6,74E-07	6,74E-07	6,73E-07	6,72E-07	6,59E-07
144	1,92E-06	1,92E-06	1,92E-06	1,92E-06	1,88E-06
168	4,46E-06	4,46E-06	4,46E-06	4,46E-06	4,39E-06

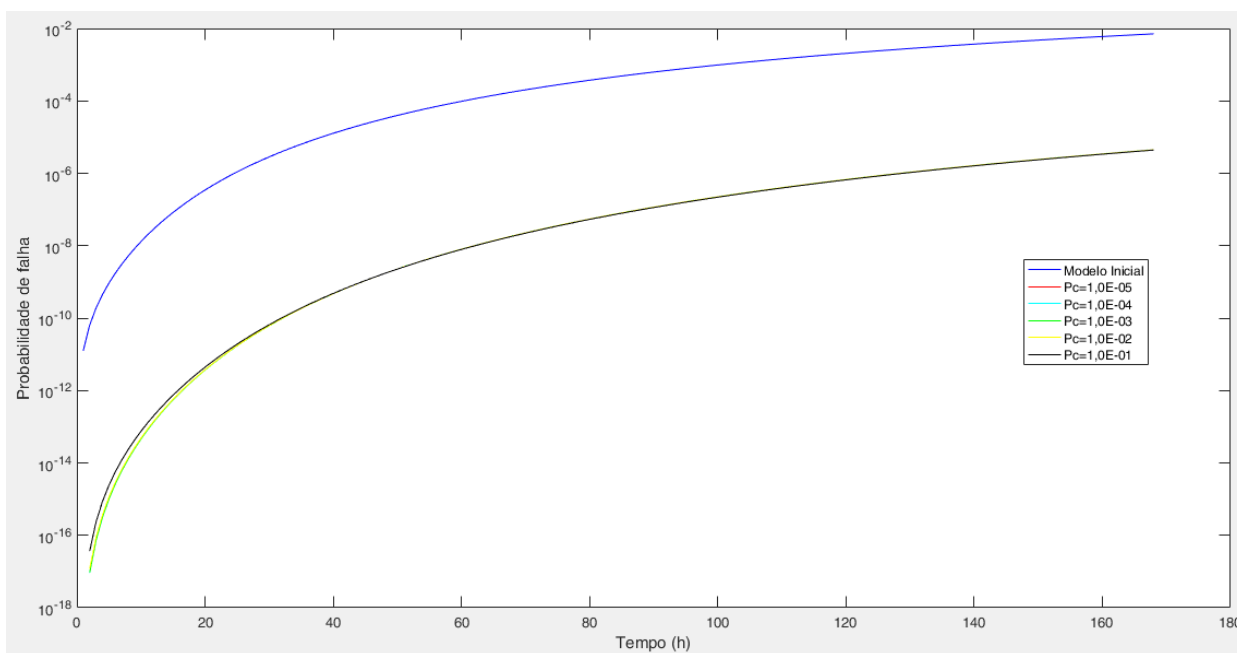


Figura 5.7 – Análise de sensibilidade em  $P_c$

A partir dos resultados exibidos pode-se concluir que não há grande variação na probabilidade de falha do sistema quando se varia o parâmetro  $P_c$  nos valores  $10^{-5}$ ,  $10^{-4}$ ,  $10^{-3}$ ,  $10^{-2}$  e  $10^{-1}$ .

## Capítulo 6

### Conclusão e Recomendações para trabalhos futuros

#### 6.1 Conclusão

A análise da disponibilidade do suprimento de energia de emergência de uma usina é de vital importância, visto que este garante o desligamento seguro do reator em casos extremos.

O objetivo deste trabalho foi modelar, através de cadeias de Markov, o SAEE de uma usina padrão Konvoi, do tipo PWR, de projeto Siemens Power Generation. Modelou-se, então, o SAEE 1 e o SAEE 2 como possibilidades de fornecimento de energia de emergência como configuração inicial. No modelo modificado, além dos sistemas envolvidos na modelagem inicial, foi adicionado o grupo de  $GD_M$  como fonte adicional de energia, considerando a perda dos sistemas da configuração original.

Após a modelagem e simulação desenvolvidas, observou-se que houve um aumento gradual e significativo na disponibilidade do Sistema de Energia de Emergência da Usina com a aquisição do Grupo de  $GD_M$  desde as primeiras horas após a perda do suprimento normal de energia, que se manteve durante todo o período de simulação, de 168h, como pode ser observado na Tabela 5.14 e na Figura 5.6.

Esta iniciativa pós Fukushima mostrou-se eficaz para a melhoria da segurança da planta em casos que poderiam acarretar um SBO.

Devido a este aumento na disponibilidade, pode-se considerar que a probabilidade da usina perder todas as suas fontes de energia elétrica durante um acidente é muito pequena.

Com relação à análise de sensibilidade para averiguar o impacto da variação do parâmetro  $P_c$  na disponibilidade do sistema na modelagem modificada, observou-se que não houve grande variação na probabilidade de falha do sistema nos valores simulados.

## **6.2 Recomendações para trabalhos futuros**

Como sugestão para aperfeiçoamento deste trabalho, poder-se-iam modelar outras configurações envolvendo a adição do grupo de  $GD_M$  e adicionando novas variáveis no processo, ao se considerar probabilidades de falhas oriundas de fatores humanos.

## Referências Bibliográficas

ANEEL, Nota Técnica nº. 0075/2011-SRD/ANEEL: Proposta de abertura de Consulta Pública para o recebimento de dados e contribuições para análise dos impactos da aplicação do Decreto nº. 97.280, de 16 de dezembro de 1988 (Padronização das tensões). Agência Nacional de Energia Elétrica, Brasília.

AGUIAR, A. (2015), *Avaliação do Impacto de um Acidente Severo na Usina de Angra dos Reis com liberação dos Radionuclídeos para a Atmosfera*. Tese de D.Sc., COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ.

ALIZADEH, S., SRIRAMULA, S. (2017). “Reliability modelling of redundant safety systems without automatic diagnostics incorporating common cause failures and process demand”. *ISA Journal*, 71, pp. 599-614.

ALIZADEH, S., SRIRAMULA, S. (2018), “Impact of common cause failure on reliability performance of redundant safety related systems subject to process demand”, *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 172, pp. 129 – 150.

AZIZPOUR, H., LUNDTEIGEN, M., A. (2019), “Analysis of simplification in Markov-based models for performance assessment of Safety Instrumented System”, *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 183, pp. 252 – 260.

BORTOLOTTI, S., SOUZA, R., SILVA, V., COELHO, A. (2007), “Estudo de custo para uma microempresa de guardanapos de papel utilizando cadeias absorventes de Markov”, *GEPROS. Gestão da Produção, Operações e Sistemas*, Ano 2, vol. 5, out-dez/07, pp. 89-102.

BOUISSOU, M. (2017), “A Benchmark on Reliability of Complex Discrete Systems: Emergency Power Supply of a Nuclear Power Plant”, *Electronic Proceedings in Theoretical Computer Science*. 244. 200-216. 10.4204/EPTCS.244.8.

CHEBILA, M. (2020), “Generalized Markovian consideration of common cause failures in the performance assessment of safety instrumented systems”, *Process Safety and Environmental Protection*, vol. 141, pp. 28 – 36.

CROSSETTI, P. (1997), *Análise da Confiabilidade dos Barramentos de Segurança de Angra 1 considerando a nova configuração de Geradores Diesel*, Dissertação de Mestrado, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ.

DIONIZIO, D. P.(2014), *Tomada de Decisão na Manutenção de Geradores Diesel de Emergência de Centrais Nucleares por Redes Bayesianas*, Dissertação de Mestrado, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ.

DIONIZIO, D. P., SALDANHA, P. L. C., FRUTUOSO E MELO, P. F., LAPA. C. M. F. (2023), “Availability of the Emergency Safety Electrical System of a Konvoi Nuclear Power Plant considering Mobile Arrangements of Diesel Generators after Fukushima”, *Nuclear Technology*, DOI: 10.1080/00295450.2023.2229182.

ETN (2016), Eletrobrás Termonuclear S. A., *Final Safety Analysis Report*, Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, Angra II, FSAR, Rev. 14, Brasil.

ETN (2018), Eletrobrás Termonuclear S. A., *O acidente nuclear na Central de Fukushima Daiichi*, Disponível em <<http://www.eletronuclear.gov.br/Saibamais/Perguntasfrequentes/TemasgeraisoacidentenaCentraldeFukushima.aspx>>, Acesso em 25 de fevereiro de 2018.

ETN (2022), Eletrobrás Termonuclear S. A., *A Eletrobrás Eletronuclear*, Disponível em <<https://www.eletronuclear.gov.br/Quem-Somos/Paginas/A-Eletronuclear-Eletronuclear.aspx>>, Acesso em 27 de setembro de 2022.

FONSECA, J., MARTINS, G. (2011), *Curso de Estatística*, 6ª edição, São Paulo: Atlas.

FRUTUOSO E MELO, P.F. (2011), *Introdução à Engenharia de Confiabilidade*. Notas de aula, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ.

HELLMICH, M., BERG, H., P. (2015), “Markov analysis of redundant standby safety systems under periodic surveillance testing”, *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 133, pp. 48 – 58.

HONG, Y., Y., LIAN, R., C. (2012), “Optimal Sizing of Hybrid Wind/PV/Diesel Generation in a Stand-Alone Power System Using Markov-Based Genetic Algorithm”, *IEEE Transactions on Power Delivery*, Vol. 27, pp. 640–647.

IAEA (2015), *The Fukushima Daiichi Accident*, IAEA – International Atomic Energy Agency. Disponível em < <https://www-pub.iaea.org/books/iaeabooks/10962/the-fukushima-daiichi-accident> >, Acesso em 10 de fevereiro de 2018.

IAEA (2015), *Design provisions for withstanding station blackout at nuclear power plants*, IAEA Vienna: International Atomic Energy Agency (TECDOC series, ISSN 1011–4289 ; no. 1770).

JAGTAP, H. P., BEWOOR, A., K., KUMAR, R., AHMADI, M., H., CHEN, L. (2020), “Performance analysis and availability optimization to improve maintenance schedule for the turbo-generator subsystem of a thermal power plant using particle swarm optimization”, *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 204, pp. 107 – 130.

KUMAR, P., SINGH, L., KUMAR, C. (2020), “Performance evaluation of safety-critical systems of nuclear power plant systems”, *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 52, pp. 560-567.

LEE, C., HAN, S. M., CHAE, Y. H., SEONG, P. H. (2022), “Development of a cyberattack response planning method for nuclear power plants by using the Markov decision process model”, *Annals of Nuclear Energy*, vol. 166, 108725.

LEWIS, E. E., *Introduction to Reliability Engineering*, John Wiley & Sons, New York, 2ª edição, 1994.

LIANG, Q., PENG, C., LI, X. (2023), “A multi-state Semi-Markov model for nuclear power plants piping systems subject to fatigue damage and random shocks under dynamic environments”, *International Journal of Fatigue*, vol. 168, 107448.

MA, Z., WIERMAN, T. E., KVARFORDT, K. J. (2021), "Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants: 2020 Update", Idaho National Laboratory, United States.

MA, Z. (2022), "Enhanced Component Performance Study: Emergency Diesel Generators 1998–2020", Idaho National Laboratory, United States.

MA, Z., KVARFORDT, K. J. (2022), "CCF Parameter Estimations, 2020 Update", Idaho National Laboratory, United States.

Mapa do Sistema de Transmissão, Horizonte 2024 (2018). Disponível em <<https://curtocircuitoseletividade.com.br/as-linhas-de-transmissao-de-energia-eletrica-no-brasil/>>. Acesso em Abril de 2023.

MARQUSEE, J., ERICSON, S., JENKET, D. (2020), "Emergency Diesel Generator Reliability and Installation Energy Security", National Renewable Energy Laboratory.

MARQUSEE, J., ERICSON, S., JENKET, D. (2021), "Impact of emergency diesel generator reliability on microgrids and building-tied systems", *Applied Energy*, vol. 285, pp. 116 – 437.

MATHWORKS (2022), *MATLAB, Math. Graphics. Programming.*, Disponível em <<https://www.mathworks.com/products/matlab.html>>, Acesso em 21 de dezembro de 2022.

MECHRI, W., SIMON, C., BENOTHMAN, K. (2015), "Switching Markov chains for a holistic modeling of SIS unavailability", *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 133, pp. 212 – 222.

MILNITZ, D. (2018), *Modelagem e Simulação de Processos*, Indaial: UNIASSELVI.

MONTGOMERY, D., RUNGER, G. (2014), *Applied Statistics and Probability for Engineers*, John Wiley & Sons, New York.

MORGADO, A., CARVALHO, J., CARVALHO, P., FERNANDEZ, P. (2006), *Análise Combinatória e Probabilidade*, 9 ed., Rio de Janeiro, SBM - Sociedade Brasileira de Matemática.

NEAPOLITAN, R. (2004), *Learning Bayesian Networks*, New Jersey, Pearson Prentice Hall.

NRC (1988), *Station Blackout*, Regulatory Guide 1.155 (Task SI 501-4), NRC – Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA.

NRC (1994), *Emergency Diesel Generator: Maintenance and Failure Unavailability, and Their Risk Impacts*, NUREG/CR-5994, NRC – Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA.

NRC (2013), *Station Blackout Mitigation Strategies*, Regulatory Basis Document, NRC – Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA.

NRC (2018), *What are the Lessons Learned from Fukushima?*, Disponível em <<https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/japan-dashboard/priorities.html#tier-01>>, Acesso em 10 de março de 2018.

OLIVEIRA, I. (2007), *Confiabilidade dos Geradores Diesel de Emergência de uma Central Nuclear PWR de Quatro “Loops” sob Envelhecimento e com Reparo Perfeito por Variáveis Suplementares*, Dissertação de Mestrado, COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, RJ.

PARK, S., AHN, K. (2012), “Comparative analysis of station blackout accident progression in typical PWR, BWR, and PHWR”, *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 44.

PEGO, M. (2016), *A Curva da Banheira na Engenharia da Manutenção*, Disponível em <<https://pt.linkedin.com/pulse/curva-da-banheira-na-engenharia-manuten%C3%A7%C3%A3o-mario-pego>>, Acesso em 27 de setembro de 2022.

ROSS, S. M. (2010), *Introduction to Probability Models*, Academic Press, Burlington, MA.

SALDANHA, P. L., C., (2012), “Verificação de Completeza e Consistência das Iniciativas do Plano de Resposta a Fukushima das Propostas Para o Sistema Elétrico de Emergência do Relatório Nacional Extraordinário”, Relatório de Atividades RA-SEEMA-004/12, abril/2012.



SALDANHA, P. L., C., (2016), “Auditoria para verificar a implementação das iniciativas do Plano de Resposta a Fukushima”, Relatório de Fiscalização RF-CGRC-030/16, dezembro/2016.

SHEHHI, A., CHANG, S., KIM, S., KANG, H. (2013), “Analysis of economics and safety to cope with station blackout in PWR”, *Annals of Nuclear Energy*, vol. 59, pp. 63-71.

TAYLOR, H., KARLIN, S. (1998), *An Introduction to Stochastic Modeling*, Academic Press; 3ª edição.

VOLKANOVSKI, A., PROSEK, A. (2013), “Extension of station blackout coping capability and implications on nuclear safety”, *Nuclear Engineering and Design*, 255, pp. 16-27.

WNA (2016), *Chernobyl Accident 1986*, WNA – World Nuclear Association. Disponível em < <http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/chernobyl-accident.aspx> >, Acesso em 12 de fevereiro de 2018.

WNA (2022), *Nuclear Power in the World Today*, WNA – World Nuclear Association. Disponível em < <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx> >, Acesso em 27 de setembro de 2022.

WNA (2022), *Three Mile Island Accident*, WNA – World Nuclear Association. Disponível em < <https://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/three-mile-island-accident.aspx> >, Acesso em 18 de Agosto de 2022.

ZENG, Z., FANG, Y., P., ZHAI, Q., Du, S. (2021), “A Markov reward process-based framework for resilience analysis of multistate energy systems under the threat of extreme events”, *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 209, pp. 107 – 443.

ZHENG, J., OKAMURA, H., PANG, T., DOHI, T. (2021), “Availability importance measures of components in smart electric power grid systems”, *Reliability Engineering and System Safety*, vol. 205, pp. 107 – 164.

ZUBAIR, M., ABABNEH, A., ISHAG, A. (2017), “Station black out concurrent with PORV failure using a Generic Pressurized Water Reactor Simulator”, *Annals of Nuclear Energy*, vol. 110, pp. 1081-1090.