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

**Análise Probabilística de Segurança Sísmica:
Requisitos regulatórios, diretrizes vigentes, estado da arte em métodos
e aplicação para uma instalação nuclear experimental localizada no
Estado de São Paulo - Brasil**

ELLISON AMARO DE OLIVEIRA

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

**Orientador:
Dr. Miguel Mattar Neto**

**São Paulo
2020**

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

Análise Probabilística de Segurança Sísmica:
Requisitos regulatórios, diretrizes vigentes, estado da arte em métodos e
aplicação para uma instalação nuclear experimental localizada no Estado de
São Paulo - Brasil

Versão Corrigida

Versão Original disponível no IPEN

ELLISON AMARO DE OLIVEIRA

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

Orientador:
Prof. Dr. Miguel Mattar Neto

São Paulo
2020

Autorizo a reprodução e divulgação total ou parcial deste trabalho,
para fins de estudo e pesquisa, desde que citada a fonte

Como citar:

OLIVEIRA, E. A. d. **Análise Probabilística de Segurança Sísmica**: Requisitos regulatórios, diretrizes vigentes, estado da arte em métodos e aplicação para uma instalação nuclear experimental localizada no Estado de São Paulo – Brasil. 2020. 184 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP, São Paulo. Disponível em: (data de consulta no formato: dd/mm/aaaa)

Ficha catalográfica elaborada pelo Sistema de geração automática da Biblioteca IPEN/USP,
com os dados fornecidos pelo(a) autor(a)

Oliveira, Ellison Amaro de
Análise Probabilística de Segurança Sísmica: Requisitos regulatórios, diretrizes vigentes, estado da arte em métodos e aplicação para uma instalação nuclear experimental localizada no Estado de São Paulo – Brasil / Ellison Amaro de Oliveira; orientador Miguel Mattar Neto. -- São Paulo, 2020.
184 p.

Dissertação (Mestrado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Reatores) -- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2020.

1. Análise Probabilística de Segurança. 2. Eventos Sísmicos. 3. Pequeno LOCA induzida por sismos. 4. Frequência de danos ao núcleo (CDF). 5. Reator a água pressurizada (PWR). I. Mattar Neto, Miguel, orient. II. Título.

FOLHA DE APROVAÇÃO

Autor: Ellison Amaro de Oliveira

Título: Análise Probabilística de Segurança Sísmica: Requisitos regulatórios, diretrizes vigentes, estado da arte em métodos e aplicação para uma instalação nuclear experimental localizada no Estado de São Paulo - Brasil

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear da Universidade de São Paulo para obtenção do título de Mestre em Ciências.

Data: 05/06/2020

Banca Examinadora

Prof. Dr.: Miguel Mattar Neto

Julgamento: Aprovado

Instituição: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN

Prof. Dr.: Marcelo Ramos Martins

Julgamento: Aprovado

Instituição: Universidade de São Paulo - USP

Prof. Dr.: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo Julgamento: Aprovado

Instituição: Universidade Federal do Rio de Janeiro - UFRJ

Dedico este trabalho a minha mãe, irmão, esposa e meus filhos
Amaro, Berquélío, Gessilia, Benjamim e Rafael.

AGRADECIMENTOS

Agradeço a Deus, por estar incondicionalmente presente em todos os momentos desta fase de minha vida.

Ao meu pai e sogro, João e Luciano, *in memoriam*, pelos exemplos de persistência e determinação naquilo que almejamos.

À minha mãe, Amaro, meu querido irmão, Berquélío, e minha sogra, Gessi, por sempre se disporem em ajudar sem qualquer restrição.

À minha esposa Gessilia, e meus filhos, Benjamim e Rafael, pela força, incentivo e amor incondicional ininterruptos.

Ao meu orientador Dr. Miguel Mattar, pela contribuição de sua experiência técnica, objetividade e apoio nos momentos decisivos para a execução deste trabalho.

À Dra. Patricia da Silva Pagetti de Oliveira, em destaque, pela coorientação técnica, pelo acolhimento incondicional, compartilhamento de experiência profissional e confiança em todos os momentos desta desafiadora jornada.

Ao Dr. Marcos Maturana, pela disponibilidade, orientações e discussões importantes para a exequibilidade dos resultados deste trabalho.

A todos os meus orientadores, pela confiança, incentivo e compreensão em todos os momentos de minha formação, mesmo em situações pessoais.

Ao Dr. Marcelo Martins (Coordenador do LabRisco), pela disponibilidade dos recursos computacionais necessários para o estudo de caso e pelo aceite do convite para banca avaliadora. É uma honra sua participação.

Ao Dr. Paulo Frutuoso pelo aceite do convite para a banca avaliadora. É engrandecedora sua participação.

Ao Professor Dr. Marcelo da Silva Rocha, pelo acolhimento ao CEN, atenção e disponibilidade.

Ao Me. Antônio Souza, pelas conversas culturais que permitiram destacar a importância do IPEN para o país.

Aos colegas Daniel, Padilha, Roberto e Vitor pelo apoio no entendimento do funcionamento de ferramentas importantes usadas para a geração dos resultados do estudo de caso.

Aos meus amigos Manassés, Brasil e Cyro que me apoiaram e incentivaram a manter o fogo sagrado nesta caminhada e aos demais colegas e amigos que sempre ajudaram física ou energeticamente na conclusão deste trabalho.

À Marinha do Brasil e ao IPEN por fomentarem meu crescimento profissional.

E a todos que de alguma forma me apoiaram para a conclusão deste trabalho.

“Existem muitas hipóteses em ciência que estão erradas. Isso é perfeitamente aceitável, elas são a abertura para achar as que estão certas”. (Carl Sagan)

RESUMO

OLIVEIRA, Ellison A. **Análise Probabilística de Segurança Sísmica: Requisitos regulatórios, diretrizes vigentes, estado da arte em métodos e aplicação para uma instalação nuclear experimental localizada no Estado de São Paulo – Brasil.** 2020. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

A análise de segurança é uma das áreas mais importantes do projeto de uma instalação nuclear. Sua contribuição justifica-se como meio para a manutenção da proteção dos trabalhadores, indivíduos do público e do meio ambiente. Metodologias determinísticas e probabilísticas de análise de segurança continuamente são desenvolvidas e atualizadas com base na experiência operacional e investigação de ocorrência de incidentes ou acidentes. O conjunto de resultados obtidos permite uma avaliação e um entendimento de eventos iniciadores de acidentes. Um dos eventos que desafia continuamente a segurança de uma instalação nuclear é o fenômeno sísmico. A Análise Probabilística de Segurança Sísmica (APS Sísmica) é utilizada para estimar o risco de uma instalação nuclear induzido por eventos sísmicos. As Análises de Ameaça Sísmica, Demanda Sísmica e Fragilidade Sísmica são estudos de suporte para a APS Sísmica, permitindo uma avaliação do local e capacidade sísmica de estruturas, sistemas e componentes. A APS sísmica, por sua vez, tem como objetivo principal a verificação da contribuição de eventos sísmicos na frequência total de danos ao núcleo. Neste trabalho, são apresentados requisitos regulatórios, diretrizes vigentes e descrição das principais atividades relacionadas à metodologia de implementação da APS Sísmica. Uma aplicação simplificada da metodologia para uma instalação nuclear experimental localizada no Estado de São Paulo, Brasil, também é apresentada. Um acidente com pequena perda de refrigerante induzido por sismos (Seismic-SLOCA) foi escolhido como evento iniciador. Verificou-se que a estimativa pontual da frequência de danos ao núcleo, $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$, foi calculada em $4,56E-06/\text{ano}$. Este cálculo foi baseado na possibilidade de ocorrência de 8 cenários sísmicos distintos, obtidos após a discretização da curva de ameaça sísmica do local e considerando cenários mais concentrados em valores baixos de aceleração espectral.

Palavras-chave: Análise Probabilística de Segurança Sísmica, frequência de danos ao núcleo, Pequeno LOCA induzido por sismos.

ABSTRACT

OLIVEIRA, Ellison A. **Seismic Probabilistic Safety Assessment: Regulatory requirements, current guidelines, state of the art methods and application for an experimental nuclear facility located in the State of São Paulo - Brazil.** 2020. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

Safety analysis is one of the most important areas in the design of a nuclear facility. Its contribution is justified as a means to maintain the protection of workers, individuals in general and the environment. Deterministic and probabilistic safety analysis methodologies have continually been developed and updated based on operational experience and investigation of incidents or accidents. The set of results obtained allows a better understanding of accident initiating events. One of the events that continually challenges the safety of a nuclear facility is the seismic phenomenon. The Seismic Probabilistic Safety Analysis (Seismic PSA) is used to estimate the risk of a nuclear installation induced by seismic events. The Seismic Hazard, Seismic Demand and Seismic Fragility Analyses are support studies for a Seismic PSA, allowing an assessment of the location and seismic capacity of structures, systems and components. Seismic PSA, in turn, mainly aims to verify the contribution of seismic events in the total core damage frequency. In this work, regulatory requirements, current guidelines and description of the main activities related to the methodology for implementing APS Seismic are presented. A simplified application of the methodology for an experimental nuclear installation located in the State of São Paulo, Brazil, is also presented. It was found that the point estimate of the core damage frequency, $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$, was calculated to be $4.56E-06/\text{year}$. This calculation was based on the possibility of the occurrence of 8 different seismic scenarios, obtained after the discretization of the seismic hazard curve of the site and considering scenarios more concentrated on low spectral acceleration values.

Keywords: Seismic Probabilistic Safety Analysis, Core Damage Frequency, Seismic-induced Small Break LOCA.

LISTA DE TABELAS

Tabela 1 – Órgãos mundiais na área nuclear.	28
Tabela 2 – Referências bibliográficas utilizadas neste trabalho ordenadas por ano.....	51
Tabela 3 – Cálculos realizados nas análises de resposta do local e demanda sísmica.	60
Tabela 4 – PGA (Peak Ground Acceleration) horizontal para determinados valores de probabilidade anual de excedência.	101
Tabela 5 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Injeção de Emergência a Alta Pressão (SIE HP) do reator experimental em estudo...	107
Tabela 6 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Injeção de Emergência a Baixa Pressão (SIE LP) do reator experimental em estudo.	108
Tabela 7 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR) - Trens 1 e 2 - função de resfriamento a longo prazo (LTC) do reator experimental em estudo.	109
Tabela 8 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) - Trem 1 - função de remoção do calor do secundário (SSHR) do reator experimental em estudo.	110
Tabela 9 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) - Trem 2 - função de remoção do calor do secundário (SSHR) do reator experimental em estudo.	111
Tabela 10 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) - Trem 1 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP) do reator experimental em estudo.	112
Tabela 11 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) - Trem 2 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP) do reator experimental em estudo.	113
Tabela 12 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Injeção de Emergência a Alta Pressão (SIE-HP).	115
Tabela 13 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Injeção de Emergência a Baixa Pressão (SIE-LP) – Trens 1 e 2.....	116
Tabela 14 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR) – Trens 1 e 2 – função de resfriamento a longo prazo (LTC).	117

Tabela 15 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) – Trem 1 – função de remoção de calor do secundário (SSHR).....	118
Tabela 16 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) – Trem 2 – função de remoção de calor do secundário (SSHR).....	119
Tabela 17 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) – Trem 1 – função de despressurização do vaso do reator (DEP).	120
Tabela 18 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) – Trem 2 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP).....	121
Tabela 19 – Número de eventos básicos (BE) de fragilidade e cenários sísmicos implementados na APS Sísmica.....	123
Tabela 20 – Configurações de cenários sísmicos para estudos de sensibilidade da APS Sísmica.....	123
Tabela 21 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a CDF_{TOTAL} obtida na APS nível 1 para eventos iniciadores internos e operação a plena potência.	130
Tabela 22 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a sequência de Pequeno LOCA (SLOCA - #S) obtida na APS nível 1 para eventos iniciadores internos e operação a plena potência.	130
Tabela 23 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{Seismic-SLOCA}$ no caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	131
Tabela 24 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{Seismic-SLOCA}$ no caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	132
Tabela 25 – Contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA) para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	133
Tabela 26 – Contribuição dos sistemas modelados na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA) para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	134
Tabela 27 – Análise de incertezas associadas às estimativas da $CDF_{Seismic-SLOCA}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).....	135

Tabela 28 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	136
Tabela 29 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	137
Tabela 30 – Contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA) para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	138
Tabela 31 – Contribuição dos sistemas modelados na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA) para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	138
Tabela 32 – Análise de incertezas associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	139
Tabela 33 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	140
Tabela 34 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	141
Tabela 35 – Contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA) para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	142
Tabela 36 – Contribuição dos sistemas modelados na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA) para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	142
Tabela 37 – Análise de incertezas associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	143
Tabela 38 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	144
Tabela 39 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	145

Tabela 40 – Contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA) para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	146
Tabela 41 – Contribuição dos sistemas modelados na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA) para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	146
Tabela 42 – Análise de incertezas associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).....	147
Tabela 43 – Resultados obtidos nos cálculos da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para os diferentes cenários sísmicos considerados no estudo de caso e comparação com resultados da APS nível 1 para eventos internos.....	148
Tabela 44 – Comparação dos parâmetros das distribuições de incerteza da CDF para todos os casos de cenários sísmicos estudados.....	149
Tabela 45 – Equipamentos avaliados como críticos com base nos resultados da APS Sísmica.....	149

LISTA DE FIGURAS

Figura 1 – Atividade sísmica e localização de instalações nucleares no mundo.	38
Figura 2 – Análises de suporte para a implementação da Análise Probabilística de Segurança Sísmica.	54
Figura 3 – Processo para Análise Probabilística de Ameaça Sísmica (Probabilistic Seismic Hazard Analysis - PSHA).	55
Figura 4 – Exemplo de Curva de Ameaça Sísmica.	57
Figura 5 – Espectro de resposta uniforme de ameaça sísmica para cinco frequências anuais de excedência diferentes.	58
Figura 6 – Exemplo de desagregação para aceleração espectral (S_a) para 1Hz em um sítio em Palo Alto, Califórnia.	59
Figura 7 – Fluxograma simplificado da Análise de Fragilidade Sísmica.	63
Figura 8 – Curvas de fragilidade para um componente com $A_m = 0.87g$, $\beta_R = 0.25$, $\beta_U = 0.35$ e a curva de fragilidade composta, com $\beta_C = 0.43$	63
Figura 9 – Fluxograma simplificado do processo de implementação de uma APS Sísmica com base no guia do EPRI. Em verde, tarefas relacionadas às análises de suporte, em azul, relacionadas à APS Sísmica, e em marrom, relacionadas à revisão.	65
Figura 10 – Critérios para a análise de fragilidade baseados na capacidade.	76
Figura 11 – Exemplo de árvore de eventos principal sísmica (seismic master event tree).	82
Figura 12 – Exemplo de dependência de ramificações de falhas aleatórias e falhas induzidas por sismos.	84
Figura 13 – Exemplo de incorporação de falhas sísmicas de equipamentos e de eventos iniciadores induzidos por sismos na árvore de falhas.	85
Figura 14 – Exemplo de implementação de eventos básicos de fragilidade sísmica para a bomba HPCI 1-2302 na ramificação de fragilidade sísmica.	86
Figura 15 – Diagrama representativo do processo de quantificação do risco sísmico.	88
Figura 16 – Abordagem típica para modelagem da APS Sísmica conforme guia do EPRI.	90
Figura 17 – Curva de ameaça sísmica para o local em estudo expressa em um sistema de coordenadas log-log.	102

Figura 18 – Curva de ameaça sísmica para o local de estudo expressa em um sistema de coordenadas ln-log.....	103
Figura 19 – Árvore de eventos para o evento iniciador Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA).....	105
Figura 20 – Fluxograma de processo para o Sistema de Injeção de Emergência a Alta Pressão (SIE HP) do reator experimental em estudo.....	107
Figura 21 – Fluxograma de processo para o Sistema de Injeção de Emergência a Baixa Pressão (SIE LP) do reator experimental em estudo.....	108
Figura 22 – Fluxograma de processo para o Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR) - Trens 1 e 2 - função de resfriamento a longo prazo (LTC) do reator experimental em estudo.....	109
Figura 23 – Fluxograma de processo para o Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) - Trem 1 - função de remoção do calor do secundário (SSHR) do reator experimental em estudo.....	110
Figura 24 – Fluxograma de processo para o Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) - Trem 2 - função de remoção do calor do secundário (SSHR) do reator experimental em estudo.....	111
Figura 25 – Fluxograma de processo para o Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) - Trem 1 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP) do reator experimental em estudo.....	112
Figura 26 – Fluxograma de processo para o Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) - Trem 2 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP) do reator experimental em estudo.....	113
Figura 27 – Nível de seleção definido para os equipamentos da lista de equipamentos sísmicos (SEL) pelo espectro de resposta uniforme de ameaça (UHRS) de ANGRA.....	114
Figura 28 – Exemplo de extensão da árvore de falhas com inclusão dos eventos iniciadores %G04 e %G05 (estudo com 8 cenários deslocados) e respectivos eventos básicos de fragilidade F-PNV-2F3001-C-%G04 e F-PNV-2F3001-C-%G05.....	125
Figura 29 – Exemplo de extensão da árvore de falhas com inclusão dos eventos iniciadores %G04 e %G05 (estudo com 8 cenários equidistantes) e respectivos eventos básicos de fragilidade F-460SG-1F-015-C-%G04 e F-460SG-1F-015-C-%G05.	126
Figura 30 – Exemplo de extensão da árvore de falhas com inclusão dos eventos iniciadores %G06 e %G07 (estudo com 12 cenários deslocados) e respectivos eventos básicos de fragilidade F-HX-2156-TC1-C-%G06 e F-HX-2156-TC1-C-%G07.....	127

Figura 31 – Exemplo de extensão da árvore de falhas com inclusão dos eventos iniciadores %G06 e %G07 (estudo com 12 cenários equidistantes) e respectivos eventos básicos de fragilidade F-PSV1158-C-%G06 e F-PSV1158-C-%G07.....	128
Figura 32 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{Seismic-SLOCA}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	133
Figura 33 – Funções de distribuição acumulada e de densidade de probabilidade associadas às estimativas da $CDF_{Seismic-SLOCA}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	135
Figura 34 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{Seismic-SLOCA}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	137
Figura 35 – Funções de distribuição acumulada e de densidade de probabilidade associadas às estimativas da $CDF_{Seismic-SLOCA}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	139
Figura 36 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{Seismic-SLOCA}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	141
Figura 37 – Funções de distribuição acumulada e de densidade de probabilidade associadas às estimativas da $CDF_{Seismic-SLOCA}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).	143
Figura 38 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{Seismic-SLOCA}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	146
Figura 39 – Funções de distribuição acumulada e de densidade de probabilidade associadas às estimativas da $CDF_{Seismic-SLOCA}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).	147

LISTAS DE SIGLAS

ACUBE	Advanced Cutset Upper Bound Estimator
ANS	American Nuclear Society
APS	Análise Probabilística de Segurança
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
BDD	Binary Decision Diagram
CAFTA	Computer-Aided Fault Tree Analysis
CCDP	Conditional Core Damage Probability
CDF	Core Damage Frequency
CE	Comissão Europeia
CEUS	Central and Eastern United States
CV	Check Valve
EC	European Comission
EPRI	Electric Power Research Institute
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
FPIE	Full-Power Internal Events
FV	Fussell-Vesely
GMP	Ground Motion Parameter
GMPE	Ground Motion Prediction Equations
GMRS	Ground Motion Response Spectrum
HCLPF	High Confidence of Low Probability of Failure
IAEA	International Atomic Energy Agency
IE	Initiating event
IPEEE	Individual Plant Examination of External Events
ISLOCA	Interfacing Systems Loss-of-Coolant Accident
LERF	Large Early Release Frequency
LLNL	Lawrence Livermore National Laboratory
LOCA	Loss-of-Coolant Accident

LRF	Large Release Frequency
MCUB	Minimum Cutset Upper Bound
NEI	Nuclear Energy Institute
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
PGA	Peak Ground Acceleration
PSA	Probabilistic Safety Assessment
PSHA	Probabilistic Seismic Hazard Analysis
PWR	Pressurized Water Reactor
S_a	Spectral Acceleration
SCDF	Seismic Core Damage Frequency
SEL	Seismic Equipment List
SIET	Seismic Initiating Event Tree
SKI	Swedish Nuclear Power Inspectorate
SMA	Seismic Margin Assessment
SPRA	Seismic Probabilistic Risk Assessment
SSC	System, Structure, or Component
SSE	Safe Shutdown Earthquake
SSHAC	Senior Seismic Hazard Analysis Committee
SSI	Soil–Structure Interaction
S-SLOCA	Seismic-Small Loss-of-Coolant Accident
TMI	Three Mile Island
UE	União Europeia
UHS	Uniform Hazard Spectra
UNO	United Nations Organization
USGS	U.S. Geological Survey
U.S. NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
WENRA	Western Europe Nuclear Regulators Association

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO	22
1.1	Cenário mundial do uso da energia nuclear	23
1.2	Segurança (<i>safety</i>) de instalações nucleares	25
1.2.1	Conceitos gerais	25
1.2.2	Licenciamento de instalações nucleares	25
1.3	Análise Probabilística de Segurança (APS) de instalações nucleares	31
1.3.1	Descrição Geral	31
1.3.2	Eventos iniciadores de acidente internos e externos	36
1.3.3	Importância do estudo de eventos iniciadores externos	37
1.3.4	Instalações nucleares e a segurança em relação a eventos sísmicos	38
2	OBJETIVOS	41
3	REVISÃO DA LITERATURA	42
4	ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA SÍSMICA – REQUISITOS E DIRETRIZES VIGENTES, ANÁLISES DE SUPORTE, PROCESSO DE IMPLEMENTAÇÃO E METODOLOGIA APLICADA	49
4.1	Requisitos e diretrizes vigentes	50
4.2	Análises de suporte para o desenvolvimento da APS Sísmica	53
4.2.1	Análise de Ameaça Sísmica	53
4.2.2	Análise de Demanda Sísmica	59
4.2.3	Análise de Fragilidade Sísmica	61
4.3	Descrição Geral do Processo de Implementação da APS Sísmica e metodologia aplicada	64
4.3.1	Análise de Ameaça Sísmica para o local da instalação – Tarefa 1	66
4.3.2	Revisão dos sistemas de segurança da instalação – Tarefa 2	67
4.3.3	Desenvolvimento da lista de equipamentos sísmicos (<i>seismic equipment list - SEL</i>) da instalação – Tarefa 3	68
4.3.4	Caracterização e avaliação do solo para o local da instalação – Tarefa 4	71

4.3.5	Formação de equipe de especialistas para a revisão da APS Sísmica por pares – Tarefa 5.....	72
4.3.6	Desenvolvimento do espectro do piso e resposta estrutural da instalação-Tarefa 6	72
4.3.7	Realização da inspeção técnica (<i>walkdown</i>) na instalação – Tarefa 7	73
4.3.8	Seleção (<i>screening</i>) dos equipamentos da SEL da instalação – Tarefa 8	74
4.3.9	Avaliação de grupos de relés da instalação (<i>relay chatter</i>) – Tarefa 9	77
4.3.10	Cálculo dos parâmetros de fragilidade dos SSCs da SEL da instalação – Tarefa 10	79
4.3.11	Elaboração das árvores de eventos e árvores de falhas sísmicas – Tarefa 11...	80
4.3.12	Quantificação do risco sísmico da instalação – Tarefa 12.....	87
4.3.13	Elaboração do relatório final e documentação da APS Sísmica – Tarefa 13.....	95
5	APLICAÇÃO DO PROCESSO DE DESENVOLVIMENTO DE UMA APS SÍSMICA PARA UM REATOR EXPERIMENTAL DO TIPO PWR - ESTUDO DE CASO	97
5.1	Descrição geral do reator experimental do tipo PWR em estudo.....	97
5.2	Simplificações adotadas no estudo de caso	98
5.3	Análise de ameaça sísmica para o local da instalação em estudo – Tarefa 1	100
5.4	Revisão dos sistemas de segurança da instalação – Tarefa 2.....	103
5.5	Desenvolvimento da lista de equipamentos sísmicos (<i>seismic equipment list</i> - SEL) da instalação – Tarefa 3	105
5.6	Processo de seleção (<i>screening</i>) de componentes da SEL – Tarefa 8	114
5.7	Elaboração das árvores de falhas sísmicas – Tarefa 11.....	122
5.8	Quantificação do risco sísmico da instalação – Tarefa 12.....	129
6	ANÁLISE E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS DO ESTUDO DE CASO	130
6.1	Principais resultados da APS nível 1 para eventos internos originalmente desenvolvida para o reator experimental do tipo PWR em estudo	130
6.2	Resultados da APS Sísmica para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de aceleração espectral	131

6.3	Resultados da APS Sísmica para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes de aceleração espectral	136
6.4	Resultados da APS Sísmica para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de aceleração espectral	140
6.5	Resultados da APS Sísmica para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes de aceleração espectral.	144
6.6	Discussão dos resultados.....	148
7	CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	151
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	155
	APÊNDICE A.....	162

1 INTRODUÇÃO

O projeto de uma instalação nuclear é viável quando o risco radiológico associado à sua operação é tão baixo quanto razoavelmente exequível, em respeito ao princípio ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*). Os níveis radiológicos são avaliados na base do projeto e devem ser mantidos em um valor aceitável durante toda a vida útil da planta (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2006). Deste modo, uma análise de segurança englobando o projeto e a operação de uma instalação nuclear deve ser conduzida, na qual métodos determinísticos e probabilísticos podem ser usados.

Esta análise de segurança consiste, basicamente, de avaliações qualitativas e quantitativas das diversas ameaças à segurança que podem ocorrer ao longo da vida útil da instalação, quer seja durante os estados operacionais normais ou em condições anormais e acidentais. Com base nesta análise, pode-se consolidar a base de projeto para itens importantes à segurança assim como aprimorar procedimentos operacionais, procedimentos de emergência e diretrizes para gerenciamento de acidentes.

Do ponto de vista histórico, as análises de segurança têm sido desenvolvidas adotando-se uma abordagem determinística para a avaliação de acidentes postulados, tendo em vista a verificação da aplicação do conceito de defesa em profundidade. No entanto, a análise de segurança baseada em uma abordagem probabilística, a qual é conhecida na área nuclear pelo termo Análise Probabilística de Segurança (APS) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1983), tem sido incluída em algumas resoluções específicas emitidas por órgãos reguladores desta área.

A APS se destaca por usar uma abordagem abrangente e estruturada na identificação de eventos e avaliação dos possíveis cenários de acidentes decorrentes de eventos iniciadores e constitui todo um ferramental conceitual e matemático para que o risco associado à operação de uma instalação nuclear seja estimado quantitativamente.

Embora as falhas aleatórias de componentes e os possíveis erros humanos fossem historicamente o foco dos estudos em APS, com a evolução dos projetos de plantas nucleares em relação ao uso de sistemas passivos de

segurança, a experiência adquirida com a operação de plantas existentes e o uso de equipamentos com novas tecnologias, os riscos associados a eventos iniciadores internos de acidentes diminuiriam. Aliado a esta evolução e ao acidente ocorrido em Fukushima, houve um aumento da importância de estudos sobre o risco associado à ocorrência de eventos externos.

Em geral, as análises de eventos externos são específicas para o local e para o tipo de instalação nuclear. Estes eventos podem afetar, sobretudo, estruturas de prédios (incluindo contenção e/ou confinamento), sistemas de ventilação e ar condicionado, sistemas de resfriamento e última fonte fria, suprimento de energia elétrica, componentes de sistemas de segurança e a acessibilidade da planta (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2007).

No entanto, a estimativa de métricas de risco, tais como, *Core Damage Frequency* (CDF), cuja tradução para o idioma português é Frequência de Danos ao Núcleo, e *Large Early Release Frequency* (LERF), cuja tradução é Frequência de Grande Liberação Prematura de Radioatividade, para eventos iniciadores externos com baixa frequência de ocorrência e alto impacto na segurança da instalação nuclear ainda possui um nível alto de incertezas em razão da falta de dados observáveis e/ou realistas que possam ser considerados nos cálculos. Este é o caso da análise de segurança para eventos sísmicos, pois são eventos que desafiam continuamente a segurança de uma instalação nuclear, considerando que níveis altos de movimentos do solo induzidos por terremotos podem ser sentidos no local e nas proximidades do sítio, mas são eventos com baixa frequência de ocorrência.

Portanto, este trabalho visa mostrar as abordagens atuais quanto aos requisitos regulatórios, diretrizes vigentes e estado da arte em métodos na área de Análise Probabilística de Segurança Sísmica (APS Sísmica).

1.1 Cenário mundial do uso da energia nuclear

A transformação da energia nuclear em energia elétrica está associada a um processo de baixa emissão de dióxido de carbono aliada a uma grande capacidade energética. Essa vantagem ambiental e econômica em um cenário crescente de necessidade de fornecimento de energia elétrica “limpa” justifica a operação de instalações nucleares. Segundo a *World Nuclear Association*, a Agência Internacional de Energia da Organização para a Cooperação e

Desenvolvimento Econômico (IEA - OECD) destaca a importância da energia nuclear no atendimento às necessidades globais de energia com crescimento previsto entre 51 e 67% entre 2017 e 2040 (WORLD NUCLEAR ASSOCIATION, 2019). Além disso, existem cerca de 225 reatores de pesquisa no mundo que são utilizados para a produção de isótopos para usos médicos e industriais, estudos de neutrônica e treinamento de operação.

Segundo o *Power Reactor Information System* desenvolvido pela Agência Internacional de Energia Atômica (PRIS - IAEA) (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2020), América do Norte, Europa e Ásia apresentam a maior participação na produção de eletricidade por meio da energia nuclear. Sabe-se que os Estados Unidos da América e a França alcançaram a produção de 805 TWh e 379 TWh, em 2018, respectivamente. Alguns países estão em expansão, tais como China, Rússia e Índia, e inclusão, como Belarus, Bangladesh, Emirados Árabes Unidos e Peru, do uso da energia nuclear em suas matrizes energéticas. No Brasil, a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAEA), única central nacional para produção energética, possui três usinas nucleares, das quais duas operacionais e uma em construção. Também estão em fase de projeto dois reatores nucleares, um experimental e outro para expandir a produção nacional de radiofármacos e serviços industriais.

Após a ocorrência em 2011 do acidente nuclear de Fukushima Daiichi, no Japão, no qual houve liberação de radioatividade para o meio ambiente, decisões político-econômicas em alguns países resultaram, no entanto, no descomissionamento de centrais nucleares. Por exemplo, embora tenha sido antes de 2011, a ocorrência em Fukushima intensificou o descomissionamento das instalações nucleares na Alemanha, reduzindo de 36 para 6 centrais em operação (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2019).

De fato, a grande questão quando se trata da energia nuclear é a segurança da operação de uma instalação nuclear. A indústria e centros de pesquisas que atuam nesta área buscam sempre aprimorar a segurança nuclear, desenvolvendo novos componentes, sistemas passivos de segurança, estudos de previsão de fenômenos naturais e do impacto de fatores humanos, visando garantir e justificar o benefício da utilização desse tipo de energia.

1.2 Segurança (*safety*) de instalações nucleares

1.2.1 Conceitos gerais

O projeto de uma instalação nuclear deve garantir a proteção dos operadores, indivíduos do público e meio ambiente contra a ação deletéria da radioatividade. É obrigatório que essa garantia esteja presente desde a primeira operação, durante o manuseio e estocagem de combustíveis, e até o descomissionamento. O conceito determinístico de defesa em profundidade tem sido considerado nas bases de projeto, ratificando a filosofia de segurança em projetos de instalações nucleares como uma das mais rigorosas quando comparada a outras instalações industriais (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2006). Visando atender ao princípio de defesa em profundidade, novos materiais foram desenvolvidos, o conhecimento sobre processos de neutrônica e termodinâmica foi aprofundado, bem como foi feito o aprimoramento de sistemas de controle automáticos e manuais, e o desenvolvimento de sistemas de proteção intrinsecamente seguros.

No entanto, mesmo com esse avanço tecnológico, o entendimento e a quantificação da capacidade da instalação nuclear em suportar eventos externos, sejam simples ou combinados, sejam causados por fatores humanos ou fenômenos naturais, ainda é um desafio de projeto. Estudos probabilísticos visando identificar as incertezas envolvidas em cada tipo de evento estão, cada vez mais, sendo utilizados tanto na fase de projeto como na de operação. Além disso, análises de segurança, sejam determinísticas ou probabilísticas, precisam ser realizadas para além do atendimento a normas e códigos, mas também para a identificação de possíveis cenários ainda não postulados. Na literatura internacional, este tipo de processo é conhecido como regulamentação baseada em informação de risco (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2011).

De qualquer forma, a abordagem probabilística está cada vez mais sendo aprimorada, auxiliando no entendimento de novos cenários acidentais e fazendo parte dos processos de licenciamento de reatores.

1.2.2 Licenciamento de instalações nucleares

Normas, códigos e documentos técnicos, além de novos requisitos regulatórios têm sido desenvolvidos e aprimorados no que diz respeito à segurança

nuclear. Diversos órgãos reguladores foram criados visando o controle efetivo de instalações nucleares, sobretudo por causa do perigo intrínseco do processo de conversão de energia que utiliza material nuclear. Além disso, alguns países usam essas instalações para a produção de combustíveis para armamentos nucleares. O gerenciamento de materiais nucleares irradiados também deve passar por controle rigoroso.

Outra questão importante é a qualidade dos requisitos regulatórios, a qual deve ser estabelecida em um nível mínimo necessário para garantir as condições de segurança nuclear e radiológica sem deixar de ser exequível do ponto de vista econômico. Segundo (ALGOHARY e ALY, 2018), os países emergentes estão buscando a energia nuclear como uma das fontes principais de geração de energia e destacam a importância da atuação das organizações de suporte técnico (*Technical Support Organization* - TSO) nacionais para se atingir níveis de segurança já consolidados mundialmente. Na Tabela 1, são apresentados alguns órgãos reguladores e de cooperação existentes no mundo.

A Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), associada à Organização das Nações Unidas (UNO), promove programas de cooperação técnica entre países membros que operam instalações nucleares, coordena pesquisas de inovação, entre outras atividades. Dentre as diversas publicações que produz, as que fazem parte da IAEA *Safety Standards Series* são muito utilizadas em diversos países como recomendação ou como padrão regulatório. Um exemplo recente foi a atualização do *General Safety Guide No. GSG-12* (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2018) que aborda, entre outros assuntos, a estrutura e os processos de que um órgão regulador necessita para que suas funções e responsabilidades sejam realizadas de maneira eficiente e independente.

Os atuais instrumentos jurídicos da União Europeia (UE) para segurança nuclear e proteção radiológica estão baseados, em especial, no Tratado EURATOM (o original foi assinado em Roma, em 1957), nas Diretivas da UE para proteção radiológica e nas Diretivas da UE para a segurança nuclear. O Tratado assinado em 1957 foi substituído, em 2013, pelo *Council Directive 2013/59/Euratom*, mais completo, moderno e abrangente que o anterior. De acordo com o Tratado EURATOM, foram estabelecidos requisitos comuns na área de proteção radiológica, mas não foram definidos requisitos comuns na área de segurança

nuclear. A responsabilidade pela segurança nuclear nos países da UE tem sido e continua sendo uma “responsabilidade nacional” de cada Estado-Membro. Além disso, em 2007, a Comissão Europeia (CE) decidiu criar o *European Nuclear Safety Regulators Group* (ENSREG), que é o “Grupo Europeu de Reguladores de Segurança Nuclear”. O ENSREG é um órgão ligado à CE de autoridade independente e competente, composto por altos funcionários das autoridades reguladoras nacionais de todos os 28 Estados-Membros da UE e representantes da CE. O papel do ENSREG é ajudar a estabelecer as condições para a melhoria contínua e alcançar um entendimento comum nas áreas de segurança nuclear e gerenciamento de rejeitos radioativos. Antes da criação do ENSREG pela CE, como iniciativa espontânea, foi criada em 1999 a *Western Europe Nuclear Regulators Association* (WENRA), que é a "Associação de Reguladores Nucleares da Europa Ocidental", por iniciativa do órgão regulador Francês, para apoiar a CE no processo de entrada de novos países na União Europeia. A WENRA existe até hoje, é uma organização independente, pois não faz parte da estrutura da CE, e fornece suporte técnico e elabora objetivos comuns de segurança nuclear e requisitos harmonizados entre os membros (possui 18 membros, incluindo a Suíça e a Ucrânia).

O maior arcabouço regulamentar na área nuclear pertence aos Estados Unidos da América, representado pela *United States Nuclear Regulatory Commission* (U.S. NRC), a qual elabora políticas e requisitos regulatórios quanto à segurança de reatores e materiais nucleares. Muitos países, cujos órgãos reguladores possuem limitações no desenvolvimento de requisitos e normas, bem como no desenvolvimento de pesquisas para o aprimoramento de seus requisitos legais, utilizam como padrão normas americanas. Essa escolha se justifica pela U.S. NRC ser o órgão regulador pelo maior número de instalações nucleares em operação no mundo, acumulando assim uma sólida experiência operacional e técnica na área.

Tabela 1 – Órgãos mundiais na área nuclear.

Órgão	País	Missão
<i>Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN)</i>	Argentina	Regula e controla as atividades nucleares relacionadas à segurança radiológica e nuclear, proteção física e não proliferação nuclear.
<i>Association Vinçotte Nucleaire (AVN)</i>	Bélgica	Organização sem fins lucrativos licenciada pelas autoridades belgas no campo da segurança nuclear.
<i>Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency (ARPANSA)</i>	Austrália	Agência do governo federal responsável por proteger a saúde e a segurança das pessoas e do meio ambiente contra os efeitos nocivos da radiação (ionizante e não ionizante).
<i>Australian Safeguards and Non-Proliferation Office (ASNO)</i>		Responsável por salvaguardas nucleares, segurança nuclear e proteção física de instalações nucleares.
Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN)	Brasil	Responsável pelo licenciamento nuclear, estabelecimento de normas, controle e fiscalização de instalações nucleares no Brasil.
<i>Nuclear Regulatory Agency (NRA)</i>	Bulgária	Responsável pela regulamentação da energia nuclear, radiação ionizante e resíduos radioativos e gerenciamento de combustível irradiado.
<i>Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)</i>	Canadá	Supervisiona a maioria das atividades no Canadá envolvendo energia e materiais nucleares.
<i>Comisión Chilena de Energia Nuclear (CCHEN)</i>	Chile	Criada em 1965 para resolver os problemas associados à produção, aquisição, transferência, transporte e uso pacífico da energia nuclear e de materiais radioativos físseis e férteis.
<i>National Nuclear Safety Administration (NNSA)</i>	China	Órgão regulador nacional em segurança nuclear e proteção contra a radiação. Foi incorporada à Administração Estadual de Proteção Ambiental e, em 2008, tornou-se o Ministério de Proteção Ambiental.
<i>State Office for Nuclear Safety (SÚJB)</i>	República Tcheca	Responsável pela administração governamental e supervisão do uso da energia nuclear e proteção contra radiação.
<i>Euratom Supply Agency (ESA)</i>	União Europeia	Garante um fornecimento regular e equitativo de combustível nuclear para os usuários da UE.
<i>Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK)</i>	Finlândia	Regula o uso de energia nuclear na Finlândia e também realiza pesquisas sobre a exposição à radiação.
<i>Hungarian Atomic Energy Authority (HAEA)</i>	Hungria	Realiza o licenciamento e a supervisão regulatória das instalações nucleares.
<i>International Atomic Energy Agency (IAEA)</i>	Vienna	Serve como o fórum intergovernamental central do mundo para cooperação científica e técnica no campo nuclear. É uma agência especializada dentro do sistema da Organização das Nações Unidas.
<i>International Nuclear Law Association (INLA)</i>	Bélgica	Promove estudos e o conhecimento de problemas legais relacionados à energia nuclear. Além disso, organiza congressos, discussões, palestras, conferências e seminários.
<i>Israel Atomic Energy Commission (IAEC)</i>	Israel	Possui dois centros de pesquisa: o <i>Soreq Nuclear Research Center</i> e o <i>Shimon Peres Negev Nuclear Research Center</i> . Assessora o governo na área de política nuclear e estabelecimento de prioridades em pesquisa e desenvolvimento nuclear.

Órgão	País	Missão
<i>Nuclear Regulation Authority (NRA)</i>	Japão	Criada em 2012 como uma organização externa do Ministério do Meio Ambiente. Substituiu a <i>Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA)</i>
<i>Korea Institute of Nuclear Safety (KINS)</i>	República da Coreia	Organização de especialistas técnicos que desempenha funções regulatórias, como análises de segurança, inspeções e desenvolvimento de normas técnicas para a regulamentação de usinas nucleares e instalações radioativas.
<i>Latvian Ministry of Environmental Protection and Regional Development (VARAM)</i>	Letônia	Ministério responsável pela proteção contra radiação e segurança nuclear.
<i>Lithuanian Nuclear Power Safety Inspectorate (VATESI)</i>	Lituânia	Criada em 1991 após a independência da Lituânia para garantir que os padrões de segurança nuclear atendam aos padrões internacionais.
<i>Rostekhnadzor (Federal Service for Ecological, Technological and Nuclear Supervision)</i>	Rússia	Órgão federal de supervisão do governo russo para uso de energia nuclear.
<i>Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic (UJD)</i>	República Eslovaca	Supervisiona a segurança das instalações nucleares, incluindo gerenciamento de rejeitos radioativos, gerenciamento de combustível irradiado e outras etapas do ciclo de combustível.
<i>Council for Nuclear Safety (CSN)</i>	Espanha	Supervisiona a segurança nuclear e a proteção contra radiação na Espanha e é independente do governo central.
<i>Swedish Radiation Safety Authority (SSM)</i>	Suécia	Responsável pela regulamentação da segurança nuclear, proteção contra radiação e não proliferação nuclear.
<i>Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI)</i>	Suíça	Órgão regulador suíço responsável pela segurança nuclear e segurança das instalações nucleares.
<i>Office of Atoms for Peace (OAP)</i>	Tailândia	Responsável por pesquisa e desenvolvimento em tecnologia nuclear e regulamentação da segurança nuclear e da proteção contra radiação. Em 2006, suas funções de pesquisa nuclear foram transferidas para o Instituto de Tecnologia Nuclear da Tailândia.
<i>Nükleer Düzenleme Kurumu (NDK)</i>	Turquia	Criada em 2018 para assumir o papel de regulador em segurança nuclear da <i>Turkish Atomic Energy Authority (TAEK)</i> . Responsável por fazer recomendações de política nuclear, estabelecer e operar centros de pesquisa nuclear, preparar o esboço do Plano Nacional de Gerenciamento de Resíduos Radioativos.
<i>Office for Nuclear Regulation (ONR)</i>	Reino Unido	Empresa pública que ficou independente em abril de 2014 e é responsável por regular a segurança e a proteção nuclear em todo o Reino Unido.
<i>Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC)</i>	Estados Unidos da América	Agência independente criada sob a Lei de Reorganização da Energia de 1974 para garantir a proteção adequada da saúde e segurança pública, defesa e segurança comuns e meio ambiente no uso de materiais nucleares no país.
<i>Vietnam Agency for Radiation and Nuclear Safety (VARANS)</i>	Vietnã	Agência do Ministério da Ciência e Tecnologia que auxilia o Ministro a cumprir as funções de garantir a segurança nuclear e de proteção à radiação e a segurança de material nuclear.

Fonte: *World Nuclear Association*.

No Brasil, o órgão responsável pela regulamentação, licenciamento e controle da energia nuclear no país é a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). A CNEN é uma autarquia federal criada em 1956 que, a partir de 1974, tornou-se a autoridade reguladora na área nuclear no Brasil. A missão da CNEN é garantir o uso seguro e pacífico da energia nuclear, desenvolver e disponibilizar tecnologias nucleares e correlatas, visando o bem-estar da população. Dentre as responsabilidades da CNEN, estão incluídas a emissão e o cumprimento de normas e posições regulatórias em segurança nuclear. A CNEN tem um conjunto extenso de normas em vigor, as quais possuem *status* de Normas Técnicas. O arcabouço regulamentar da CNEN é obrigatório. Em 2018, foi criada a Agência Naval de Segurança Nuclear e Qualidade (AgNSNQ) que tem o propósito de atuar como órgão regulador e fiscalizador, a fim de contribuir para a segurança nuclear, de meios navais e suas instalações de apoio, e para a garantia da qualidade no desenvolvimento tecnológico de produtos e sistemas navais de defesa (ACERVO ARQUIVÍSTICO DA MARINHA DO BRASIL, 2017). Conforme o Protocolo de Intenções Mútuas (PIM) nº 20304/2018-001/00 (BRASIL, 2018), a AgNSNQ e a CNEN firmaram parceria estratégica e definição de diretrizes em comum para o licenciamento de instalações e meios navais com propulsão nuclear. Desta forma, a AgNSNQ obteve por meio da Lei nº 13.976/2020 o amparo legal para elaborar o arcabouço regulatório necessário para o licenciamento de meios navais dotados de propulsão nuclear e transporte de combustível nuclear (BRASIL, 2020). No entanto, permanece a atuação da CNEN para licenciamento de instalações nucleares militares terrestres.

A norma que regulamenta o processo geral de licenciamento de instalações nucleares é a Norma CNEN-NE-1.04 / Resolução CNEN 15/02 de dezembro de 2002 (COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, 2002). Este processo envolve, necessariamente, a solicitação pelo requerente, e a emissão pela CNEN, dos seguintes atos:

- (a) Aprovação do Local;
- (b) Licença de Construção;
- (c) Autorização para utilização de material nuclear;
- (d) Autorização para Operação Inicial; e
- (e) Autorização para Operação Permanente.

Assim, a construção de uma nova instalação em um local aprovado só pode ser iniciada após a concessão de uma Licença de Construção ou de uma licença parcial de construção. Além disso, em um dos requisitos estabelecidos na Norma CNEN-NE-1.04 (COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, 2002) a CNEN exige que o requerimento de Licença de Construção venha acompanhado de um conjunto de documentos que inclui um Relatório Preliminar de Análise de Segurança (RPAS). Do mesmo modo, para conceder a autorização para operação, a qual deve ser requerida em duas etapas complementares (a primeira relativa à operação inicial e a segunda à entrada em operação em caráter permanente), a CNEN exige que o requerente forneça informações sobre o cronograma preliminar para cada fase de operação, com prazos e datas estimadas para o seu início e término, e submeta um conjunto de documentos que inclui o Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS). O RPAS e o RFAS são relatórios que devem conter informações que descrevam a instalação, apresentem as bases de projeto, os limites de operação e uma análise de segurança da instalação como um todo.

É importante destacar que a partir de 2011, quando ocorreu o acidente de Fukushima Daiichi, os requisitos para detalhamento das informações necessárias para o licenciamento ou renovação de licença de uma instalação nuclear ficaram cada vez mais rigorosos. Em 2012, a U.S. NRC, de acordo com o 10 CFR 50.54 e recomendações associadas com a *Fukushima Near-Term Task Force* (NTTF) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2012), solicitou que cada licenciado reavaliasse os riscos sísmicos em seus locais usando os requisitos e diretrizes vigentes da U.S. NRC, e atualizasse a identificação de ações tomadas ou planejadas para lidar com vulnerabilidades específicas da planta associadas aos riscos sísmicos.

Portanto, as análises de acidentes por meio da abordagem probabilística, que é mais abrangente e complementa a abordagem determinística, têm sido intensamente utilizadas visando identificar falhas existentes nos projetos novos e em instalações em operação.

1.3 Análise Probabilística de Segurança (APS) de instalações nucleares

1.3.1 Descrição Geral

A Análise Probabilística de Segurança (APS) é considerada por analistas de segurança como uma ferramenta fundamental em processos de tomada de

decisão baseada em informação do risco. A APS consiste em determinar todos os fatores que contribuem de modo significativo para os riscos radiológicos decorrentes de uma instalação ou atividade e avaliar em que medida o projeto está balanceado e atende aos critérios probabilísticos de segurança, caso tenham sido definidos. Além disso, um estudo de APS pode ser realizado para (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2016a) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2009):

- demonstrar, por meio de uma análise sistemática, que o projeto da instalação atende aos objetivos gerais de segurança;
- demonstrar que o projeto da instalação está balanceado de tal forma que nenhuma característica particular ou evento iniciador postulado apresente uma contribuição desproporcional ou uma incerteza significativa para o risco, e que os níveis de defesa em profundidade (núcleo e contenção) são capazes de garantir a segurança nuclear;
- demonstrar que pequenos desvios nos parâmetros operacionais da instalação, que poderiam dar origem a um comportamento anormal severo, são evitados por meio da atuação de dispositivos de segurança previstos no projeto;
- avaliar as probabilidades de ocorrência de estados severos de danos ao núcleo e os riscos de grandes liberações de radioatividade para o ambiente externo que envolvam falha da contenção e exijam uma resposta imediata em termos de preparação para emergências fora do sítio;
- avaliar as frequências de ocorrência de eventos externos e suas consequências na operação da instalação, dando ênfase a eventos externos específicos do local em que se encontra a instalação;
- identificar sistemas para os quais melhorias de projeto ou modificações nos procedimentos operacionais podem reduzir as frequências de acidentes severos ou mitigar suas consequências;
- avaliar a adequação dos procedimentos de emergência da instalação; e
- verificar a conformidade com metas probabilísticas de segurança, caso tenham sido definidas.

Neste ponto, é importante citar que a APS pode ser desenvolvida em três níveis. No primeiro nível da APS, são avaliados os cenários que tem origem em um evento iniciador e que podem progredir a um acidente com danos ao núcleo do reator, causado por uma sucessão de falhas nos sistemas de segurança da instalação e/ou erros do operador na execução de procedimentos operacionais. Na APS Nível 1, a probabilidade do evento indesejável é estimada por uma métrica de risco, que geralmente é a frequência de danos ao núcleo, ou CDF. Com base nos resultados desta análise, é possível identificar pontos fortes e deficiências dos sistemas de segurança da instalação e propor melhorias no projeto destes sistemas e/ou nos procedimentos operacionais e de emergência da instalação. Existe uma extensão do estudo neste nível, chamado de nível 1+, que inclui além da quantificação da CDF, orientações para avaliar o status dos sistemas de contenção e mitigação que podem afetar o transporte de radionuclídeos para fora das instalações.

O segundo nível da APS consiste na avaliação das características do material radioativo que poderá ser liberado em decorrência de um determinado acidente com danos ao núcleo do reator e da probabilidade deste material ser liberado para fora da instalação. O principal resultado da APS nível 2 é o cálculo dos termos fonte, os quais são agrupados de acordo com os seguintes parâmetros: quantidade de material liberado, duração da liberação e a frequência de liberação de cada radionuclídeo gerado. Na APS nível 2, a métrica de risco normalmente usada é a frequência de grande liberação prematura de radioatividade, conhecida pelo acrônimo LERF e é possível incluir nesta métrica, também, avaliações sobre a liberação de grande quantidade de radioatividade oriundas de fontes de radiação localizadas fora do núcleo do reator, como por exemplo, o combustível armazenado na piscina de combustível usado. Esta análise proporciona um conhecimento adicional sobre a importância dos sistemas de contenção e/ou confinamento da instalação e permite propor melhorias nos procedimentos associados ao gerenciamento de acidentes.

Na APS nível 3, desenvolvida com base nos resultados obtidos na APS nível 2, são avaliadas as consequências do acidente nuclear para a saúde dos trabalhadores e da população em geral, bem como os riscos ambientais (em função da frequência e consequência), tais como contaminação do solo, da água e de alimentos.

De um modo geral, pode-se dizer que o escopo de uma APS é definido pelo nível de análise a ser atingido (nível 1, 2 ou 3) e pelos demais desafios incluídos na análise (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2018a) que são:

- métricas utilizadas na caracterização do risco (frequência de danos ao núcleo, frequência de grandes liberações de radioatividade, etc.);
- estados operacionais da instalação para os quais o risco deve ser avaliado (plena potência, baixa potência e desligamento);
- causas de eventos iniciadores que podem potencialmente desafiar e interromper o funcionamento normal da instalação: eventos iniciadores internos e grupos de eventos internos e externos; e
- fontes de radiação presentes na instalação: além do combustível localizado no núcleo do reator, podem também ser consideradas na APS outras fontes, tais como o combustível retirado do núcleo durante a recarga e o combustível armazenado na piscina de combustível irradiado.

No que diz respeito ao nível de detalhe da APS, é importante frisar que este deve ser adequado ao uso e às aplicações previstas para este estudo, sabendo-se que a APS pode ter diferentes aplicações dependendo da fase da vida da instalação (projeto, construção, operação, extensão da vida útil e descomissionamento). Deste modo, o nível de detalhe da APS pode variar à medida que o projeto e a operação da instalação são modelados; a experiência específica da instalação é incorporada aos modelos e aos dados de entrada da análise; e o realismo é incorporado nas análises que refletem a resposta esperada da instalação nas condições abordadas. Assim, a APS elaborada durante a fase de projeto da instalação não terá o mesmo nível de detalhe que a APS de uma instalação que já tenha vários anos de experiência operacional.

O primeiro documento a apresentar o desenvolvimento de uma APS para usinas nucleares comerciais com reatores refrigerados a água leve foi o relatório *The Reactor Safety Study*, conhecido pela sigla WASH-1400 (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1975), publicado em 1975 e elaborado por um comitê de especialistas a serviço da *United States Nuclear Regulatory*

Commission (U.S.NRC). Inicialmente, este relatório sofreu várias críticas da comunidade nuclear, mas após o acidente na usina nuclear Three Mile Island (TMI) em março de 1979, passou a ser uma tradição aplicar este tipo de estudo em avaliações de segurança das instalações nucleares de potência americanas.

Desde a década de 1980, a APS tem sido aprimorada no que diz respeito à metodologia, bases de dados, programas computacionais para cálculos e procedimentos de revisão. Organizações internacionais com reconhecida experiência na área nuclear têm publicado normas, guias e documentos técnicos que abordam o desenvolvimento de estudos de APS para instalações nucleares (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1983) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1984) (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 1993) (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2010a) (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2010b) (ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT / NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2012).

No Brasil, o desenvolvimento de estudos probabilísticos de segurança teve início na década de 1980. Naquela época, três organizações - CNEN, COPPE (Instituto Alberto Luiz Coimbra de Pós-Graduação e Pesquisa de Engenharia, da Universidade Federal do Rio de Janeiro) e FURNAS (concessionária de energia elétrica) - trabalharam juntas no desenvolvimento de uma APS simplificada para a usina nuclear ANGRA-1. ANGRA-1 foi a primeira unidade a ser construída no sítio da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA), em Angra dos Reis, no Estado do Rio de Janeiro (RJ). A revisão 0 deste estudo probabilístico foi concluída em setembro de 1984 (COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, 1985), porém, poucos anos depois, este estudo foi descontinuado e um novo projeto de APS para ANGRA-1 foi conduzido por especialistas de FURNAS. Em 1993, a CNEN emitiu o documento NT-GEDRE-01/92, intitulado “Diretrizes Reguladoras para Elaboração e Uso de uma Análise Probabilística de Segurança (APS) para ANGRA-1” (COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, 1993). Inicialmente, este guia foi desenvolvido para ser aplicado ao caso específico da usina ANGRA-1. No entanto, sua aplicação às demais unidades instaladas no sítio da CNAAA, ou seja, ANGRA-2 (em operação) e ANGRA-3 (em construção), foi endossada pela CNEN em vários documentos oficiais.

Ao longo destas últimas décadas, a CNEN tem procurado aprimorar seu arcabouço regulamentar na área de APS por ter reconhecido que estudos de APS atingiram uma maturidade técnica que permite que estes sejam usados, cada vez mais, em processos de tomada de decisão sobre questões envolvendo segurança nuclear, ou seja, regulamentação baseada em informação de risco (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2011). Assim, para que um determinado estudo de APS seja considerado em questões regulatórias, o órgão regulador deve verificar a adequação técnica deste estudo, o uso de métodos consolidados, a abordagem realista adotada na modelagem da instalação e a qualidade dos dados de entrada usados na análise. Por outro lado, para a organização responsável pela operação da instalação nuclear, a APS pode ser usada continuamente como uma ferramenta importante no gerenciamento do risco desta instalação, conforme exigido na Norma CNEN-NE-1.26 (COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, 1997). Em qualquer caso, a definição dos objetivos da APS e de suas possíveis aplicações é fundamental para determinar o escopo e o nível de detalhe exigidos para este tipo de estudo.

1.3.2 Eventos iniciadores de acidente internos e externos

No que diz respeito aos eventos iniciadores de acidente a serem considerados na APS, é importante apresentar as definições dos termos “Eventos Internos” e “Eventos Externos”, conforme apresentadas no *Specific Safety Guide No. SSG-3* publicado pela IAEA (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2010a).

Os eventos internos são eventos originados em fontes localizadas no sítio, tanto interna como externamente aos prédios da instalação, tais como incêndios internos, inundações internas, mísseis internos, acidentes de transporte no sítio e liberação de substâncias tóxicas de instalações de estocagem situadas no sítio.

Já os eventos externos são eventos originados fora do sítio da instalação, tais como eventos sísmicos, incêndios externos (incêndios em florestas ou em áreas que circundam o sítio), enchentes ou alagamentos externos, ventos fortes e mísseis induzidos por ventos fortes, acidentes com meios de transportes fora do sítio, vazamentos de substâncias tóxicas de unidades de estocagem localizadas fora do sítio e condições climáticas severas. Além disso, os eventos

externos podem ser classificados como naturais ou induzidos pelo homem, tais como inundações costeiras, condições climáticas extremas, explosões de gás transportado por caminhão. Também podem surgir eventos combinados quando dois ou mais eventos externos que têm uma probabilidade não desprezível de ocorrer simultaneamente, como por exemplo, ventos fortes e níveis altos de água do mar e chuva; e queda de um avião no momento de um temporal severo.

1.3.3 Importância do estudo de eventos iniciadores externos

Em geral, o escopo mínimo exigido para um estudo de APS é o desenvolvimento da APS nível 1, análise de danos ao núcleo do reator pela ocorrência de eventos iniciadores internos e que podem ocorrer durante a operação da instalação. No entanto, para que se possa realizar uma avaliação mais abrangente do risco associado a um acidente com danos ao núcleo do reator, é necessário que sejam considerados na APS nível 1 todos os grupos de eventos, internos e externos, que ameaçam a operação normal da instalação e que podem gerar eventos iniciadores de acidente, assim como a análise da instalação nos modos de operação a plena e baixa potência e no modo de desligamento.

Mesmo com o surgimento de gerações de reatores mais aprimoradas em termos de engenharia, a preocupação com a segurança da instalação em relação à ocorrência de eventos externos aumentou significativamente após o acidente ocorrido em Fukushima Daiichi, no Japão, em 2011. Isto implicou na necessidade de se desenvolver:

- (a) uma abordagem sistemática para determinar os eventos mais relevantes para um determinado sítio;
- (b) melhores métodos para avaliar a magnitude potencial e a probabilidade de alguns destes eventos; e
- (c) melhores métodos para avaliar seus impactos nos sistemas e estruturas das instalações nucleares.

De qualquer forma, existem eventos externos que sempre devem ser analisados em razão de sua complexidade e por apresentar características específicas para um determinado local. Este é o caso dos eventos sísmicos, os quais dependem das características locais do solo e da recorrência de movimentos do solo na região. A análise desses eventos requer um registro histórico de

ocorrências para aumentar a precisão dos cálculos de previsão. Em determinadas regiões com baixa sismicidade, pela baixa frequência de ocorrência, as incertezas envolvidas impõem um peso relevante nos resultados de uma APS Sísmica.

Além das particularidades associadas aos eventos sísmicos, esses podem se apresentar de modo combinado com outro tipo de evento. Um evento sísmico, por exemplo, pode originar um tsunami, que conseqüentemente pode deslocar embarcações para a área de uma instalação nuclear ou provocar deslizamento de terra seja pelo movimento do solo, seja pelo impacto do tsunami nas elevações próximas à região. Essas combinações incrementam o nível de complexidade no estudo desses fenômenos.

Portanto, métodos sistemáticos para a elaboração de uma APS para eventos sísmicos são necessários.

1.3.4 Instalações nucleares e a segurança em relação a eventos sísmicos

Embora o mapa mostrado na Figura 1 seja de um cenário de 2011, é possível visualizar as regiões onde se concentraram os principais eventos sísmicos registrados, que são geralmente no encontro de placas tectônicas (escala crescente de frequência de recorrência: verde, amarelo e vermelho), e a localização de instalações nucleares, indicadas por pontos azuis dentro do círculo preto pontilhado, próximos a locais críticos (em vermelho).

Figura 1 – Atividade sísmica e localização de instalações nucleares no mundo.

Fonte: http://maptd.com/map/earthquake_activity_vs_nuclear_power_plants/, 2011.

A propagação de ondas mecânicas no solo decorrente de uma grande liberação de energia de um evento sísmico desafia continuamente a segurança de uma instalação nuclear. Podem danificar não apenas componentes ativos de uma instalação nuclear, mas também estruturas que, em condições normais, têm probabilidades extremamente baixas de falha. Estes eventos geram modos de falha específicos que não são abordados nos modelos de sequências acidentais para outros eventos iniciadores. Além de originar um grande impacto espacial, danificando várias estruturas, sistemas redundantes e sítios com várias plantas nucleares, atenuar o efeito de um evento sísmico pode exigir ações mais complexas do que as tomadas para mitigar outros eventos iniciadores. Além disso, os estudos de eventos sísmicos compreendem incertezas maiores, que se propagam desde as análises da ameaça sísmica do local e da fragilidade dos sistemas, estruturas e componentes (SSCs) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1975).

O acidente nuclear mais recente ocorrido em 2011 na central nuclear Fukushima Daiichi, no Japão, gerenciada pela operadora Tokyo Electric Power Company (TEPCO), foi originado pela combinação de dois eventos externos, terremoto seguido por tsunami. Neste acidente, a inundação provocada por ondas gigantes desabilitou os sistemas de segurança necessários para o resfriamento do núcleo e, conseqüentemente, ocorreu liberação de radionuclídeos para o meio ambiente.

A vulnerabilidade destas instalações nucleares em solo japonês ocorrida em 2011 mobilizou as agências reguladoras no mundo todo a exigir a revisão da base de projeto pelas operadoras de reatores nucleares a fim de verificar e quantificar o risco causado por eventos sísmicos.

Diversos resultados de aplicações de metodologias determinísticas e probabilísticas têm sido gerados desde então em publicações científicas sobre eventos sísmicos. Entretanto, a complexidade dos estudos aumenta quando se trata de regiões de baixa sismicidade, onde a falta de dados históricos dificulta a previsão de recorrência sísmica nesses locais. Desta forma, estudos técnicos aprofundados nesses tipos de regiões devem ser realizados. Comparações entre estudos de regiões de baixas sismicidade também podem ser realizadas para verificação de métodos de previsão de eventos sísmicos.

De qualquer forma, a Análise Probabilística de Segurança para eventos sísmicos, ou APS Sísmica, possui um papel importante na quantificação do risco sísmico de uma instalação nuclear.

2 OBJETIVOS

A APS tem sido incluída em algumas resoluções específicas emitidas pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), que é a autoridade reguladora na área nuclear no Brasil. Desta forma, é muito importante que as organizações operadoras de instalações nucleares no Brasil planejem o desenvolvimento desta análise e possuam uma equipe capacitada para conduzi-la adequadamente. Além disso, é importante que no escopo da APS seja incluída a contribuição de acidentes induzidos por eventos externos na avaliação global da segurança da planta.

Em especial, o desenvolvimento da Análise Probabilística de Segurança Sísmica (APS Sísmica) permite que seja avaliada a frequência de danos ao núcleo (CDF) e a frequência de grande liberação prematura de radioatividade (LERF) considerando acidentes na planta induzidos por eventos sísmicos.

Deste modo, os objetivos deste trabalho de mestrado são:

- apresentar um levantamento dos requisitos regulatórios e diretrizes vigentes, bem como uma avaliação de metodologias atualmente aplicadas no desenvolvimento da APS Sísmica de instalações nucleares; e
- implementar, de modo simplificado, a APS Sísmica para uma planta nuclear experimental do tipo *Pressurized Water Reactor* (PWR), em fase de projeto, localizada na região sudeste do Brasil.

A implementação simplificada consiste na aplicação da metodologia de quantificação da frequência de danos ao núcleo (CDF) para o caso específico de ocorrência de um acidente de pequena perda de refrigerante (*Small Loss of Coolant Accident* - SLOCA) induzido por evento sísmico na planta nuclear em estudo.

É importante destacar que a APS Sísmica envolve estudos interdisciplinares nas áreas de geologia, sismologia, geofísica, estatística e engenharia. Desta forma, neste trabalho, são abordadas simplificadamente as atividades a serem desenvolvidas, os pontos chave e dificuldades na execução de cada fase da metodologia, seus principais resultados e a contribuição dos eventos sísmicos na quantificação da CDF de uma planta nuclear experimental em fase de projeto localizada no Estado de São Paulo, Brasil.

3 REVISÃO DA LITERATURA

Os guias, relatórios técnicos e artigos científicos que abordam o tema da análise de segurança de instalações nucleares em relação a eventos externos e, em especial, documentos que tratam da Análise Probabilística de Segurança Sísmica (APS Sísmica) ganharam mais importância nesta última década. Este fato se deve à ocorrência do acidente na central nuclear Fukushima Daiichi, em 2011, no Japão (INTERNATIONAL AGENCY ENERGY ATOMIC, 2015).

A maioria dos órgãos reguladores no mundo, seguindo recomendações de organizações internacionais, solicitaram aos operadores de instalações nucleares uma reavaliação da segurança destas instalações no que diz respeito à ocorrência de eventos externos, e, em especial eventos sísmicos (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2011) (EUROPEAN NUCLEAR SAFETY REGULATORS GROUP, 2011). Em alguns casos, houve a necessidade de se aplicar uma metodologia de APS para dar suporte a algumas decisões regulatórias.

A norma mais importante na área de APS é a norma ASME/ANS RA-Sa-2013, elaborada pela *The American Society of Mechanical Engineers* e que faz parte do conjunto de normas do *American National Standards Institute* (AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, 2013). Esta norma contém requisitos de alto nível e requisitos de suporte que devem ser cumpridos no desenvolvimento da APS nas fases de projeto, licenciamento, aquisição, construção, operação e manutenção de plantas nucleares de potência. A Parte 5 da norma da ASME aborda requisitos aplicáveis à APS para eventos sísmicos, considerando a instalação nuclear operando a plena potência. A U.S. NRC exige que os estudos de APS submetidos a este órgão regulador sigam os requisitos estabelecidos na norma da ASME (AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, 2013). Para tanto, alguns guias regulatórios (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2018a) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2009) e guias de procedimentos (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1984) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1983) são recomendados aos requerentes que forem elaborar a APS. Além disso, a U.S. NRC publica os guias que serão seguidos pelo *staff* do órgão regulador para revisão da APS submetida (UNITED STATES

NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2015). Vários laboratórios e institutos de pesquisa dão apoio técnico para a U.S. NRC, promovendo pesquisas e desenvolvendo métodos para os tópicos de interesse do órgão regulador norte americano. Dentre estes institutos, pode-se destacar o *Electric Power Research Institute* (EPRI). Muitos relatórios e guias do EPRI acabam se tornando a base para o desenvolvimento das análises.

Tanto a norma da ASME (AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, 2013) quanto todos os guias de APS mais importantes publicados anteriormente ao acidente de Fukushima, como, por exemplo, os guias de procedimentos (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1984) e (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1983) publicados pela U.S. NRC, os guias de APS publicados pela IAEA (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2010a) e (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2010b), e outros, já apresentavam as diretrizes e procedimentos para se efetuar a análise para eventos externos, e em especial para eventos sísmicos. Porém, a necessidade de usar a APS Sísmica como apoio a tomada de decisão, exigiu uma reavaliação destas diretrizes e procedimentos, na tentativa de se estabelecer uma base comum e uma metodologia consolidada que pudessem ser adotadas em vários países.

A U.S. NRC, em 1991, publicou o *Supplement 4 to Generic Letter (GL) 8 8-20, "Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities*, 10 CFR 50.54(f)," (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1991a) e o NUREG-1407, *"Procedure and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities."* (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1991b), solicitando aos operadores licenciados americanos a identificação de todas as vulnerabilidades das instalações a acidentes graves induzidos por eventos externos, principalmente sísmicos, incêndios internos, ventos fortes e inundações, visando implementar melhorias na segurança exequíveis economicamente.

Em 2010, o EPRI executou um projeto piloto e elaborou o relatório *"Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review"* (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2010), baseado nas análises realizadas conforme diretrizes para IPEEE e que tinha como um dos objetivos verificar o atendimento

aos requisitos da categoria II da norma ASME / ANS RA-Sa-2009 (AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, 2009). Neste projeto piloto, foram aplicadas as recomendações do guia "*Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide*" (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2003). No entanto, foi concluído que haveria grande demanda de recursos para atender todos requisitos da categoria II da norma ASME (AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, 2009).

Ainda nos EUA, após o acidente de Fukushima Daiichi, visando atender ao 10 CFR 50.54 (f) e às recomendações da força tarefa criada pela U.S. NRC denominada *Fukushima Near-Term Task Force* (NTTF), o EPRI publicou o relatório 1025287, "*Seismic Evaluation Guidance: Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic.*" (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013a). O SPID foi usado para comparar o risco sísmico reavaliado com o risco da base do projeto das centrais nucleares norte americanas. Como exemplo, na revisão realizada para as unidades 1 e 2 da *North Anna Power Station* (NAPS), concluiu-se que o *ground motion response spectra* (GMRS), um dos resultados gerados na caracterização sísmica local, excedeu o espectro de resposta sísmica de base do projeto na faixa de 1 a 10 Hz e, portanto, uma avaliação probabilística de risco sísmica foi requerida pelo órgão regulador (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2018b).

Em 2013, o EPRI atualizou o guia específico de implementação da APS Sísmica (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b), o qual tem sido usado na maioria das APSs Sísmicas de plantas nucleares de potência desenvolvidas desde então. O guia é completo e abrangente, define o passo a passo de um projeto de implementação de APS Sísmica e apresenta com detalhes a metodologia que deve ser aplicada em cada tarefa. O EPRI também é desenvolvedor de programas computacionais na área de APS e possui em seu catálogo o código CAFTA (*Computer Aided Fault Tree Analysis System*), usado nas análises das centrais norte americanas e outras (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2009). O pacote denominado CAFTA *suite* possui vários programas e módulos, permitindo ao analista e usuário aplicar os métodos necessários para a quantificação do risco associado a uma central, risco este que pode ser expresso

pelas métricas *Core Damage Frequency* (CDF) e *Large Early Release Frequency* (LERF).

A APS Sísmica desenvolvida para a central de North Anna (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2018b), nos EUA, foi a principal referência de APS Sísmica estudada para este trabalho e cujo conteúdo está acessível ao público pela internet.

No Brasil, a APS Sísmica para a unidade 2 da CNAAA, Angra-2, foi incluída em uma das condicionantes apresentadas pela CNEN, associadas à concessão da licença de operação permanente desta instalação. A APS Sísmica de Angra-2 foi entregue à CNEN pela Eletronuclear, organização operadora de Angra-2, está em avaliação pelo órgão regulador e não está disponível para consulta pública.

No que diz respeito às iniciativas em países da UE, a participação do *Nordic PSA Group* (NPSAG) em pesquisas na área de APS gerou, em 2003, o relatório intitulado “SKI Report 02:27 - *Guidance for External Events Analysis*” (KNOCHENHAUER e LOUKO, 2003), o qual apresenta a metodologia de identificação e avaliação sistemática de eventos externos, sequências e diversas condições que podem levar a um acidente com liberação de radioatividade. Essa pesquisa, além de estabelecer requisitos para melhorar a eficiência na aplicação da APS, apresenta critérios para a seleção (*screening*) de eventos externos para análise aprofundada, fazendo parte dos requisitos regulatórios do *Swedish Radiation Safety Authority Regulatory Code* (SSMFS) (SWEDISH RADIATION SAFETY AUTHORITY, 2009). Este guia é importante, pois estabelece critérios e diretrizes para uma seleção mais cuidadosa de eventos externos, simples ou combinados, que sejam relevantes à instalação e ao local em estudo.

Após o acidente de Fukushima Daiichi, a Comissão Europeia, por meio do Grupo Regulador Europeu de Segurança Nuclear (*European Nuclear Safety Regulators Group* - ENSREG), também solicitou uma reavaliação das centrais nucleares dos seus Estados-Membros em relação à segurança contra eventos externos, os denominados “*Stress Tests*”, baseados em uma abordagem determinística (EUROPEAN NUCLEAR SAFETY REGULATORS GROUP, 2011). Nestes testes, foram examinadas a resiliência das centrais nucleares europeias contra eventos externos, tais como terremoto ou inundação, e a resposta da planta em caso de perda parcial ou total da fonte fria final de dissipação do calor ou perda

do suprimento de energia elétrica. Nesta revisão, concluiu-se que o nível de robustez das plantas analisadas era suficiente, mas, para muitas plantas, alguns reforços na segurança nuclear foram definidos para enfrentar a possibilidade de ocorrerem eventos além da base de projeto.

O projeto denominado *Advanced Safety Assessment Methodologies - Extended PSA* (ASAMPSA_E), iniciado em 2013 e concluído em 2017 (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017a), contou com a participação de 28 organizações da área nuclear de países da União Europeia e foi coordenado pelo *Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire* (IRSN), sediado na França. Este projeto foi conduzido na sequência das atividades realizadas durante os “*Stress Tests*”, pois teve como propósito confirmar por meio de uma APS estendida, o alto nível de robustez das centrais nucleares após a implementação dos reforços de segurança citados acima. Cabe citar que APS estendida abrange: (i) a avaliação da contribuição para o risco total da instalação de todas as fontes de radioatividade presentes na instalação, além do núcleo do reator. Neste caso, acidentes envolvendo o armazenamento de combustível nuclear usado devem ser incluídos na análise; (ii) a análise para os diferentes estados operacionais da instalação (plena potência, baixa potência e desligamento); (iii) a análise da contribuição de todos os eventos iniciadores de acidentes, internos e externos, simples ou combinados, que impactam a instalação nuclear; e (iv) a interação entre instalações nucleares localizadas em um mesmo sítio. O propósito principal desse projeto foi verificar a eficiência da metodologia de APS na identificação de riscos relevantes presentes na interação de uma instalação nuclear com a região em que está localizada. Com base nos resultados desse projeto, foram geradas recomendações técnicas para analistas de APS e para a comunidade de especialistas da área nuclear (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017b) (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017d) (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017d) (EUROPEAN COMMISSION, 2016).

De forma geral, em uma APS Sísmica estendida, devem ser destacados pontos importantes como a estruturação de métodos específicos para avaliar probabilidades de eventos induzidos por sismos, tais como incêndios internos ou inundações internas, ou seja, avaliar a correlação de eventos induzidos e além de

considerar a interação entre unidades de um mesmo sítio. Além disso, destacar a abordagem de compatibilização de requisitos determinísticos com as suposições adotadas no desenvolvimento da APS, como por exemplo a extensão do tempo de missão e a acessibilidade das áreas da instalação após a ocorrência do evento sísmico. Os processos de seleção de equipamentos com base na contribuição para o risco sísmico também podem ser mais rigorosos do que os métodos baseados na capacidade sísmica. Por fim, o projeto ASAMPSA_E destaca a utilização do processo de implementação da APS Sísmica descrita no guia do EPRI (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

No que se refere às análises de suporte para o desenvolvimento da APS Sísmica, um número grande de trabalhos sobre Análise de Ameaça Sísmica, Análise do Espectro de Resposta do Solo e Análise de Fragilidade Sísmica de SSCs foram elaborados, tendo em vista o aprimoramento dos modelos de previsão de movimentos do solo e a incorporação e análise das incertezas associadas aos dados observados.

Dentre os artigos levantados, ganham destaque: *“Why Do Modern Probabilistic Seismic-Hazard Analyses Often Lead to Increased Hazard Estimates?”* (2006) (BOMMER e ABRAHAMSON, 2006) onde foi demonstrada a importância da variabilidade nos cálculos de previsão de movimento do solo, em que exerce importante influência no cálculo do risco sísmico local. O artigo de revisão é aplicado na análise de ameaça sísmica. No artigo publicado em 2015, intitulado *“A SSHAC Level 3 Probabilistic Seismic Hazard Analysis for a New-Build Nuclear Site in South Africa”* (BOMMER, COPPERSMITH, *et al.*, 2015), são apresentados dados sobre a análise de ameaça sísmica realizada para uma região na África do Sul, considerada como uma região de sismicidade semelhante ao Sudeste do Brasil. O estudo foi realizado em um nível maior de detalhamento comparado ao estudo brasileiro, seguindo requisitos definidos pela U.S. NRC em *“Updated Implementation. Guidelines for SSHAC. Hazard Studies”* (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2018c). No artigo intitulado *“Component fragility for use in PSA of nuclear power plant”* (BASU, RAVINDRA e MIHARA, 2015) foi apresentada a modelagem da fragilidade de componentes para eventos sísmicos, vento e inundação. As metodologias de cálculos de parâmetros de fragilidade também são apresentadas. O artigo é aplicado na análise de demanda

e fragilidade sísmica. Em “*Probabilistic seismic hazard analysis for a nuclear power plant site in southeast Brazil*” (ALMEIDA, ASSUMPÇÃO, et al., 2019), a análise de ameaça sísmica na região Sudeste do Brasil foi descrita e seus resultados apresentados por meio de curvas de ameaça sísmica, espectro de resposta uniforme local e desagregação. Nesta publicação foram apresentadas metodologias para identificar e quantificar as incertezas do fenômeno sísmico local. Este artigo publicado em 2018 tomou por base um trabalho de análise desenvolvido após o acidente de Fukushima Daiichi, pois a CNEN, seguindo as recomendações mundiais neste assunto, solicitou uma revisão da segurança contra eventos sísmicos das unidades da CNAEA. Na época em que foi exigida a APS de Angra-1, a CNEN não solicitou que a APS para eventos externos fosse incluída no escopo da análise (COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, 1993). Para o caso das análises de segurança de Angra-2 e Angra-3 esta exigência foi estabelecida na forma de condicionantes durante os processos de licenciamento.

Finalmente, com relação à metodologia para APS Sísmica, o guia do EPRI “*Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide*” (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) é o mais consolidado em termos de fundamentos das análises de suporte implementação do processo, quantificação do risco sísmico, exemplo de utilização de códigos computacionais, revisão por pares e documentação de relatórios.

É importante destacar, também, o livro intitulado “*Seismic risk analysis of nuclear power plants*” (XIE, NI e WEI, 2019), que é uma publicação recente na qual são apresentados os cálculos analíticos envolvidos em uma APS Sísmica para plantas nucleares, abrangendo as análises de suporte e a quantificação do risco sísmico com base em métodos no estado da arte. Neste livro são apresentados estudos de caso para cada análise de suporte e para a APS Sísmica.

4 ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA SÍSMICA – REQUISITOS E DIRETRIZES VIGENTES, ANÁLISES DE SUPORTE, PROCESSO DE IMPLEMENTAÇÃO E METODOLOGIA APLICADA

De forma geral, como requisitos iniciais para a quantificação do risco sísmico com o uso da APS Sísmica exige a disponibilidade da modelagem da APS nível 1 para eventos internos e das seguintes análises de suporte: análise de ameaça sísmica, que identifica a frequência de ocorrência de eventos sísmicos de diferentes intensidades e locais; análise de demanda sísmica, que realiza o cálculo da resposta estrutural da planta baseado em eventos sísmicos; e análise de fragilidade sísmica, que identifica a suscetibilidade dos SSCs a uma dada intensidade de sismo. Estas análises de suporte são efetuadas por especialistas de cada área. A qualidade dos resultados gerados nas análises de suporte define a qualidade da APS Sísmica.

Em seguida, para se identificar o impacto na instalação nuclear, é realizada a expansão dos modelos de árvores de eventos e de árvores de falhas da APS nível 1 para inclusão de eventos iniciadores induzidos por sismos.

Neste contexto, é importante destacar que:

- além das falhas induzidas por sismos, as demais falhas aleatórias devem ser consideradas;
- o processo de desenvolvimento da APS Sísmica é iterativo, pois tanto o estudo evolutivo do fenômeno sísmico no local de interesse quanto às probabilidades de falha de SSCs podem alterar as sequências acidentais ou a avaliação de componentes para melhor entendimento de suas características de fragilidade; e
- a realização de uma inspeção técnica por especialistas, conhecido como *walkdown* na instalação, contribui de modo significativo para o esforço de se verificar a resposta real da instalação. Esta atividade, além de verificar a adequação entre o projeto (*design*) e a construção (*as-built*), permite que sejam detectadas possíveis interações físicas de SSCs que em um determinado cenário sísmico podem originar sequências de falhas ainda não identificadas.

O cálculo da métrica de risco escolhida (CDF, para a APS nível 1 e/ou LERF/LRF, para a APS nível 2) é feita com base na fragilidade da planta (curvas

de fragilidade) e na probabilidade de ocorrência de eventos sísmicos (curvas de ameaça sísmica), principais resultados gerados pelas análises de suporte.

4.1 Requisitos e diretrizes vigentes

Dentre as referências pesquisadas, a norma ASME/ANS RA-Sb-2013 (AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, 2013) da Sociedade Norte-americana de Engenheiros Mecânicos (*American Society of Mechanical Engineers* - ASME), utilizada internacionalmente, apresenta requisitos de alto nível para a abordagem sísmica em uma APS.

Em complemento, foram reproduzidos na Tabela 2, das referências bibliográficas deste trabalho e ordenadas por data, guias que se destacam por apresentar requisitos e diretrizes, assim como procedimentos ou melhores práticas adotadas para a implementação da APS Sísmica, incluindo a elaboração das análises de suporte e análise de incertezas. São sugeridas, mas não referenciadas neste trabalho, referências como leitura de apoio. Desta forma, as referências são identificadas na Tabela 2 pelos seguintes assuntos:

- Requisitos e diretrizes: fornecem requisitos e diretrizes para a execução de tarefas específicas na área de APS e APS Sísmica;
- Análise de suporte: tratam sobre as análises necessárias para a implementação de APS Sísmica, como Análise de Ameaça Sísmica, Análise de Demanda Sísmica e Análise de Fragilidade Sísmica. As análises de suporte são discutidas no item 4.2;
- Implementação APS Sísmica: são as referências que apresentam metodologia e detalhamento das tarefas envolvidas para a implementação da APS Sísmica em instalações nucleares. Além das referências citadas, são apresentadas, ao longo deste trabalho, outras referências complementares importantes;
- Análise de incertezas: referências que tratam sobre as incertezas envolvidas nas análises de suporte e implementação da APS Sísmica; e
- Leitura de Apoio: são referências não citadas neste trabalho, mas complementar ao estudo na área APS Sísmica.

Tabela 2 – Referências bibliográficas utilizadas neste trabalho ordenadas por ano.

Ano	Assunto	Referência		
		Instituição	Número padrão	Título
1983	Requisitos e diretrizes	U.S. NRC	NUREG/CR-2300 Volume 2	<i>PRA Procedures Guide</i>
1991		EPRI	EPRI NP-6041-SRL1	<i>A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin</i>
1993		IAEA	TECDOC-724	<i>Probabilistic safety assessment for seismic events</i>
1994	Análise de suporte	EPRI	EPRI 103959	<i>Methodology for Developing Seismic Fragilities</i>
1997		U.S. NRC	NUREG/CR-6372	<i>Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts</i>
2001	Requisitos e diretrizes	SQUG	ADAMS No. ML040560263	<i>Generic Implementation Procedure (GIP) for Seismic Verification of Nuclear Power Plant Equipment, Revision 3A</i>
2002	Análise de suporte	EPRI	EPRI 1002988	<i>Seismic Fragility Application Guide</i>
2003		SKI	SKI Report 02:27	<i>Guidance for External Events Analysis</i>
2009	Leitura de Apoio	ENSI	ENSI-A05/e	<i>Guideline for Swiss Nuclear Installations: Probabilistic Safety Analysis (PSA): Quality and Scope.</i>
		IAEA	IAEA Safety Guide NS-G-2.13	<i>Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations.</i>
	Requisitos e diretrizes	U.S. NRC	REGULATORY GUIDE 1.200, Revision 2	<i>An approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities</i>
EPRI		EPRI 1020756	<i>Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review</i>	
		IAEA	Specific Safety Guide No. SSG-3	<i>Development and Application of Level 1 PSA for Nuclear Power Plants</i>
Análise de suporte			IAEA SSG-9	<i>Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations</i>
2011	Leitura de Apoio	EPRI	EPRI Report 1022997	<i>Identification of External Hazards for Analysis in Probabilistic Risk Assessment.</i>
2012	Requisitos e diretrizes	NEI	NEI 12-13	<i>External Hazards PRA Peer Review Process Guidelines.</i>
		EPRI	EPRI 1025294	<i>A Preliminary Approach to Human Reliability Analysis for External Events PRA with a Focus on Seismic.</i>
	EPRI 1026511		<i>Practical Guidance on the Use of Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Applications with a Focus on the Treatment of Uncertainty.</i>	
	Requisitos e diretrizes		EPRI 1025286	<i>Seismic Walkdown Guidance for Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.3: Seismic.</i>
2013	Requisitos e diretrizes	EPRI	EPRI 1025287	<i>Seismic Evaluation Guidance: Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic.</i>

Ano	Assunto	Referência		
		Instituição	Número padrão	Título
2013	Implementação APS Sísmica		EPRI 3002000709	<i>Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide</i>
2013	Leitura de Apoio	BAKER, J. W.	Baker_(2013)_Intro_to_PSH A_v2	<i>An introduction to Probabilistic Seismic Hazard Analysis</i>
2016	Implementação APS Sísmica	EC	Grant agreement No: 605001 for Coordination and support action - ASAMPSA_E	<i>ASAMPSA_E Advanced Safety Assessment: Extended PSA - Fission-2013-2.1.2-Consequences of combination of extreme external events on the safety of Nuclear Power Plants (NPPs)</i>
2016	Leitura de Apoio	IAEA	(IAEA Safety Reports Series nº89	<i>Diffuse seismicity in seismic hazard assessment for site evaluation of nuclear installations</i>
2017	Implementação APS Sísmica	IRSN	ASAMPSA_E /WP22/D50.15-1/ 2017-33 volume 2	<i>Guidance document on practices to model and implement SEISMIC hazards in extended PSA - Volume 2 (SEISMIC hazards modelling in extended PSA).</i>
2017	Requisitos e diretrizes	IRSN	IRSN ASAMPSA_E, D30.7/2017-31, volume 2	<i>Methodology for Selecting Initiating Events and Hazards for Consideration in an Extended PSA</i>
	Análise de incertezas	U.S. NRC	NUREG-1855 Rev 1	<i>Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decisionmaking - Final Report</i>
2018	Análise de suporte		NUREG 2213	<i>Updated Implementation. Guidelines for SSHAC</i>

Fonte: Autor.

4.2 Análises de suporte para o desenvolvimento da APS Sísmica

Os elementos técnicos necessários para o desenvolvimento de uma APS Sísmica ainda são analiticamente sofisticados e requerem amplo julgamento de especialistas de diversas áreas. No *U.S. NRC Regulatory Guide 1.200* (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2018a) são apresentadas algumas diretrizes para se verificar a adequação técnica mínima de uma APS para que esta possa ser usada em tomadas de decisão regulatórias. Dentre os requisitos exigidos, a Análise de Ameaça Sísmica, a Análise de Demanda Sísmica, e a Análise de Fragilidade Sísmica são necessárias e consideradas como análises de suporte (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (XIE, NI e WEI, 2019) para a APS Sísmica. Na Figura 2, é ilustrada a integração das análises de suporte.

4.2.1 Análise de Ameaça Sísmica

A análise de ameaça sísmica fornece estimativas da probabilidade de ocorrência de movimentos do solo em um local específico. Os cenários de risco sísmico, incluindo o estudo das incertezas envolvidas nos dados sobre locais, magnitudes, taxas de ocorrência de terremotos e variações das características do movimento do solo, são identificados e quantificados por meio de uma *Probabilistic Seismic Hazard Analysis* (PSHA). Em termos gerais, são realizadas as caracterizações das origens sísmicas e dos movimentos do solo. Os principais resultados gerados em uma PSHA são: a curva de ameaça sísmica do local, nas quais são apresentados valores de frequência de excedência anual para diferentes acelerações do solo; e o espectro de resposta do solo, no qual são apresentadas, para uma família de frequência de osciladores em função de um parâmetro de movimento do solo, as frequências de excedência anual.

A PSHA desempenha um papel essencial na modelagem das incertezas epistêmicas envolvidas no estudo de previsão de eventos sísmicos, seja para regiões de alta sismicidade ou para regiões de sismicidade difusa. As incertezas na determinação do *Safe Shutdown Earthquake* (SSE), potencial máximo de terremotos para o qual certas estruturas, sistemas e componentes importantes para a segurança são projetados para sustentar e permanecer funcionais, podem ser consideradas nos cálculos realizados na PSHA. No entanto, as premissas adotadas e a metodologia aplicada em uma PSHA dependem da configuração tectônica do

local e da caracterização adequada dos parâmetros de entrada para a análise, tornando-a específica para uma área ou para um conjunto de áreas da mesma origem sísmica (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017b) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2007b).

Figura 2 – Análises de suporte para a implementação da Análise Probabilística de Segurança Sísmica.

Fonte: Adaptado e traduzido de (XIE, NI e WEI, 2019).

Em termos gerais, para se identificar todos os possíveis eventos sísmicos e movimentos de solo resultantes, juntamente com as probabilidades de ocorrência associadas, uma PSHA pode ser realizada. O processo geral de uma PSHA é apresentado na Figura 3 e segue as etapas abaixo (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (XIE, NI e WEI, 2019) (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c):

Figura 3 – Processo para Análise Probabilística de Ameaça Sísmica (*Probabilistic Seismic Hazard Analysis - PSHA*).

Fonte: Adaptado e traduzido de (ALMEIDA, ASSUMPÇÃO, *et al.*, 2019).

Tratamento dos dados de entrada para os cálculos efetuados na PSHA

O fenômeno sísmico é analisado com base em seu histórico temporal, caracterização de fontes sísmicas e geologia local. Duas caracterizações são realizadas: origem sísmica e movimento do solo. No primeiro caso, os registros históricos qualitativos e instrumentais de eventos sísmicos e falhas na região de interesse são coletados e tratados.

Inicialmente, as magnitudes dos dados históricos são homogeneizadas para a chamada Magnitude de Momento (M_w), que é a medida da magnitude de um terremoto em função do seu momento sísmico (medida do trabalho realizado pelo terremoto). Em seguida, um algoritmo é usado para excluir registros de terremotos anteriores e posteriores ao principal, necessário para representar o movimento do solo dominante.

Os demais eventos principais são agrupados em zonas de origem sísmica, servindo de base para a determinação das relações magnitude-frequência, distribuição de probabilidade de magnitude e modelo de recorrência do terremoto. Na segunda parte, são estudadas as características físicas e mecânicas de regiões semelhantes ao local de interesse para a montagem da espinha dorsal (*backbone*) da análise, na qual são atribuídos pesos de opinião de especialistas (escalonamento) a fim de quantificar as incertezas envolvidas do fenômeno. O *backbone* geralmente é formado pela definição das áreas sismogênicas identificadas anteriormente, relações de recorrência em cada área e equações de previsão de movimento do solo (*ground motion prediction equations* - GMPEs). Após a montagem do *backbone* (estruturação da GMPEs escalonadas), as GMPEs compatíveis com o sítio de interesse são selecionadas por meio de avaliação de especialistas.

No final de cada caracterização, as incertezas da magnitude do terremoto, localização e movimento do solo são combinadas, usando o teorema da probabilidade total, através de modelos de árvores lógicas. É uma técnica usada para identificar e estimar as incertezas epistêmicas associadas à falta de conhecimento sobre processos sísmicos, características de sismicidade e movimentos do solo na região específica em estudo. Para sua construção e geração de resultados, os pesos são definidos com base em avaliações realizadas por vários especialistas, tomando-se por base um banco de dados específico.

Cálculo da ameaça sísmica

Com base nas árvores lógicas desenvolvidas para as caracterizações realizadas na etapa anterior, são definidas as magnitudes máxima e mínima para a integração de dados. Os resultados da PSHA são gerados por meio da combinação dos ramos das árvores lógicas, usando-se códigos computacionais específicos como por exemplo (GLOBAL EARTHQUAKE MODEL, 2020) e (EVALUACIÓN DE RIESGOS NATURALES Y ANTROPOGÉNICOS SA DE CV, 2017).

Resultados da análise de ameaça sísmica

A curva de ameaça sísmica é um dos resultados mais importante em uma análise de ameaça sísmica. Conforme apresentada na Figura 4, consiste em um gráfico cuja abcissa representa um parâmetro de movimento do solo (*ground motion parameter* - GMP) e a ordenada representa a frequência anual com que o valor observado deste GMP é excedido (*annual frequency of exceedance* - AFE). Uma curva de ameaça sísmica é composta pela curva média e seus percentis de incerteza (5, 15, 85 e 95%). Uma curva de ameaça é desenvolvida para cada fonte sísmica. A curva final de ameaça sísmica representa a soma das taxas nas quais um determinado nível de GMP é excedido em cada área da fonte sísmica.

Figura 4 – Exemplo de Curva de Ameaça Sísmica.

Fonte: Autor.

Outro resultado importante é o espectro de resposta uniforme de ameaça sísmica (*Uniform Hazard Response Spectra – UHRS*), apresentado na Figura 5, é obtido com base em curvas de ameaça sísmica médias derivadas de um GMP em frequências de múltiplas respostas, de modo que cada valor de aceleração tenha a mesma AFE. O UHRS é usado para obter o espectro de resposta do movimento do solo (GMRS), que, por sua vez, é usado como entrada para o cálculo da carga sísmica estrutural. Além disso, são obtidos espectros de resposta na direção vertical, já que a propagação das ondas mecânicas sísmicas acontece em todas as direções. Por fim, também é gerada uma família de espectros de respostas com amortecimento que serão utilizados para cálculos estruturais específicos.

Figura 5 – Espectro de resposta uniforme de ameaça sísmica para cinco frequências anuais de excedência diferentes.

Fonte: Autor.

Na realização de um PSHA, podem ser identificados cenários de fontes sísmicas e terremotos que mais contribuem em uma estimativa de ameaça específica. Para isso, utiliza-se a desagregação. As curvas de ameaça sísmica mostram o efeito combinado de todas as magnitudes (M), distâncias (R) e desvios padrão (ϵ) no cálculo da probabilidade de um GMP exceder um determinado valor observado. Com base nessas curvas, é difícil identificar combinações específicas, ou seja, cenários de eventos M , R e ϵ , que mais contribuem para a ameaça sísmica. Uma prática comum é decompor a probabilidade total de excedência em diferentes graus de magnitude e distância. Isso permite uma melhor identificação dos eventos

de controle, isto é, os subconjuntos de eventos sísmicos. Um exemplo de desagregação é mostrado na Figura 6.

Figura 6 – Exemplo de desagregação para aceleração espectral (S_a) para 1Hz em um sítio em Palo Alto, Califórnia.

Fonte: (BAKER, 2013).

4.2.2 Análise de Demanda Sísmica

A próxima etapa da análise é realizada para se determinar as demandas ou entradas sísmicas para SSCs importantes da planta em termos de espectro de resposta do piso (*Floor Response Spectra* - FRS). Esta análise está diretamente relacionada à determinação das fragilidades dos SSCs.

Um fenômeno sísmico consiste em uma grande liberação de energia em forma de onda e movimento. Geralmente, os GMPs usados para caracterizar esse movimento são a máxima aceleração do solo (*peak ground acceleration* - PGA) ou aceleração espectral (*spectral acceleration* - S_a). Em projetos de reatores nucleares que exigem qualificação sísmica pelo menos para os SSCs que exercem funções de segurança, a determinação das intensidades dos fenômenos sísmicos em um determinado local de interesse é fundamental para o dimensionamento estrutural, afetando diretamente o custo de construção. É obrigatório demonstrar a capacidade sísmica das estruturas e dos equipamentos por elas abrigados. (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2007a). A interação de uma estrutura civil sob ação sísmica pode atenuar ou ampliar a aceleração do movimento base.

Do ponto de vista da engenharia, o dano deve ser caracterizado em termos de intensidade associada a um GMP, geralmente o PGA.

Para verificar os efeitos do solo que está sob a ação de um evento sísmico em um local de interesse, é preciso analisar as suas características. A caracterização geológica gerada na Análise de Ameaça Sísmica, especificamente na PSHA local, fornece as informações necessárias para esta tarefa. Amplificações de aceleração na fundação de uma instalação nuclear podem ocorrer em virtude de diferentes materiais (diferentes módulos de elasticidade) presentes no solo. Para reduzir efeitos indesejados, como a amplificação de acelerações na estrutura de edificações levando a falhas de equipamentos, recomenda-se que a fundação seja construída sobre um material competente (rocha) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2007a). Assim, pode-se considerar que, aproximadamente, o movimento do solo (rocha competente) será o mesmo da fundação, simplificando os cálculos da estrutura.

Os modelos dinâmicos de elementos finitos das estruturas de uma instalação nuclear são elaborados e as respostas das estruturas nos locais desejados são determinadas por análise estrutural dinâmica. Se a planta for fundada no solo (ausência de rocha competente), a interação solo-estrutura deve ser considerada ao realizar análises estruturais dinâmicas (XIE, NI e WEI, 2019).

Uma análise da resposta do local é realizada para avaliar os efeitos das condições do solo em movimentos induzidos por terremotos em um nível de elevação específico, como superfície livre ou nível de fundação, por causa da propagação de ondas de cisalhamento no solo. Dessa forma, os resultados gerados nessa análise são considerados como dados de entrada para a Análise de Demanda Sísmica, que é a análise da resposta da estrutura com base no terreno em estudo. A Tabela 3 mostra os principais cálculos envolvidos nessas duas análises: a análise de resposta do local e a análise de demanda sísmica.

Tabela 3 – Cálculos realizados nas análises de resposta do local e demanda sísmica.

Análise	Cálculos
Resposta local	<ul style="list-style-type: none"> • Desenvolvimento de entradas de movimentos de solo na rocha sã correspondente; • Estabelecimento de modelo geotécnico para o sítio; • Cálculo de funções de amplificação e de propriedades do solo compatíveis com deformação; • Determinação de curvas de ameaça sísmica no nível da fundação; • Determinação do GMRS e dos espectros de resposta de entrada da fundação (<i>Foundation Input Response Spectra - FIRS</i>).

Análise	Cálculos
Demanda sísmica	<ul style="list-style-type: none"> • Modelagem de Estruturas; • Métodos de histórico temporal, direto e de escala, para gerar espectros de resposta do piso (FRS) • Geração de FRS considerando a interação solo-estrutura (<i>Soil-Structure Interaction</i> - SSI)

Fonte: Adaptado e traduzido de (XIE, NI e WEI, 2019).

Finalmente, a demanda sísmica usada para dimensionar os SSCs da instalação determina os cálculos de capacidade estrutural e FRS. O último termo consiste em um conjunto de espectros de resposta para cada nível da estrutura, considerando as suas características inerentes (rigidez à massa). O FRS é uma das principais entradas para qualificar itens internos da estrutura, como tubos, válvulas, painéis elétricos, etc. Assim, todos os itens sísmicos terão a carga sísmica apropriada para o seu dimensionamento e qualificação.

4.2.3 Análise de Fragilidade Sísmica

Consiste no cálculo da fragilidade sísmica de SSCs. Seu modelo baseia-se em uma distribuição de probabilidade lognormal, representando a probabilidade condicional de que o dano a um SSC exceda um estado limite especificado para um determinado nível de movimento do solo. Existem duas abordagens para o cálculo da fragilidade sísmica: (1) método de separação de abordagem variável; (2) método híbrido baseado em margem de falha determinística conservativa (*Conservative Deterministic Failure Margin* - CDFM) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 1991) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 1994) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2002). Tomando-se por base o cálculo dos parâmetros de fragilidade, são geradas curvas de fragilidade e permite o cálculo da Capacidade de Baixa Probabilidade de Falha com Alta Confiança (*High Confidence Low Probability of Failure* - HCLPF) para uso na análise de margens sísmicas (*Seismic Margins Analysis* - SMA).

Após a modelagem da demanda sísmica estrutural descrita na seção anterior, é necessário identificar a fragilidade da planta, ou seja, a probabilidade de falha dos SSCs para um determinado nível de parâmetro de movimento do solo (PGA [g] ou Sa [g]).

A fragilidade sísmica de um SSC é dada pela Equação 1:

$$F(A) = P[SSC \text{ failure} | GMP = a] \quad (1)$$

com:

- A = capacidade de aceleração do solo dos SSCs; e
- a = valor do GMP.

Em virtude da falta de conhecimento da capacidade sísmica real dos SSCs, as incertezas associadas ao projeto, análise, teste de qualificação e construção podem ser expressas apenas em termos probabilísticos e representadas por uma curva de fragilidade (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2002).

O modelo básico de fragilidade apresentado na Equação 2 está baseado em uma distribuição de probabilidade lognormal (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b):

$$P_{F|a,Q} = \Phi \left(\frac{\ln \left(\frac{a}{A_m} \right) + \beta_U \Phi^{-1}(Q)}{\beta_R} \right) \quad (2)$$

com os seguintes parâmetros:

- $P_{F|a,Q}$ = Probabilidade condicional de falha de um equipamento dada uma aceleração do solo a em um nível de confiança escolhido Q ;
- a : valor do GMP;
- A_m : capacidade mediana de aceleração do solo;
- β_R : desvio padrão associada à aleatoriedade inerente da resposta;
- β_U : desvio padrão associada ao desconhecimento da resposta estrutural e incertezas na capacidade;
- Q é o nível de confiança desejado associado à variabilidade da incerteza; e
- Φ : a função de distribuição acumulada gaussiana padrão.

A curva de fragilidade média é calculada usando-se a Equação 3:

$$P(a) = \Phi \left(\frac{\ln \left(\frac{a}{A_m} \right)}{\beta_c} \right) \quad (3)$$

com uma variabilidade composta calculada por meio da Equação 4:

$$\beta_C = \sqrt{\beta_R^2 + \beta_U^2} \quad (4)$$

O processo simplificado da Análise de Fragilidade Sísmica, incluindo as atividades efetuadas na Análise de Demanda Sísmica, pode ser representado pelo fluxograma da Figura 7.

Figura 7 – Fluxograma simplificado da Análise de Fragilidade Sísmica.

Fonte: Adaptado e traduzido de (XIE, NI e WEI, 2019).

Um dos objetivos principais da análise de fragilidade sísmica é o cálculo de parâmetros de fragilidade A_m , β_R e β_U para o SSCs em análise. A partir deles é possível gerar uma família de curvas de fragilidade como apresentado na Figura 8.

Figura 8 – Curvas de fragilidade para um componente com $A_m = 0.87g$, $\beta_R = 0.25$, $\beta_U = 0.35$ e a curva de fragilidade composta, com $\beta_C = 0.43$.

Fonte: Traduzido de (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

Conforme mostrado na Figura 8 e usando-se a Equação 2, a probabilidade condicional de falha P_f para uma aceleração de 0,87g e nível de confiança 95% é igual a 0,79. O intervalo de confiança de 5% a 95% da probabilidade condicional de falha para um GMP de 0,6g varia de 0 a 0,79. Uma curva de fragilidade média é obtida usando a Equação 3, porém substituindo β_R pela variabilidade composta β_C , calculada por meio da Equação 4. A capacidade média de aceleração do solo A_m e suas estimativas de variabilidade β_R e β_U são avaliadas levando-se em consideração as margens de segurança inerentes às previsões de capacidade, análise de respostas e qualificação de equipamentos (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2002).

Finalmente, um indicador da capacidade sísmica de SSC ou da planta, chamado de Capacidade de Baixa Probabilidade de Falha com Alta Confiança (HCLPF). É definido como o nível de terremoto para o qual se pode afirmar com alta confiança que os SSCs terão uma baixa probabilidade de falha. É um parâmetro importante em análise de fragilidade sísmica baseado em estudos de margem sísmica e usado como critério para excluir da análise componentes de alta capacidade sísmica (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b), com base na revisão de critérios de qualificação sísmica e qualificação por meio da inspeção técnica. A capacidade HCLPF [g] é calculada para um determinado parâmetro de movimento no solo, correspondendo ao valor de probabilidade P_f na curva de fragilidade média.

A Equação 5 é utilizada para o cálculo da HCLPF, tomando-se por base os parâmetros de fragilidade A_m e β_C :

$$\text{Capacidade HCLPF} = A_m e^{[-2.33(\beta_C)]} \quad (5)$$

com os seguintes parâmetros:

- A_m : capacidade mediana de aceleração do solo; e
- β_C : variabilidade composta.

4.3 Descrição Geral do Processo de Implementação da APS Sísmica e metodologia aplicada

O processo de implementação da APS Sísmica descrito neste trabalho segue, essencialmente, o guia de implementação de APS Sísmica do EPRI

(ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b). Este processo consiste em tarefas, não necessariamente sequenciais, que envolvem as análises de suporte, o desenvolvimento da APS Sísmica propriamente dita e as tarefas de revisão dos relatórios elaborados, conforme o fluxograma mostrado na Figura 9.

É importante destacar que uma extensão deste processo, conhecida por APS Sísmica estendida (*Extended Seismic PSA*), foi criada para abranger cenários com ameaças correlacionadas e combinação de eventos induzidos. Além disso, a interação entre instalações nucleares localizadas em um mesmo sítio e a inclusão na análise de fontes radioativas além do combustível localizado no núcleo do reator também fazem parte da melhoria deste processo (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c).

As etapas do processo de implementação da APS Sísmica serão descritas nas subseções a seguir, incluindo as referências específicas em que podem ser encontrados os requisitos e diretrizes necessários, metodologias empregadas recentemente na indústria, além de trabalhos científicos que mostram resultados recentes na área.

Figura 9 – Fluxograma simplificado do processo de implementação de uma APS Sísmica com base no guia do EPRI. Em verde, tarefas relacionadas às análises de suporte, em azul, relacionadas à APS Sísmica, e em marrom, relacionadas à revisão.

Fonte: Adaptado de (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

4.3.1 Análise de Ameaça Sísmica para o local da instalação – Tarefa 1

Considerada como uma análise de suporte (ver seção 4.2.1), a Análise de Ameaça Sísmica deve ser realizada por uma equipe especializada e consiste, basicamente, na caracterização do local quanto à frequência de ocorrência de eventos sísmicos em função de um GMP, geralmente aceleração máxima no solo (PGA) ou aceleração espectral (S_a). Os principais resultados da análise são: as curvas de ameaça sísmica e respectivas curvas de confiança, isto é, percentis 5, 15, 50, 85, 95% e mediana (50%); o espectro de resposta uniforme de ameaça (UHRS), curvas geradas em função do GMP e uma família de frequências que serão utilizadas na análise de demanda sísmica; e a desagregação, em que são identificados os eventos sísmicos de controle para cada origem sísmica.

A análise de ameaça sísmica, por se tratar de um estudo do fenômeno sísmico local, envolve incertezas que podem ser classificadas em dois tipos (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (XIE, NI e WEI, 2019):

- *aleatórias* (β_r), relacionadas à aleatoriedade específica do fenômeno físico, sendo caracterizadas por um parâmetro de dispersão intrínseco ao fenômeno e cujo nível não pode ser reduzido; e
- *epistêmicas* (β_u), relacionadas à falta de conhecimento ou à diferença de interpretação incluídas no processo de modelagem e avaliação.

É importante destacar que o estudo da ameaça sísmica deve incluir, além da área em que a planta está localizada, áreas externas que contenham formação natural ou outras instalações industriais que estejam sujeitas a colapso ou falhas e que possam ameaçar os SSCs que exercem funções de segurança na instalação nuclear (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c).

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 1

A análise de ameaça sísmica é específica para um determinado local e seus resultados podem variar entre unidades de um mesmo sítio. Além disso, diferentes julgamentos de especialistas são utilizados para avaliação do fenômeno sísmico local e refletem diretamente na sensibilidade das curvas de ameaça sísmica e no espectro de resposta (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1997) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY

COMMISSION, 2018c). Outra questão diz respeito à qualidade dos resultados gerados na análise de suporte, o critério de discretização dos cenários sísmicos e a identificação das frequências que representam cada intervalo discretizado. Isso pode ter influência direta e irá influenciar na quantificação da ameaça sísmica local e tornar a análise severa como por exemplo a definição de um SSE elevado, exigindo a aquisição de componentes mais robustos ou até inviabilizando a construção da instalação nuclear (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1997).

Portanto, nesta tarefa existe um conjunto de incertezas que devem ser propagadas adequadamente para a quantificação correta da ameaça sísmica. É importante destacar também, que avaliações realizadas no passado e definidas em guias como padrão do local precisam ser revisadas à medida que dados importantes são coletados na busca por resultados menos conservadores (BOMMER e ABRAHAMSON, 2006).

4.3.2 Revisão dos sistemas de segurança da instalação – Tarefa 2

Considerando as árvores de falhas e árvores de eventos modelados na APS nível 1 para eventos internos, os analistas de segurança devem identificar os eventos iniciadores que podem ser induzidos por eventos sísmicos. Esta tarefa pode ser iniciada paralelamente à Tarefa 1. Os sistemas que exercem as funções de controle de reatividade, remoção de calor do núcleo, e confinamento/contenção de materiais radioativos devem ser revisados. Além disso, esta revisão deve incluir SSCs que apresentam baixa probabilidade de ocorrência para falhas aleatórias, mas que, na ocorrência de um cenário sísmico, podem entrar em colapso/falha ou danificar SSCs que exercem as funções de segurança supracitadas.

Dentro do contexto dos cenários sísmicos, a identificação de ameaças correlacionadas faz parte do escopo desta tarefa. Segundo (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c), deve-se considerar uma matriz de ameaças potenciais sismotectônicas correlacionadas com:

- outras ameaças sismotectônicas, como liquefação do solo induzido por vibração do movimento do solo;

- ameaças hidrológicas e inundações, como tsunami, obstrução de rios;
- eventos meteorológicos, como avalanche de neve;
- geológicas, como instabilidade de encostas;
- ameaças externas de origem humana, como liberação de substâncias químicas; e
- eventos internos, como incêndios, inundações e queda de componentes pesados.

Os efeitos adversos de outras instalações nucleares localizadas no mesmo sítio ou vizinhança, outras fontes de radioatividade além do núcleo do reator e os diversos modos de operação (*at-power*, *low-power*, e *shutdown*) das instalações devem ser levados em consideração na avaliação dos sistemas.

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 2

A identificação inicial de eventos iniciadores induzidos por cenários sísmicos deve ser realizada sem restrições de modo a abranger todos os potenciais cenários acidentais. Como os eventos sísmicos podem impactar diversos SSCs, suas correlações com outros eventos iniciadores devem ser consideradas. Portanto, a identificação e o estabelecimento de critérios de avaliação de cenários sísmicos e suas correlações com outros eventos devem ser feitos por meio de métodos sistemáticos (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c).

4.3.3 Desenvolvimento da lista de equipamentos sísmicos (*seismic equipment list* - SEL) da instalação – Tarefa 3

Nesta tarefa devem ser identificados os equipamentos cujo colapso ou falha podem interferir na integridade estrutural/funcional dos SSCs que exercem funções de segurança, além da identificação dos SSCs que exercem essas funções diretamente. Embora seja possível, a avaliação de todos os SSCs de uma instalação nuclear pode tornar-se inexequível, sendo necessário realizar uma seleção (*screening*) de itens que necessitam ser avaliados e modelados em tarefas posteriores e, principalmente, no desenvolvimento da análise de fragilidade (Tarefa 10) e análise de sistemas (Tarefas 11 a 13). Os componentes modelados na APS nível 1 ou APS nível 1+ podem ser considerados como um conjunto inicial para

análise (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b). Um dos objetivos principais é identificar quais componentes ao experimentar os efeitos de cenários sísmicos irão falhar em sequências acidentais induzidas por sismos identificadas na Tarefa 2.

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 3

A elaboração da SEL preliminar e a seleção (*screening*) dos componentes a serem avaliados devem ser realizados por analistas de sistemas, os quais identificarão os SSCs envolvidos em sequências acidentais com consequências radiológicas, e analistas estruturais/fragilidade, os quais identificarão os modos de falhas significativos, curvas de fragilidade e distribuição de frequências de respostas dos componentes.

A lista inicial dos componentes deve ser cautelosamente reduzida com base em características de capacidade sísmica (HCLPF), inexistência de falhas decorrentes da interação com outros componentes em cenários acidentais sísmicos e capacidade de manter a integridade estrutural/funcional para determinados níveis de demanda sísmica (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2002).

É importante destacar que a interação entre os analistas é essencial também para verificar quais componentes podem ou não ser agrupados, a fim de quantificar suas fragilidades. Por exemplo, bombas hidráulicas com mesmas características técnicas, porém fixadas em diferentes níveis da estrutura civil, podem experimentar diferentes demandas sísmicas. Portanto, não devem ser agrupadas, mesmo pertencendo a um mesmo sistema.

Outro ponto importante é o conceito da “*Rule of the Box*” utilizada para a qualificação sísmica e análise de fragilidade de componentes. O EPRI e o *Seismic Qualification Utility Group* (SQUG) elaboraram o *Generic Implementation Procedure* (GIP) (SEISMIC QUALIFICATION UTILITY GROUP, 2001) que aborda a “regra da caixa” (*Rule of the Box*), definindo classes de equipamentos cujos componentes são considerados parte integrante e não precisam ser avaliados separadamente. Algumas classes que seguem esta regra são: centros de controle de motores, motogeradores, sensores de temperatura, painéis e cabines de instrumentação e controle, tanques e trocadores de calor, transformadores, bombas horizontais, bombas verticais, válvula operada por motor, válvula operada por solenoide. No

entanto, existem casos em que os especialistas de fragilidade podem exigir uma análise detalhada. Este é o caso de componentes de contato (relés, por exemplo), que ao experimentar vibrações em um cenário sísmico podem interferir em sua integridade funcional. A utilização da “regra da caixa” possui a vantagem de reduzir o número de componentes cuja fragilidade deve ser avaliada.

Componentes com alta capacidade sísmica podem ser modelados como “substitutos” (*surrogates*), ou seja, componentes substitutos cuja quantificação não contribui de modo significativo no cálculo do CDF ou LERF (XIE, NI e WEI, 2019). Componentes passivos também devem ser considerados na SEL preliminar, pois podem apresentar modos de falhas que não foram modelados originalmente na APS nível 1 para eventos internos, por serem considerados modos de falha com probabilidade de ocorrência muito baixa para aquele tipo de análise. Também devem ser incluídas na SEL, as estruturas civis que abrigam componentes que exercem funções de segurança ou aqueles que, caso entrem em colapso, podem impactar a realização destas funções.

A acessibilidade de equipamentos na instalação deve ser avaliada *pela inspeção técnica*, pois em caso de colapso de componentes em um cenário sísmico, é possível que os operadores sejam impedidos de acessar a sala de controle e os equipamentos previstos para um desligamento manual seguro do reator.

A ocorrência de eventos internos induzidos por cenários sísmicos, tais como inundações e incêndios internos, pode implicar na necessidade de inclusão na SEL de componentes que foram modelados para esses eventos internos.

Por fim, a SEL geralmente é documentada apresentando informações como (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b):

- nº do item na SEL: número sequencial de registro para cada item da SEL;
- ID do equipamento: número de identificação de equipamento, único para cada SSC;
- descrição: descrição do SSC;
- trem: especifica as informações do trem em que o SSC está instalado, principal ou reserva;

- classe de equipamento: identificação da classe que o analista deseja utilizar, como por exemplo, se exerce função de segurança ou não, ou as classes criadas no GIP;
- estrutura: identifica a estrutura civil que abriga o SSC;
- elevação: identifica a elevação do piso do SSC;
- sala ou linha/coluna: identifica a sala que contém o SSC ou a intersecção de linha/coluna;
- estado normal do equipamento: identifica o estado normal do componente durante a operação da planta, como por exemplo normalmente fechado ou normalmente aberto;
- estado desejado do equipamento: identifica o estado desejado do SSC para uma função bem-sucedida, por exemplo aberto ou fechado;
- requerimentos de suprimento de energia: identifica o suprimento de energia requerido pelo SSC para atingir o estado desejado;
- desenho de referência: identifica diagramas de tubulação e instrumentação associados, desenhos de arranjos ou outras referências de desenhos aplicáveis;
- programa/Estudo regulatório: identifica a base normativa para a inclusão do SSC na SEL; e
- notas: campo usado para fornecer informações adicionais julgadas relevantes.

4.3.4 Caracterização e avaliação do solo para o local da instalação – Tarefa 4

Esta tarefa é desempenhada por especialistas em geotécnica e faz parte da análise de suporte descrita no item 4.2.1 (Análise de Ameaça Sísmica), na fase em que é realizada a caracterização do movimento do solo. O objetivo geral é verificar qual o comportamento do solo no qual está localizada a instalação e sua vizinhança, assim como avaliar e como as estruturas civis que abrigam os SSCs que exercem funções de segurança serão impactadas inicialmente (BOMMER, COPPERSMITH, *et al.*, 2015) (ALMEIDA, ASSUMPÇÃO, *et al.*, 2019). As diretrizes e requisitos para a realização desta tarefa são específicos da área de engenharia de solo e geotécnica e, portanto, estão fora do escopo deste trabalho.

4.3.5 Formação de equipe de especialistas para a revisão da APS Sísmica por pares – Tarefa 5

As especialidades que compõem a equipe de revisão por pares envolvem as áreas de inspeção técnica, análise de fragilidade de componentes, engenharia de sistemas, ameaça sísmica e APS. A formação da equipe deve ser realizada no início do processo de desenvolvimento da APS Sísmica, considerando a elaboração das análises de suporte (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b). É nesta tarefa que são definidos o escopo, cronograma e recursos necessários para permitir o prosseguimento da elaboração da APS Sísmica.

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 5

A qualidade dos estudos de suporte e os resultados gerados para a elaboração da APS Sísmica deve ser avaliada pela equipe de revisão por pares. Os requisitos para a formação da equipe e as funções a serem desempenhadas são encontradas em (NUCLEAR ENERGY INSTITUTE, 2012). Por se tratar de uma tarefa que é realizada ao longo do desenvolvimento da APS Sísmica, a retroalimentação dos resultados da avaliação desta equipe pode ser feita, adequando o processo conforme requisitos definidos no escopo do trabalho. Embora, formalmente, a revisão por pares esteja prevista para a fase de elaboração dos relatórios finais (Tarefa 13) (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2009) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b), a participação da equipe de especialistas deve acontecer em todas as etapas críticas do processo, ou seja, avaliação dos resultados das análises de suporte, inspeção técnica na instalação, seleção dos equipamentos para a formação da SEL, adequação da modelagem das árvores de eventos e das árvores de falhas, avaliação dos códigos computacionais utilizados em cada tarefa e validação da quantificação das métricas de risco sísmico e das incertezas associadas.

4.3.6 Desenvolvimento do espectro do piso e resposta estrutural da instalação- Tarefa 6

A análise de demanda sísmica, cuja descrição é apresentada no item 4.2.2, fornece as demandas de carregamento sísmico e o espectro de resposta em cada nível da estrutura em que são abrigados os SSCs em análise. A revisão por

pares também deve ser aplicada nesta tarefa. A análise de fragilidade dos componentes depende dos resultados desta Tarefa 6, na qual serão verificadas as capacidades sísmicas em função da demanda sísmica em cada nível (XIE, NI e WEI, 2019).

4.3.7 Realização da inspeção técnica (*walkdown*) na instalação – Tarefa 7

A realização de uma *inspeção técnica* na instalação é essencial para a APS Sísmica e, em geral, é realizada por especialistas em sistemas e fragilidade sísmica. O processo é conduzido baseado na revisão da base de projeto da instalação, nos resultados gerados na tarefa anterior (Tarefa 6), na verificação da capacidade sísmica e na atualização da localização dos componentes identificados na SEL preliminar (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b). Fazem parte desta tarefa a verificação de interações diversas (por contato entre SSCs, incêndios e inundações, ou outras possíveis combinações de eventos internos e externos) causadas por colapsos de equipamentos induzidos pelo evento sísmico, além da identificação de possíveis bloqueios de rotas previstas em condições normais e acidentais para a acessibilidade dos operadores à instrumentação, sala de controle ou outros equipamentos (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c).

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 7

A atribuição de pesos para a capacidade sísmica dos componentes da SEL preliminar é realizada nesta tarefa pelos especialistas em sistemas e fragilidade sísmica (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 1997) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2012c). Esta ponderação é necessária para a fase de seleção dos equipamentos que necessitam de uma avaliação mais detalhada. Segundo as referências pesquisadas (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (XIE, NI e WEI, 2019), a análise da robustez dos componentes por meio de margens sísmicas é iniciada nesta tarefa. Critérios como classe/tipo e modo de fixação (ancoragem) de equipamentos e a interação entre eles em caso de colapso também são aplicados na avaliação. Em uma APS Sísmica estendida deve ser considerada, além da interação entre instalações nucleares em uma mesma central, a interação dos equipamentos localizados na área da piscina de armazenagem de combustível usado. Podem ser

avaliados, também, os equipamentos portáteis chamados de *Diverse and Flexible Mitigation Capability* (FLEX equipment), que cumprem função de segurança emergencial auxiliar (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2012c). Por fim, os especialistas podem realizar as análises referentes à inspeção técnica na instalação considerando diversos modos operacionais.

4.3.8 Seleção (*screening*) dos equipamentos da SEL da instalação – Tarefa 8

Esta tarefa consiste em excluir da SEL preliminar os SSCs que não apresentam uma contribuição significativa na quantificação da métrica de risco sísmico (CDF ou LERF), isto é, aqueles com alta capacidade sísmica sem possibilidade de falha ou colapso induzido por outros SSCs ou pela demanda sísmica recebida. Podem ser considerados “excluídos” da modelagem das sequências de árvores de eventos e das árvores de falhas, sendo substituídos por componentes substitutos, cujas contribuições não afetam quantitativamente as estimativas finais das métricas de risco (XIE, NI e WEI, 2019). Em geral, os SSCs excluídos da SEL preliminar atendem o critério de nível alto de HCLPF, nos casos em que uma avaliação de margem sísmica (SMA) é utilizada. Na SMA, é definido um nível de aceitabilidade para classificar um SSC como robusto frente a um determinado cenário sísmico (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 1991). A HCLPF é um valor de probabilidade de falha calculado para um determinado nível de aceleração do solo, definido na curva de confiança de 95% pela Equação 5. Desta forma, na SEL final devem ser priorizados os SSCs que requerem cálculos de fragilidade sísmica realistas e os modos de falha que devem ser incorporados na modelagem da APS Sísmica.

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 8

Inicialmente a seleção de equipamentos da SEL preliminar é realizado com base nas observações realizadas na inspeção técnica na instalação, incluindo cálculos genéricos para a definição de margens de seleção para sistemas e dados genéricos de fragilidade de SSCs semelhantes (estimativas conservadoras). Para iniciar a análise genérica, pode ser utilizada uma margem de 10^{-7} /ano na UHRS, valor considerado conservador em estudos realizados pelo EPRI, como por

exemplo o *Surry Pilot Plant Review* (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2010).

Por se tratar de um processo iterativo, caso a contribuição nas métricas de risco (CDF e/ou LERF) seja alta, a margem de seleção deve ser alterada para valores menores. Caso os componentes selecionados não alterem significativamente as mesmas métricas, a margem de seleção deve ser menos conservadora. Outro critério de seleção genérico é a avaliação de um sistema assumindo o nível de fragilidade sísmica do componente menos robusto. De qualquer forma, esta tarefa deve ser realizada por meio de uma abordagem conservadora para que não haja exclusão de itens importantes para a contribuição na CDF e/ou LERF (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

Na Figura 10, podem ser visualizados três tipos gerais para auxiliar a seleção de SSCs por meio da capacidade sísmica (fragilidade): SSCs inerentemente robustos (a falha poderá ocorrer em um determinado nível de aceleração do solo somente quando exceder a base de projeto do SSC e são excluídos na modelagem das sequências acidentais); SSCs que possuem nível alto de HCLPF (nível acima da margem estabelecida para a seleção. Estes SSCs são modelados apenas se apresentarem um potencial de contribuição no CDF e/ou LERF); e SSCs que precisam ser caracterizados com cálculos de fragilidade (níveis de HCLPF abaixo da margem estabelecida e que necessariamente são incluídos nos modelos de árvores de falha e árvores de eventos). Pode-se notar que a seta apontando para cima indica o sentido crescente de capacidade sísmica de um SSC (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

É importante destacar que, por meio de uma análise de sensibilidade paramétrica, onde os valores dos parâmetros de fragilidade são definidos de modo genérico dentro de intervalos, é possível realizar a classificação de SSCs com uma margem de seleção mesmo antes de realizar o cálculo de fragilidade. No caso de componentes classificados por analistas de fragilidade como robustos sísmicamente, os valores assumidos de suas capacidades podem ser definidos como o mesmo valor do nível de *screening*. De qualquer forma, os resultados devem ser revisados a fim de se verificar se SSCs que assumiram os mesmos valores da margem ainda podem ser contribuidores significativos nos cálculos de CDF e/ou LERF, sendo necessária, portanto, a utilização de cálculo detalhado da fragilidade por meio do método de separação de variáveis. Neste caso, uma nova

quantificação das métricas de risco deve ser realizada (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 1991).

Figura 10 – Critérios para a análise de fragilidade baseados na capacidade.

Fonte: Traduzido de (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

As diretrizes gerais para esta tarefa são (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (BASU, RAVINDRA e MIHARA, 2015):

- calcular os parâmetros de fragilidade de todos os SSCs é uma tarefa inviável do ponto de vista de atendimento a cronogramas e recursos em geral. Tanto a IAEA quanto a ASME e ENSI admitem a atribuição de valores representativos para a fragilidade de componentes, bem como a ponderação da opinião de especialistas. No entanto, para aqueles SSCs que têm potencial de contribuição significativa nas métricas de CDF ou LERF, cálculos detalhados de fragilidade sísmica devem ser realizados. Mesmo assim, as fragilidades do SSCs em estudo podem variar em relação a um valor representativo, sendo necessário efetuar uma análise de sensibilidade que deve ser interpretada pelo especialista em fragilidade;

- o ajuste de valores representativos de fragilidade, para mais ou para menos, pode ser realizado por especialistas da área a fim de destacar a diferença de configuração entre a fragilidade representativa do equipamento e a real. Além disso, os valores representativos podem ser ajustados em função da elevação em que o equipamento está fixado;
- embora não haja necessidade do cálculo de fragilidade de componentes classificados pela indústria como robustos sismicamente, em uma SMA esses componentes podem ser modelados como elementos substitutos;
- valores de HCLPF podem ser calculados utilizando-se códigos computacionais para a quantificação de CDF ou LERF, com a convolução das características de fragilidade representativas do componente em estudo e a curva de ameaça local; e
- todos os critérios adotados e as margens sísmicas estabelecidas para seleção de SSCs da SEL, além do registro de resultados preliminares e finais.

Deste modo, as seguintes etapas podem ser consideradas como subtarefas da Tarefa 8: *seleção* dos SSCs inerentemente robustos; atribuição de valores iniciais e representativos de fragilidade para SSCs para permitir a criação e quantificação de um modelo de APS Sísmica inicial.

4.3.9 Avaliação de grupos de relés da instalação (*relay chatter*) – Tarefa 9

Com base na SEL preliminar, uma avaliação específica para relés deve ser realizada por especialistas em sistemas e engenheiros eletricitas. Como os relés possuem mecanismos de contato, sua integridade funcional pode ser afetada durante determinados cenários sísmicos em razão da vibração propagada via gabinete onde estão instalados. Os efeitos adversos nestes casos podem ser:

- atuação inadvertida de válvulas;
- envio de sinais incorretos a instrumentos na sala de controle, levando a interpretações imprecisas dos parâmetros do sistema;

- diminuição da disponibilidade de equipamentos que exercem funções de segurança;
- atuação de desvios (*by-pass*) de sistemas da contenção necessários apenas em condições de LOCA.

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 9

O estudo das oscilações de contato de grupos de relés envolve as seguintes avaliações (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (BASU, RAVINDRA e MIHARA, 2015) (RAVINDRA e JONHSON, 1991):

- comportamento do operador na ação de interpretar a indicação incorreta, diagnosticar o problema e tomar ações corretivas. Embora alguns tipos de relés retornem à posição de atuação normal após a interrupção da vibração, alguns podem ter seus contatos colados ou travar em posições indesejadas, fazendo com que os equipamentos permaneçam atuando incorretamente. Tais falhas requerem ações corretivas por parte dos operadores em um tempo adequado para se reestabelecer os equipamentos que exercem funções de segurança;
- identificar relés que possuem alta capacidade sísmica e aqueles cuja falha não afeta sistemas que exercem funções de segurança ou não resulta em contribuição significativa na CDF e/ou LERF;
- determinação da capacidade sísmica dos gabinetes em que os relés estão instalados. Essa avaliação é necessária, pois a capacidade sísmica do gabinete deve ser maior do que a capacidade dos relés nele instalados.

Em geral, os relés que podem ser excluídos da SEL são (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b):

- relés que não atuam em sistemas que exercem funções de segurança;
- relés com alta capacidade sísmica; e
- relés cuja falha não afeta a atuação dos sistemas que exercem funções de segurança.

4.3.10 Cálculo dos parâmetros de fragilidade dos SSCs da SEL da instalação – Tarefa 10

Esta tarefa faz parte de uma das análises de suporte para a APS Sísmica (ver item 4.2.3) e é desenvolvida por especialistas em fragilidade sísmica, analistas de sistemas e engenheiros civis. Seu objetivo principal é determinar os parâmetros de fragilidade para a geração das curvas de fragilidade baseado nas análises de ameaça e demanda sísmica, abordada nas Tarefas 4 e 6.

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 10

Um dos tópicos importantes da análise de fragilidade sísmica, além do cálculo dos parâmetros, é a análise da correlação entre falhas de componentes em um cenário sísmico (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b). O especialista deve avaliar a correlação de equipamentos redundantes, a qual, geralmente, está associada à localização, orientação e similaridade técnica dos equipamentos. Por exemplo, componentes com fixação semelhante em diferentes níveis experimentam demandas sísmicas diferentes e podem ser considerados sem correlação. Por outro lado, equipamentos semelhantes redundantes com localização próxima e no mesmo piso podem apresentar correlação de falhas. É importante destacar que esta correlação diz respeito apenas a equipamentos de um mesmo sistema. Análises de sensibilidade são recomendadas na literatura a fim de se avaliar o impacto das hipóteses sobre correlação de equipamentos nos resultados da APS Sísmica, isto é, verificar se com a implementação do fator de correlação haverá contribuição significativa nas métricas de risco para a instalação. Em caso de correlação forte, uma mesma probabilidade do evento básico de falha sísmica em função do cenário sísmico é atribuída a cada componente de um grupo correlacionado. Desta forma, o agrupamento adequado deve ser realizado por especialistas. O analista deve, também, classificar o grau de correlação existente entre os componentes da seguinte forma: correlação perfeita, parcial ou nenhuma com os seguintes fatores de correlação: 1, 10% ou 20%,... ou 0, respectivamente (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

Aspectos que auxiliam na avaliação do grau de correlação entre componentes são: a localização em uma mesma estrutura civil (prédio), equipamentos localizados em um prédio que entra em colapso/falha; sistemas redundantes (trens) na mesma localização, sentido e fixação (correlação perfeita).

No entanto, algumas referências consideram que equipamentos semelhantes localizados no mesmo piso, porém distantes, podem apresentar correlação parcial. A orientação em um mesmo piso pode apresentar diferentes sensibilidades à frequência espectral. Novamente, a dependência da avaliação do especialista é clara: em caso de especificações técnicas diferentes para equipamentos similares (não idênticos), adota-se a suposição de correlação parcial, mesmo que desempenhem a mesma função de projeto; em caso de equipamentos de sistemas diferentes, adota-se a suposição de correlação zero. As observações feitas durante a inspeção técnica na instalação servem para verificar suposições de correlação (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (BASU, RAVINDRA e MIHARA, 2015) e uma análise de sensibilidade pode definir se é apropriada a implementação de correlações parciais.

Por fim, para uma análise de fragilidade completa, além do cálculo de HCLPF dos componentes, deve-se efetuar a quantificação das probabilidades condicionais de ocorrência de falha dado um cenário sísmico para SSCs afetados em: eventos internos induzidos por sismos, incluindo inundações e incêndio internos; eventos externos combinados; outras instalações localizadas no mesmo sítio e instalações industriais situadas próximas ao local.

4.3.11 Elaboração das árvores de eventos e árvores de falhas sísmicas – Tarefa 11

Esta tarefa consiste, primeiramente, na elaboração de árvores de eventos (ET) com eventos iniciadores (IEs) induzidos por cenários sísmicos. É uma ferramenta simples e útil para entendimento da lógica de sequências acidentais e das respostas dos sistemas e/ou dispositivos de mitigação dos IEs sísmicos. Em seguida, a expansão de cada sistema e/ou dispositivo que exerce função de segurança de mitigação do IE dentro da ET é feita pela inclusão de árvores de falhas (FT) sísmicas. Nestas árvores, são incorporados os eventos iniciadores sísmicos, denominados de cenários sísmicos, e as fragilidades sísmicas dos componentes que fazem parte da SEL da instalação. Desta forma, as probabilidades dos cenários sísmicos são obtidas com base nas curvas de ameaça sísmica. Com os parâmetros de fragilidade sísmicos dos SSCs, são geradas as curvas de fragilidade onde se pode associar as probabilidades de falhas condicionadas a um determinado GMP ou cenário sísmico. Os resultados desta

associação serão utilizados como dados de entrada para a quantificação do risco sísmico, ou seja, para o cálculo de CDF e/ou LERF (Tarefa 12).

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 11

Para a representação dos cenários acidentais induzidos por sismos, os critérios de sucesso, as ETs e as FTs modelados na APS nível 1 para eventos internos devem ser adaptados. Um ponto importante é a inclusão de ações humanas em condições de estresse em cenários sísmicos, pois a tomada de decisão nestes cenários pode ser afetada pela falha da instrumentação ou pela obstrução de rotas para acesso de operadores a equipamentos que fazem parte do tempo de missão considerado na APS nível 1. Além disso, é importante que uma fonte comum de movimento do solo seja considerada. Em caso de fontes sísmicas independentes (mutuamente exclusivas por não atingir a instalação diretamente), o IE deve ser modelado como evento independente.

Uma abordagem comum usada é a elaboração de uma ET com eventos do tipo LOCA (grande, médio, pequeno e muito pequeno) de forma sequencial indicando quais levariam ao CD, caso não sejam mitigados. Outro tipo de arquitetura utilizada é a elaboração da árvore de eventos principal (*master ET*) (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c), na qual os eventos topo são ordenados representando os SSCs que possuem fragilidade potencialmente alta em relação à curva de ameaça sísmica local, SSCs cuja falha ou colapso induzidos por sismos levam diretamente ao dano ao núcleo diretamente ou grande degradação da planta (*seismic damage states*).

Um exemplo de árvore de eventos principal sísmica (*seismic master ET*) é mostrado na Figura 11 (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c).

Os estados de danos sísmicos usados como eventos topo foram:

- falhas estruturais nas edificações (*structural failures of buildings - BSF*);
- falha no vaso do reator ou qualquer falha no primário além dos limites de capacidade estabelecido pela Comissão Europeia para Construção de Componentes em Aço (*Reactor vessel failure or any primary failure beyond ECCS capability - RVF*);

- falha de grandes dimensões nas tubulações e componentes do primário (*large size primary piping or component failure - LPP*);
- falha de médio porte nas tubulações do primário (*medium size primary piping failure - MPP*);
- falha de pequeno porte nas tubulações do primário (*small size primary piping failure (SPP)*);
- falha na casa de bombas da última fonte fria (*UHS Pumps house failure (UHP)*).
- falha nas tubulações do secundário (*secondary side piping failure (SSP)*);
- falha da inserção de barras de controle (*control rods insertion failure - CRI*); e
- perda de energia de terra (*switchyard or other failures causing loss of offsite power - LOP*).

Figura 11 – Exemplo de árvore de eventos principal sísmica (*seismic master event tree*).

Fonte: Traduzido de (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c).

Neste exemplo, os seguintes eventos iniciadores induzidos por sismos (*seismically induced IEs*) foram identificados como estados finais:

- nenhuma falha sísmica (NSF);
- perda de energia externa induzida por sismos (LOP).
- barras de controle não inseridas (R);
- ruptura nas linhas de alimentação e de vapor (F);

- “F” with control rods not inserted (FR)
- perda total da última fonte fria (UH);
- “UH” sem a inserção de barras de controle (UHR);
- acidente de pequena perda de refrigerante (*Small LOCA* - S);
- “S” sem inserção de barras de controle (SR);
- *médio* acidente com perda de refrigerante (*Medium LOCA* - M);
- “M” sem inserção de barras de controle (MR);
- grande acidente com perda de refrigerante (*Large LOCA* - L);
- dano ao núcleo pela falha do vaso do reator e/ou falhas além do limite da capacidade ECCS (VF); e
- dano ao núcleo *pela falha ou colapso das edificações* (B).

Para a elaboração das árvores de eventos funcionais, após a transferência de cada estado final da árvore de eventos principal sísmica, a estrutura e os critérios de sucesso da ET desenvolvida para eventos internos são semelhantes, devendo ser incorporados, portanto, os eventos externos. De qualquer forma, os estados finais para as árvores funcionais são: *ok*: estado final seguro ou estável; *core damage*: leva a um determinado tipo de dano ao núcleo; e *transfer*: transferência para outra ET.

A implementação de IEs induzidos por sismos em ETs deve estar de acordo com as dependências das FTs, ou seja, a composição de falhas aleatórias e falhas induzidas por sismos precisam ser definidas e rastreáveis. Um exemplo de composição dos ramos de uma árvore de falhas é apresentado na Figura 12.

A composição é realizada com a inserção de ramos específicos das condições sísmicas na FT originalmente modelada para falhas aleatórias. Esses ramos devem apresentar os cenários sísmicos, os quais são representados por intervalos discretos dos valores do GMP (geralmente PGA ou Sa) e estabelecidos pelo analista com base nas curvas de ameaça sísmica. Associada a cada intervalo de cenário sísmico, existe uma AFE representante podendo ser considerada como o limite inferior, limite superior ou média geométrica dos limites inferior e superior.

No mesmo ramo dos cenários sísmicos, conectados por um portão “E” (AND), são incluídos os eventos básicos referentes à fragilidade dos SSCs que serão associados a cada cenário sísmico. Desta forma, a probabilidade condicional

de falha de cada SSC para um determinado valor de GMP representativo de um cenário sísmico é obtida com base na curva de fragilidade sísmica deste SSC.

Figura 12 – Exemplo de dependência de ramificações de falhas aleatórias e falhas induzidas por sismos.

Fonte: Adaptado e traduzido de (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c).

O escopo completo de uma APS deve abranger todos os estados operacionais da planta (*Plant Operational State* - POS), outras fontes de radioatividade da instalação e as interações com outras instalações (nucleares ou industriais convencionais) localizadas no mesmo sítio ou na vizinhança. Desta forma, a APS Sísmica também deve considerar nas FTs e ETs quaisquer tipos de interações que possam influenciar nas funções de segurança, pois dependendo da intensidade de um cenário sísmico, a central nuclear e a vizinhança como um todo poderão experimentar as vibrações originadas da mesma movimentação do solo.

O caso específico de eventos do tipo acidente com perda de refrigerante muito pequeno (*Small Small LOCA*) deve ser incluído na APS Sísmica, pois existem tubulações menores associadas ao sistema do resfriamento do reator que podem ser danificadas em um cenário sísmico. Portanto, o *Small Small LOCA* é considerado um IE induzido por sismo importante, devendo ser avaliado qualitativa ou quantitativamente (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b). É importante destacar que, as modificações a serem feitas nas ETs e FTs para a APS

Sísmica podem incluir os SSCs necessários para a extensão da APS nível 1 para o nível 2 (incluindo sistemas de contenção/confinamento), ou seja, APS nível 2 Sísmica, permitindo a quantificação da métrica de risco LERF.

Na Figura 13, é apresentada uma arquitetura que evidencia a implementação de eventos induzidos por sismos, como por exemplo inundação (S_INDUNDAÇÃO) e incêndio (S_INCÊNDIO). (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c). Já as falhas de um equipamento associadas a um determinado cenário sísmico são implementadas por meio de um portão “E” para conectar os eventos básicos de fragilidade dos equipamentos e os cenários sísmicos discretizados associados. Todos esses eventos, por sua vez, são conectados por um portão “OU” (S) aos demais eventos induzidos por sismos.

Figura 13 – Exemplo de incorporação de falhas sísmicas de equipamentos e de eventos iniciadores induzidos por sismos na árvore de falhas.

Fonte: Adaptado e traduzido de (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c).

Um exemplo da implementação do ramo sísmico na FT é mostrado na Figura 14. O evento iniciador sísmico %G4 representa um dos cenários sísmicos discretizados que está conectado por um portão “E” ao evento básico de fragilidade S-HPPM1—U-G4, o qual representa a fragilidade da bomba do sistema de injeção de alta pressão (*High Pressure Coolant Injection - HPCI System*) no cenário sísmico %G4. Todos os grupos de eventos básicos de fragilidade são conectados por um

portão “OU” ao equipamento em análise (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

Figura 14 – Exemplo de implementação de eventos básicos de fragilidade sísmica para a bomba HPCI 1-2302 na ramificação de fragilidade sísmica.

Fonte: Adaptado e traduzido de (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

O ajuste das FTs para a análise dos sistemas visa refletir os efeitos de um cenário sísmico no desempenho de SSCs importantes para a segurança, o colapso de estruturas civis que abrigam SSCs importantes para a segurança e a inclusão de intervenções do operador, tais como ações de recuperação ou manobras de equipamentos feitas pelo próprio operador. Embora não tenha sido implementado no exemplo da Figura 14, é importante destacar a modelagem das probabilidades de erro humano (*Human Error Probabilities* - HEPs), pois na ocorrência de cenários sísmicos, podem ser necessários procedimentos de operação mais complexos dos que os procedimentos para acidentes postulados, tornando o fator humano um contribuidor importante para o risco global (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2012a).

As ações dos operadores fazem parte da mitigação das consequências de eventos iniciadores de acidente e, em geral, são executadas em situações de resposta a eventos iniciadores internos e transientes. No decorrer da evolução de um acidente, outras ações do operador não postuladas na análise de confiabilidade

humana (*Human Reliability Analysis* - HRA), como por exemplo, reparos e uso de materiais FLEX, podem ser incluídas na APS. No entanto, a dinâmica das ações postuladas pode ser completamente alterada mediante fatores adversos induzidos por sismos.

Os requisitos gerais para a HRA estabelecidos na norma ASME/ANS RA-Sb-2013 (AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, 2013) devem garantir a consistência entre a APS de eventos internos e a APS Sísmica. Uma das suposições que pode ser adotada na análise é a de que, para acelerações de até 0.2g na fundação da estrutura civil que abriga o reator, as probabilidades de erro humano são equivalentes às probabilidades consideradas na análise de eventos iniciadores internos (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b). Não há diretrizes para se corrigir as HEP para cenários sísmicos, embora diversos efeitos nos operadores, conforme citado anteriormente, possam ocorrer. No entanto, podem ser utilizados fatores multiplicadores para esta correção, geralmente baseados em tempo disponível para a ação do operador, intensidade do evento sísmico e local de ação do operador, mas seus usos devem ser justificados por meio de análise de sensibilidade. Nos guias (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) e (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2012a), são detalhadas as tarefas para avaliação de erros humanos pós cenário sísmico.

4.3.12 Quantificação do risco sísmico da instalação – Tarefa 12

De modo geral, esta tarefa consiste na identificação das sequências de falhas críticas por meio da geração dos conjuntos de cortes mínimos (*minimal cut sets*), os quais resumem as combinações de falhas que podem levar a um acidente com danos ao núcleo do reator e, eventualmente, a uma liberação não controlada de radioatividade para o meio ambiente. Além disso, nesta tarefa são estimadas as incertezas envolvidas na estimativa das métricas de risco e são incluídas as análises de sensibilidade e de importância. Com base nestes resultados, é possível formular um plano com as medidas necessárias para a redução do risco da instalação.

O modelo matemático de convolução das duas principais funções de entrada para a quantificação do risco sísmico, ou seja, a curva de ameaça sísmica e a curva de fragilidade de cada SSC, com seus respectivos parâmetros de

incerteza, é representado pela expressão mostrada na Equação 6 (XIE, NI e WEI, 2019):

$$f_e = \int_0^{\infty} H_a \frac{dP_{f/a}}{da} da \quad (6)$$

com:

- f_e : frequência anual do estado de danos à planta (*plant damage state*) ou outra métrica de risco estabelecida;
- a : valor do GMP;
- H_a : frequência média anual da curva de ameaça sísmica em relação a um determinado valor a do GMP; e
- $dP_{f/a}$: derivada da probabilidade condicional de falha para um determinado valor a do GMP (curva de fragilidade).

É importante citar que a convolução das funções envolvidas na Equação 6 precisa ser realizada por meio de métodos numéricos, exigindo assim o uso de códigos computacionais (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (XIE, NI e WEI, 2019). Na Figura 15, é mostrado um diagrama que ilustra todo o processo de quantificação do risco sísmico de uma instalação nuclear.

Figura 15 – Diagrama representativo do processo de quantificação do risco sísmico.

Fonte: Traduzido e adaptado de (XIE, NI e WEI, 2019).

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 12

A quantificação das métricas de risco estabelecidas no escopo da APS Sísmica é feita com base nos resultados das tarefas descritas anteriormente, com destaque para: curva de ameaça sísmica calculada na Tarefa 1, com a discretização dos cenários sísmicos identificados; eventos iniciadores induzidos por sismos e respectivas ETs descrevendo as sequências acidentais; parâmetros de fragilidade dos SSCs pertencentes à SEL incorporados nas árvores de falhas, as quais descrevem os modos de falha induzidos por sismos bem como a interface dos operadores com os sistemas de mitigação; e código computacional para os cálculos numéricos.

Na Figura 16, é apresentada, de forma gráfica, a abordagem típica adotada na modelagem da APS Sísmica segundo o guia do EPRI (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b). No exemplo, na curva de ameaça sísmica discretizada (*Seismic Hazard Curve*), o cenário sísmico G2 é destacado e modelado como um evento iniciador sísmico (%G02). Por sua vez, cada cenário poderá evoluir de acordo com os eventos descritos na árvore de eventos iniciadores sísmicos (*Seismic Initiating Event Tree - SIET*). Na SIET, podem ser observados alguns estados finais que correspondem aos da análise para eventos internos com a instalação a plena potência, como por exemplo “Perda de energia elétrica externa induzida por sismo” (*Seismic-Loss of Offsite Power - S-LOOP*). Para cada estado final da SIET, uma árvore de eventos funcional será desenvolvida. As sequências de mitigação do IE modeladas na APS para eventos internos serão adaptadas para os IEs Sísmicos por meio da inclusão das fragilidades sísmicas dos SSCs nas FTs. Esta adaptação é realizada com a inclusão de modos de falha sísmicos dos SCCs pertencentes a cada sistema da ET funcional por meio de um portão “E” associado a um cenário sísmico (discreto). Graças ao grande número de SSCs da SEL, mesmo após a aplicação dos critérios de seleção, é necessário que a implementação dos parâmetros e a quantificação numérica sejam feitas por meio de códigos computacionais.

O diagrama apresentado na Figura 13 representa também o fluxo de tarefas que são realizadas no código computacional denominado *Computer Aided Fault Tree Analysis System* (CAFTA) (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2009), o qual foi desenvolvido pelo EPRI.

Figura 16 – Abordagem típica para modelagem da APS Sísmica conforme guia do EPRI.

Fonte: Adaptado e traduzido de (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

O CAFTA, além de ser uma plataforma para a implementação dos modelos de árvores de eventos e árvores de falhas, realiza cálculos das probabilidades dos conjuntos de cortes (*cutsets*) e da CDF. Para efetuar esses cálculos, o CAFTA conta com o módulo (código) FRANX que realiza tarefas específicas, tais como permitir a edição do banco de dados (plataforma Microsoft Access) criado no CAFTA (DATA BASE.rr); a inserção de dados de parâmetros da curva de ameaça sísmica, fragilidade sísmica de SSCs e fatores de erro humano e suas probabilidades, os quais serão implementados nos respectivos eventos básicos modelados no CAFTA; e realiza o cálculo da CDF por cenários sísmicos. Sem o auxílio do FRANX, as probabilidades de cada fator devem ser calculadas e inseridas manualmente no CAFTA, aumentando o tempo de modelagem e erro de inserção de dados.

Os cenários sísmicos e fragilidades sísmicas assumem a configuração de eventos básicos (tabela denominada BE – *basic events*), cujos modelos matemáticos são denotados por *Invlogn* (inverso da função de probabilidade da distribuição Lognormal) e *Cumlogn_med* (mediana da função de distribuição acumulada da Lognormal), respectivamente.

Os parâmetros de fragilidade A_m , β_r e β_u são armazenados em uma tabela denominada “*Type code (TC)*” que é interligada à tabela BE de fragilidade dos eventos básicos. O cálculo da CDF associada aos conjuntos de cortes é realizado pelo módulo CQUANT32 versão 4.0 (CQUANT), parte integrante do código CAFTA e do módulo FRANX. No entanto, o método de cálculo utilizado pelo CQUANT é a aproximação por eventos raros, o que pode superestimar as métricas de risco em alguns casos específicos. Desta forma, para contornar a limitação do módulo CQUANT para casos em que a aproximação por eventos raros não é adequada, o EPRI desenvolveu um algoritmo denominado ACUBE (*Advanced Cutset Upper Bound Estimator*) que faz interface com o CAFTA, FRANX (JUNG, 2014). O ACUBE realiza um pós-processamento dos cortes gerados no CAFTA. O número de cortes que serão quantificados pelo método de diagrama de decisão binário (*binary decision diagram* – BDD) pode ser definido pelo analista e é limitado pela capacidade de processamento e memória. Os cortes que não forem quantificados pelo ACUBE serão quantificados por limite superior de corte mínimo (*Minimum Cutset Upper Bound* – MCUB). Por fim, para a quantificação e avaliação das incertezas envolvidas nos cálculos da CDF e obtenção dos percentis (média,

5, 15, 50, 85 e 95%) das curvas distribuição de incerteza, é utilizado o módulo UNCERT4, que também faz parte do código CAFTA. O código ACUBE também pode ser usado no UNCERT4.

Além do cálculo da métrica de risco sísmico, alguns resultados intermediários são importantes, incluindo a análise da contribuição de modos de falhas sísmicos em relação ao valor total da CDF e/ou LERF e da contribuição relativa de cada cenário sísmico obtido na discretização da curva de ameaça sísmica. Para a classificação dos SSCs por ordem de contribuição dos eventos básicos na APS em todos os níveis, são utilizadas medidas de importância que geralmente são:

- *Fussell-Vesely (FV)*
- *Risk Achievement Worth (RAW)*
- *Risk Reduction Worth (RRW)*
- *Birnbaum*

A medida de importância de FV é a mais utilizada, pois identifica a contribuição de um determinado evento básico para o CDF ou LERF nos conjuntos de cortes em que este evento aparece. Quanto maior o valor da medida de FV (sempre menores que 1), maior a contribuição em relação ao valor total da métrica de risco. A medida de RAW é usada para se comparar o aumento no risco causado pela falha total de um determinado SSC. Neste caso, um nível de truncamento deve ser adotado, no mínimo o HCLPF, pois abaixo desse valor não haveria falha dos componentes.

Valendo-se desta classificação, é possível identificar os eventos básicos que mais contribuem para o CDF ou LERF. É importante, também, examinar os eventos básicos com menores contribuições para verificar a razoabilidade dos resultados do modelo. Com a melhoria dos SSCs e a implementação dos novos parâmetros de fragilidade, além da melhoria do estudo sísmico do local, pode-se realizar uma nova quantificação na análise.

Um estudo fundamental que deve ser realizado paralelamente ao desenvolvimento das tarefas que compõem a APS Sísmica é a identificação de fontes de incertezas bem como a realização de análises de sensibilidade. Diversas são as fontes de incertezas bem como seus tamanhos. Uma das grandes fontes de incerteza é o próprio estudo do fenômeno sísmico realizado na caracterização do

movimento do solo em um determinado local. Modelos de previsão de movimento do solo, localização e magnitude incluem incertezas aleatórias e epistêmicas que devem ser rastreáveis. Outra fonte de incerteza importante são os modos de falhas dos SSCs para GMPs além da base de projeto. A propagação da incerteza pelos percentis das curvas de ameaça sísmica e de fragilidade são essenciais. A análise de confiabilidade humana em cenários sísmicos e as correlações entre equipamentos, oscilações em contatos de relés, e análise das ações de recuperação também são consideradas fontes de incertezas que podem ser incorporadas à APS Sísmica.

Os relatórios do EPRI, *Practical Guidance on the Use of Probabilistic Risk Assessment in Risk Informed Applications with a Focus on the Treatment of Uncertainty* (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2012b), e da U.S. NRC, NUREG-1855 (Rev. 1) *Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decisionmaking - Final Report* (UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 2017), apresentam possíveis fontes genéricas de incertezas para a APS Sísmica nível 1 e nível 2, considerando a operação da instalação a plena potência, baixa potência, desligamento, bem como para casos de incêndio e inundação induzidos por sismos. Além disso, estes documentos reúnem em uma tabela as fontes genéricas de incertezas para um modelo de APS Sísmica.

O código computacional CAFTA, por meio do módulo UNCERT4, permite que uma análise de incerteza paramétrica seja efetuada. Este módulo utiliza o banco de dados e o conjunto de dados gerados no CAFTA para quantificar as distribuições de incertezas de um número estabelecido de conjuntos de cortes. Distribuições de probabilidades, como por exemplo lognormal, e estatísticas associadas da distribuição são atribuídas a cada um dos eventos básicos do corte e são inseridas no banco de dados do CAFTA. O UNCERT4 faz amostras aleatoriamente de cada uma das distribuições de entrada e, juntamente com o ACUBE, calcula o CDF de cada conjunto de corte. Os resultados obtidos com esse processo são armazenados e as distribuições de entrada são amostradas novamente para coletar um espectro de dados. Quando todas as tentativas são concluídas, os resultados armazenados são processados para formar uma distribuição de probabilidade para o CDF ou LERF (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

As incertezas podem ser estudadas, também, por meio de análises de sensibilidade. As análises de sensibilidade típicas para serem efetuadas em relação aos resultados de uma APS Sísmica são (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b):

- curva de ameaça sísmica: utilizada para o caso em que várias curvas de ameaça sísmica de locais com recorrência sísmica e características do solo semelhantes podem ser consideradas. Uma outra aplicação seria a verificação na alteração dos resultados da CDF ou LERF com a alteração do número de cenários sísmicos considerados na discretização. Existem sugestões para os casos em que seria recomendável diminuir ou aumentar o número de cenários, mas não há uma diretriz clara sobre como determinar os limites inferior e superior dos intervalos de cada cenário sísmico. A AFE representante de um intervalo pode diminuir ou aumentar a contribuição deste cenário no CDF ou LERF;
- parâmetros de fragilidade: uma das análises de sensibilidade realizada é a alteração dos parâmetros A_m , β_r e β_u para componentes ou grupos de componentes que apresentem nível alto de incertezas ou alta importância para o risco sísmico. Estas alterações são realizadas por meio das observações de especialistas em fragilidade;
- correlação entre SSCs: realizam-se análises de sensibilidade considerando grupo de SSCs como completamente correlacionados e não correlacionados;
- análise de confiabilidade humana: alguns problemas específicos estão relacionados ao fator humano na APS Sísmica: as probabilidades de erro humano para eventos anteriores à ocorrência do evento iniciador não devem sofrer alteração alguma na APS Sísmica (HEP pré-iniciador), no caso de ações pós-iniciador, tais como ações de recuperação (energia elétrica externa, falhas de equipamentos induzidas por sismos e outras recuperações), as probabilidades de erro humano (HEP pós-iniciador) podem sofrer alterações; e

- ocorrência de LOCA muito pequeno (*Small Small* LOCA): esta análise pode envolver mudanças nos critérios de sucesso em sistemas de menor capacidade sísmica e nas suposições de ocorrência de SSLOCA em todos os cenários sísmicos.

A escolha de valores de truncamento para a obtenção de conjuntos de cortes significativos é importante para a verificação da convergência dos resultados. Em geral, um valor de truncamento de 1E-11 pode ser considerado, mas isto depende da escolha do analista e do recurso computacional disponível (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b) (INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY, 2017c).

Por fim, os métodos adotados nos algoritmos utilizados nas diferentes análises e avaliações descritas nesta tarefa podem ser encontrados no Apêndice C.2, *Description of Advanced Cutset Upper Bound Estimator Software and Comparison to Other Quantification Algorithms*, do guia de implementação de APS Sísmica do EPRI (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b).

É importante destacar que o código CAFTA é citado no guia de APS Sísmica do EPRI por fazer parte das ferramentas computacionais desenvolvidas por pesquisadores deste instituto. No entanto, existem outros códigos computacionais para uso em APS Sísmica disponíveis no mercado, tais como: *RiskSpectrum* (RISKSPECTRUM, 2020), *Open-PSA Model* (OPEN-PSA MODEL, 2020), *RAM Commander* (RAM COMMANDER, 2020), *ISOGRAPH* (ISOGRAPH, 2020), *WinNUPRA* (WINNUPRA, 2020).

4.3.13 Elaboração do relatório final e documentação da APS Sísmica – Tarefa 13

Esta tarefa consiste na elaboração de dois documentos principais:

- *sumário executivo*: onde são apresentados os principais resultados das análises de suporte e análises dos sistemas, as sequências que mais contribuem para o CDF e/ou LERF, contribuição de cada modo de falha sísmico para o CDF e/ou LERF, avaliação de HEPs, resultados de análises de incerteza, principais comentários feitos na revisão por pares e eventuais recomendações de atualizações de relatórios preliminares;

- *relatório final*: consiste no agrupamento ordenado de todos os estudos gerados com suas respectivas descrições, suposições e resultados. Com base no relatório final, pode ser gerado o Sumário Executivo. O Relatório Final deve incorporar, também, todas as solicitações e ações tomadas após a revisão por pares e a documentação da APS Sísmica deve ser efetuada de modo a permitir que a revisão e/ou atualização da análise seja facilitada.

Avaliação dos desafios e limitações associados à Tarefa 13

É importante destacar que, além das informações normalmente compiladas e reunidas para esta fase do processo, é recomendável que análises de sensibilidade envolvendo os resultados obtidos sejam incluídas. Além disso, devem ser descritas todas as hipóteses conservadoras ou aproximações adotadas em cada tarefa do processo de implementação da APS Sísmica. Por fim, um estudo das ações que podem ser tomadas em prol da redução do risco sísmico e da melhoria da segurança da instalação nuclear deve ser conduzido.

5 APLICAÇÃO DO PROCESSO DE DESENVOLVIMENTO DE UMA APS SÍSMICA PARA UM REATOR EXPERIMENTAL DO TIPO PWR - ESTUDO DE CASO

Com o propósito de apresentar a aplicação da APS Sísmica, seguindo os requisitos e diretrizes recentemente aplicados na indústria nuclear e a metodologia descrita na seção 4 deste trabalho, uma versão simplificada de estudo de caso para um reator experimental do tipo PWR foi desenvolvida. A simplificação foi considerada especialmente no número de tarefas realizadas para a implementação da análise e na abrangência do conjunto de resultados obtidos.

5.1 Descrição geral do reator experimental do tipo PWR em estudo

O reator experimental em estudo está atualmente em fase de projeto e não possui histórico operacional. Seu princípio de conversão de energia é do tipo água leve pressurizada de dois *loops* (PWR) com uma capacidade de energia térmica de aproximadamente 48 MWth. As principais unidades do reator são:

- prédio do reator;
- prédio da turbina (PT);
- estrutura de contenção interna ao prédio do reator;
- prédios auxiliares e anexos;
- subestações 1 e 2; e
- prédio do combustível (PC).

A última fonte fria (*Ultimate Heat Sink* - UHS) é uma fonte de água chamada piscina de blindagem (*shielding pool*). Cada gerador de vapor produz vapor direcionado a duas turbinas por trem. Cada trem contém um gerador de turbina auxiliar e um gerador de turbina de potência. Os geradores de turbina auxiliares fornecem energia elétrica à planta durante a operação normal. O núcleo do reator consiste em 21 conjuntos de combustível com barras de combustível de óxido de urânio (UO₂) enriquecidas em cerca de 5%. As barras de combustível são revestidas por aço inoxidável. Existem 21 conjuntos de barras de controle agrupados em cinco bancos. A planta pode operar com fluxo parcial de 50%, usando um gerador de vapor e um *loop* secundário. Existem dois condensadores que são resfriados por torres de convecção forçada que são comuns a ambos.

Como a execução completa das tarefas do processo de implementação da APS Sísmica está fora do escopo deste trabalho, foi necessário adotar um conjunto de simplificações gerais (item 5.2) a fim de viabilizar uma apresentação sintetizada do processo completo.

5.2 Simplificações adotadas no estudo de caso

O estudo de caso apresentado neste trabalho considerou apenas o evento iniciador induzido por sismos: *Seismic Small Loss of Coolant Accident* (*Seismic SLOCA*), ou seja, Pequeno LOCA induzido por sismos. A métrica de risco sísmico escolhida foi a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$. Foi utilizado o código computacional *Computer Aided Fault Tree Analysis System* (CAFTA), desenvolvido pelo EPRI (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2009), para a implementação dos modelos de árvores de eventos e árvores de falhas, cálculo das probabilidades dos conjuntos de cortes (*cutsets*) e cálculo da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$. O uso do código computacional CAFTA foi realizado por meio do Laboratório de Análise, Avaliação e Gerenciamento de Risco (LabRisco) da Escola Politécnica da Universidade de São Paulo (EPUSP). A modelagem dos sistemas para a realização da APS para eventos internos foi originalmente desenvolvida no mesmo código.

Além disso, para a exequibilidade do estudo de caso, algumas simplificações adicionais foram estabelecidas:

- a caracterização e avaliação do solo (Tarefa 4), formação de time de especialistas para a revisão por pares (Tarefa 5), desenvolvimento de espectro do piso e resposta estrutural da instalação (Tarefa 6), realização da inspeção técnica (*walkdown*) na instalação (Tarefa 7), avaliação de grupos de relés (Tarefa 9), desenvolvimento de relatório final e documentação (Tarefa 13) não foram elaborados;
- foi utilizada a curva de ameaça sísmica existente para a usina nuclear Angra 2 (ALMEIDA, ASSUMPÇÃO, *et al.*, 2019). Embora não seja a curva específica para o local da planta experimental, o estudo adotado é a Análise Probabilística de Ameaça Sísmica (PSHA) mais recente para o sudeste brasileiro. A região analisada nesse artigo (entrada de dados) abrange a área do reator experimental em estudo. Mesmo considerando que a curva de ameaça sísmica e o UHRS não sejam específicos para o local, o estudo apresentado em (BERROCAL &

ASSOCIADOS, 2010) não apresenta percentis de incerteza e nem extrapola o GMP para os valores considerados em (ALMEIDA, ASSUMPÇÃO, et al., 2019). A curva de ameaça sísmica foi convertida para escala ln-log para ser compatível com o módulo FRANX do CAFTA *suíte*;

- o estudo limita-se aos modos de falhas de componentes, ou seja, eventos referentes a falhas humanas não serão abordados;
- no caso do reator em estudo, em fase de projeto, adotou-se o agrupamento de componentes pelo critério de similaridade;
- os parâmetros de fragilidade A_m , β_U e β_R foram importados de publicações disponíveis e considerados representativos para os componentes em estudo. O cálculo dos parâmetros reais de fragilidade estava fora do escopo deste trabalho;
- eventos sísmicos combinados com outros eventos externos naturais ou falhas humanas, além de sismos provenientes de explosões, atos de sabotagem, e incêndios e inundações induzidos por eventos sísmicos não foram considerados neste trabalho;
- a análise sísmica de compartimentos contendo fontes radioativas, tais como piscina de estocagem de combustível irradiado ou outras fontes não foram incluídas na implementação simplificada da APS Sísmica;
- considerou-se a planta em modo de operação normal, a plena potência;
- a interação com outras unidades ou fontes nucleares no mesmo sítio não foram consideradas;
- ações de recuperação não foram consideradas.

É importante destacar que a implementação completa de uma APS Sísmica exige a formação de equipes de especialistas, códigos computacionais especializados e planejamento de um cronograma de execução das tarefas envolvidas no processo da análise. Portanto, a fim de atender o escopo simplificado da análise, as seguintes tarefas, extraídas do processo de implementação da APS Sísmica descritas na seção 4, foram desenvolvidas para o entendimento da visão geral do processo:

1. análise de ameaça sísmica para o local da instalação em estudo – Tarefa 1
2. revisão dos sistemas de segurança da instalação – Tarefa 2
3. desenvolvimento da lista de equipamentos sísmicos (*seismic equipment list* - SEL) da instalação – Tarefa 3
4. seleção (*screening*) dos equipamentos da SEL – Tarefa 8
5. cálculo dos parâmetros de fragilidade dos SSCs da instalação – Tarefa 10; e
6. elaboração das árvores de eventos e árvores de falhas sísmicas – Tarefa 11.

A quantificação do risco sísmico (Tarefa 12) foi detalhada na análise e discussão dos resultados a ser apresentada na seção 6.

5.3 Análise de ameaça sísmica para o local da instalação em estudo – Tarefa 1

Segundo relatório preliminar do PSHA realizado para o local de interesse (BERROCAL & ASSOCIADOS, 2010), e de acordo com as características tectônicas e de sismicidade da região, a fonte sismogênica foi definida como sendo Província Sismotectônica do Sudeste (PSS). A ameaça sísmica do local, onde o terreno é constituído por rocha de embasamento cristalino ou sedimentos competentes bem consolidados, foi definida com base na medida de aceleração horizontal máxima (PGA). A caracterização das fontes sísmicas e do movimento do solo (ver item 4.2.1) foi comparada com a da província tectônica do Centro-Leste dos Estados Unidos da América (CEUS), por apresentar certa semelhança com a região em estudo.

Os parâmetros de análise, por meio da curva de ameaça sísmica, foram expressos em termos da PGA e da probabilidade anual da aceleração exceder um valor escolhido (AFE). Na Tabela 4, são apresentadas algumas acelerações horizontais máximas e determinadas probabilidades anuais do parâmetro exceder um determinado valor para o local em estudo.

Tabela 4 – PGA (*Peak Ground Acceleration*) horizontal para determinados valores de probabilidade anual de excedência.

AFE [1/ano]	Aceleração horizontal [g]
10^{-02}	0.0045
10^{-03}	0.0181
10^{-04}	0.0544
10^{-05}	0.1400

Fonte: (BERROCAL & ASSOCIADOS, 2010).

Foi concluído, por meio do relatório preliminar, que o sismo básico de projeto recomendado para a instalação nuclear experimental em estudo deveria corresponder a vibrações sísmicas com acelerações horizontais máximas de 0.1g. Este nível foi considerado para as fundações do prédio do reator experimental (construído em rocha competente), visto que, de acordo com a Tabela 4 a probabilidade anual da aceleração exceder 0.1g é de 10^{-05} /ano. Conforme referências de avaliação sísmica, como por exemplo a da IAEA Safety Standards Series No. SSG-9 (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2010c), o valor de aceleração horizontal máxima de 0.1g é considerado um valor mínimo para projeto. Este valor também foi utilizado para as instalações nucleares americanas na região do CEUS.

No entanto, com a ocorrência do acidente de Fukushima Daiichi em 2011 no Japão, foi requisitada a reavaliação das capacidades sísmicas das instalações nucleares em diversos países. Houve a necessidade da adoção de metodologias mais apuradas para o desenvolvimento da PSHA, incluindo a geração de espectro de respostas específico do local, relações de atenuação e atualização ou reformulação de GMPEs e inclusão de estudo de falhas sísmicas. As exigências dos órgãos reguladores resultaram em melhorias na quantificação das incertezas intrínsecas do fenômeno sísmico.

Desta forma, neste estudo de caso, foram utilizados os resultados da PSHA descrita no artigo “*Probabilistic seismic hazard analysis for a nuclear power plant site in southeast Brazil*”, publicado no *Journal of Seismology* (ALMEIDA, ASSUMPÇÃO, *et al.*, 2019), considerando a curva de ameaça sísmica apresentada na Figura 17.

Figura 17 – Curva de ameaça sísmica para o local em estudo expressa em um sistema de coordenadas log-log.

Fonte: Traduzido de (ALMEIDA, ASSUMPÇÃO, *et al.*, 2019).

No artigo (ALMEIDA, ASSUMPÇÃO, *et al.*, 2019), são apresentados os principais resultados da análise de ameaça sísmica realizada para a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) – unidade ANGRA 2. Embora seja um estudo específico para o local da CNAAA, o mesmo inclui áreas sísmicas da região de instalação do reator experimental em estudo.

É importante destacar que o sistema de coordenadas da curva de ameaça sísmica foi alterado do original log-log (Figura 17) para coordenadas ln-log, conforme mostrado na Figura 18, a fim de ser compatível com o módulo FRANX do

código computacional CAFTA, usado na quantificação das métricas de risco sísmico consideradas neste estudo.

Figura 18 – Curva de ameaça sísmica para o local de estudo expressa em um sistema de coordenadas In-log.

Fonte: FRANX (CAFTA - *suite*)

5.4 Revisão dos sistemas de segurança da instalação – Tarefa 2

Os principais sistemas de segurança projetados para o reator experimental são:

- Sistema de Proteção do Protótipo (SPP): monitora os parâmetros para operação segura da planta. Em caso de anormalidade, o sistema realiza o desligamento do reator e inicia a atuação dos sistemas de segurança para mitigar acidentes e garantir o resfriamento;
- Sistema de Injeção de Emergência (SIE): funciona para manter o núcleo do reator em um estado inundado. Após um LOCA, o SIE atua no resfriamento do sistema de resfriamento primário do reator;
- Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR): faz a remoção de calor residual do núcleo do reator a longo prazo, após um desligamento normal, LOCA ou cenário transitório;
- Sistema de Injeção de Boro (SIB): injeta água borada no sistema de resfriamento do reator para desligar o reator durante os cenários de desligamento de emergência;
- Sistema de Alimentação de Emergência do Gerador de Vapor (EM): fornece água de alimentação de emergência para os geradores de

vapor após uma perda de água de alimentação principal do sistema de conversão de vapor e energia (TG).

Dentre os eventos iniciadores modelados na APS nível 1 para eventos internos, a ocorrência de LOCA contribui cerca de 30% para a CDF do reator em estudo. Foi considerado neste estudo que o local de instalação da planta é uma região de baixa sismicidade e, portanto, foi selecionado para este estudo de caso um acidente de pequena perda de refrigerante (*Small LOCA* - SLOCA).

Os sistemas e funções atuantes no caso de um SLOCA são:

- Sistema de Injeção de Emergência (SIE), ou *Emergency Injection System*: é um subsistema do Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE), ou *Emergency Core Cooling System*, e realiza injeção de emergência com alta pressão (*High Pressure* - HP) ou baixa pressão (*Low Pressure* - LP);
- Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG), ou *Steam and Energy Conversion System*, que realiza a remoção de calor do secundário (*Secondary Side Heat Removal* - SSHR);
- Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR), ou *Reactor cooling system*, que realiza a despressurização do vaso de pressão do reator (*Depressurize the Reactor Pressure Vessel* - DEP); e
- Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR), ou *Residual heat removal subsystem*: subsistema do Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE); realiza o resfriamento a longo prazo (*Long Term Cooling* - LTC).

Baseando-se nas sequências acidentais modeladas para eventos iniciadores internos, os sistemas descritos acima seguem a ordem de funções necessárias para se evitar um dano ao núcleo do reator (*core damage* - CD). Conforme a representação padrão de uma árvore de eventos, o ramo superior representa o caminho de sucesso, ou seja, o sistema cumpre a função para a qual foi projetado. Por outro lado, o ramo inferior representa a falha do sistema, não sendo realizada a função de segurança específica.

Na Figura 19, é apresentada a árvore de eventos para o SLOCA induzido por sismo já considerando que este evento iniciador foi induzido por um cenário

sísmico. Pode-se notar que as sequências #SSEQ2, #SSEQ6, #SSEQ7 e #SSEQ8 levam a um estado de danos ao núcleo (CD). Foi admitido que as barras de controle do sistema de SCRAM foram inseridas no núcleo para desligamento seguro do reator, ou seja, não ocorreu o evento *anticipated transient without scram* (ATWS). Portanto, o estudo de caso foi direcionado a estas sequências acidentais.

Figura 19 – Árvore de eventos para o evento iniciador Pequeno LOCA induzido por sismo (Seismic SLOCA).

Fonte: CAFTA suite.

5.5 Desenvolvimento da lista de equipamentos sísmicos (*seismic equipment list* - SEL) da instalação – Tarefa 3

No desenvolvimento da árvore de eventos para o SLOCA induzido por cenário sísmico apresentado na tarefa anterior foram identificados os sistemas que exercem funções de segurança. Desta forma foram realizadas as seguintes ações:

- foi adotada a “regra da caixa” para a identificação dos equipamentos sísmicos, o que permitiu a utilização de valores representativos de parâmetros de fragilidade, isto é, como está fora do escopo deste trabalho o cálculo real de fragilidade, foram utilizados os valores encontrados em revisões de referências;
- nesta tarefa foi adotado um modelo reduzido de SEL, incluindo: nome do sistema, função de segurança, equipamento e classe segundo a “regra da caixa”.
- os fluxogramas de processo dos sistemas envolvidos no SLOCA são representados nas Figuras 20 a 26. Os equipamentos sinalizados em vermelho indicam normalmente operando ou válvula aberta; e verde indicam normalmente em *standby* ou válvula fechada;

- os componentes pertencentes a cada sistema são relacionados nas Tabelas 5 a 11. Alguns componentes não foram modelados na APS nível 1;
- como se trata de uma SEL preliminar, alguns componentes não apresentados nos fluxogramas das Figuras 20 a 26 também foram incluídos, como por exemplo: relés, painéis de instrumentação e controle, painel de distribuição;
- embora a “regra da caixa” recomende o agrupamento de equipamentos em classes, foi adotada neste trabalho a classificação com base em características técnicas, ou seja, painel de distribuição de 13,8kV ac foi considerado de classe diferente do painel de distribuição de 460V ac. Embora possam apresentar os mesmos valores dos parâmetros de fragilidade, a diferenciação facilitou o rastreamento dos componentes nas sequências acidentais em função dos conjuntos de cortes determinados na análise;
- no estudo de caso foram consideradas falhas hipotéticas nas tubulações de acordo com as condições de SLOCA, bem como foram implementadas as falhas de tubulações induzidas por sismos: F-Piping-C-%G1...%Gn, associadas ao respectivo cenário sísmico, %G1...%Gn.

Figura 20 – Fluxograma de processo para o Sistema de Injeção de Emergência a Alta Pressão (SIE HP) do reator experimental em estudo.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011b).

Tabela 5 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Injeção de Emergência a Alta Pressão (SIE HP) do reator experimental em estudo.

Sistema: Subsistema de injeção de emergência (SIE HP)	
Função: Injeção de emergência a alta pressão	
Componente	Classe
HV715, HV716, HV719, HV720, HV759, HV760, HV767, HV768, HV763, HV764, HV766, HV769, HV741, HV742, HV751, HV752, HV753, HV754, HV775, HV776, HV762, HV765, HV755, HV756, HV707, HV709, HV711, HV712, HV713, HV714	Válvula Solenoide
SRE 91, SRE 92, SRE 93, SRE 94, SRE155, SRE156, SRE157, SRE158, SRE39, SRE42, SRE43, SRE44, SRE17, SRE18, SRE19, SRE20, SRE21, SRE22	Válvula manual
2156-VP5, 2156-VP6, 2156-VP1, 2156-VP2	Tanque
2156-B1, 2156-B2	Bomba
SRE29, SRE30, SRE31, SRE32, SRE66, SRE67, SRE159, SRE160, SRE 11, SRE12	Válvula de retenção
PSV689, PSV690, PSV694, PSV699	Válvula de segurança (pressão)
LT639, LT640, LT646, LT647, LT645, LT644, LT643, LT642	Sensor de nível
FE653, FE654	Sensor de fluxo
Small LOCA	Tubulação
CBT-1F-001 8Q1, CBT-1F-001 9Q1, CBT-2F-002 8Q1, CBT-2F-002 9Q1	Relé
CMT-1N-011, CMT-2N-012	Painel de distribuição 13,8kV ac
LC CBT-1F-001, LC CBT-2F-002	Painel de distribuição 460V ac
PNV-1F3002, PNV-1F3003, PNV-1F3003, PNV-1F3004, PNV-1F3005, PNV-1F3007, PNV-1F3007, PNV-1F3008, PNV-2F3001, PNV-2F3002, PNV-2F3004, PNV-2F3008, PNV-2F3009, PNV-2F3011	Painel

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011b).

Figura 21 – Fluxograma de processo para o Sistema de Injeção de Emergência a Baixa Pressão (SIE LP) do reator experimental em estudo.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011b).

Tabela 6 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Injeção de Emergência a Baixa Pressão (SIE LP) do reator experimental em estudo.

Sistema: Subsistema de injeção de emergência (SIE LP)	
Função: Injeção de emergência a baixa pressão	
Componente	Classe
HV771, HV772, HV773, HV774, HV707, HV709, HV711, HV712, HV713, HV714	Válvula Solenoide
SRE5, SRE6, SRE9, SRE10, SRE62, SRE149, SRE150, SRE70, SRE71, SRE152, SRE153	Válvula manual
2156-VP3, 2156-VP4, 2156-VP1, 2156-VP2	Tanque
2156-B3, 2156-B4	Bomba
SRE1, SRE2, SRE3, SRE4, SRE 11, SRE12	Válvula de retenção
PSV626, PSV629	Válvula de segurança (pressão)
LT635, LT636, LT637, LT638	Sensor de nível
Small LOCA	Tubulação
CBT-1F-001 8Q1, CBT-1F-001 9Q1, CBT-2F-002 8Q1, CBT-2F-002 9Q1	Relé
CMT-1N-011, CMT-2N-012	Painel de distribuição 13,8kV ac
LC CBT-1F-001, LC CBT-2F-002	Painel de distribuição 460V ac
PNV-1F3002, PNV-1F3003, PNV-1F3004, PNV-1F3005, PNV-1F3007, PNV-1F3008, PNV-2F3001, PNV-2F3002, PNV-2F3004, PNV-2F3008, PNV-2F3009, PNV-2F3011	Painel

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011b).

Figura 23 – Fluxograma de processo para o Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) - Trem 1 - função de remoção do calor do secundário (SSHR) do reator experimental em estudo.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011c).

Tabela 8 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) - Trem 1 - função de remoção do calor do secundário (SSHR) do reator experimental em estudo.

Sistema: Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) – Trem 1.	
Função: Remoção de calor do secundário (SSHR)	
Componente	Classe
HV1006, HV1008, HV1003, HV1094, HV1093, HV1099, HV1098, HV1009, HV1000, HV2113, HV1080	Válvula Solenoide
TG156, TG165, TG117, TG123, TG111, TG145, TG109, TG115, TG101, TG141, TG143, TG 85	Válvula manual
FV2045, LV2029	Válvula operada por motor
HV1054, HV1014	Válvula operação pneumática
255TG-B1A, 255TG-B1B, 255TGB3A, 255TG-B3B	Bomba
254TG-CD1	Condensador
2141-GV1	Gerador de Vapor
TG155, TG69	Válvula de retenção
PSV1058, PSV1059	Válvula de segurança (pressão)
MCC PN1E120, MCC PN1S100, MCC PN2E120, MCC PN2S100	Painel de distribuição 460V ac
PNV-1F3001, PNV-1F3002, PNV-1F3004, PNV-1F3005, PNV-2F3001, PNV-2F3002, PNV-2F3004, PNV-2F3005, PNV-0N3001, PNV-0N3002	Painel

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011c).

Figura 24 – Fluxograma de processo para o Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) - Trem 2 - função de remoção do calor do secundário (SSHR) do reator experimental em estudo.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011d).

Tabela 9 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) - Trem 2 - função de remoção do calor do secundário (SSHR) do reator experimental em estudo.

Sistema: Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) – Trem 2.	
Função: Remoção de calor do secundário (SSHR)	
Componente	Classe
HV1108, HV1103, HV1194, HV1199, HV1193, HV1198, HV1109, HV1100, HV1106, HV2114, HV1180	Válvula Solenoide
TG118, TG161, TG158, TG124, TG112, TG146, TG110, TG116, TG102, TG142, TG144, TG86	Válvula manual
FV2044, LV2028	Válvula operada por motor
HV1154, HV1114	Válvula operação pneumática
255TG-B2A, 255TG-B2B, 255TG-B4A, 255TG-B4B	Bomba
254TG-CD2	Condensador
2141-GV2	Gerador de Vapor
TG157, TG51	Válvula de retenção
PSV1158, PSV1159	Válvula de segurança (pressão)
MCC PN1E120, MCC PN1S100, MCC PN2E120, MCC PN2S100	Painel de distribuição 460V ac
PNV-1F3001, PNV-1F3002, PNV-1F3004, PNV-1F3005, PNV-2F3001, PNV-2F3002, PNV-2F3004, PNV-2F3005, PNV-0N3001, PNV-0N3002	Painel

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011d).

Figura 25 – Fluxograma de processo para o Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) - Trem 1 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP) do reator experimental em estudo.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011a).

Tabela 10 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) - Trem 1 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP) do reator experimental em estudo.

Sistema: Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) – Trem 1. Função: Despressurização do vaso de pressão do reator (DEP).	
Componente	Classe
HV1000, HV1006	Válvula Solenoide
HV1001, HV1002	Válvula operada hidráulica
2141-B1C, 2141-B1B, 2141-B1A	Bomba
2141-GV1	Gerador de vapor
HV1051, HV1052, HV1053	Válvula de retenção
FO1067	Sensor de fluxo

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011a)

Figura 26 – Fluxograma de processo para o Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) - Trem 2 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP) do reator experimental em estudo.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011a)

Tabela 11 – Lista de equipamentos sísmicos (SEL) para o Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) - Trem 2 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP) do reator experimental em estudo.

Sistema: Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) – Trem 2. Função: Despressurização do vaso de pressão do reator (DEP).	
Componente	Classe
HV1100, HV1106, HV1167, HV1063, HV1069	Válvula Solenoide
HV1102, HV1101	Válvula operada hidráulica
PV1064	Válvula operada por motor
2141-B2C, 2141-B2B, 2141-B2A	Bomba
2141-GV2	Gerador de vapor
2141-PZ	Pressurizador
HV1151, HV1152, HV1153, PR224	Válvula de retenção
PSV1055, PSV1057	Válvula de segurança (pressão)
FO1067	Sensor de fluxo
PNV-2F3006, PNV-2F3011	Painel

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011a)

5.6 Processo de seleção (*screening*) de componentes da SEL – Tarefa 8

O processo de seleção dos equipamentos da SEL preliminar foi realizado de acordo com os critérios descritos no item 4.3.8 (Tarefa 8) e referências correlatas. Uma aplicação simplificada para esta tarefa foi adotada neste trabalho com o uso do critério de seleção dos equipamentos inerentemente robustos, por meio do truncamento da curva de fragilidade de cada equipamento da SEL preliminar no parâmetro HCLPF (Equação 5). Foi identificado e adotado, Figura 27, uma aceleração espectral (*Spectral acceleration* - S_a) aproximada de 0.53g para uma AFE de 10^{-5} /ano em 100Hz (nesta frequência, a S_a é tomada como PGA) (XIE, NI e WEI, 2019);

Figura 27 – Nível de seleção definido para os equipamentos da lista de equipamentos sísmicos (SEL) pelo espectro de resposta uniforme de ameaça (UHRs) de ANGRA.

Fonte: Adaptado e traduzido de (ALMEIDA, ASSUMPÇÃO, *et al.*, 2019).

Nas Tabelas 12 a 18, são mostradas as listas de equipamentos sísmicos com seus respectivos parâmetros representativos de fragilidade e suas respectivas capacidades HCLPF, calculadas conforme a Equação (5), para todos as classes de equipamentos identificadas na tarefa anterior. As linhas das Tabelas 12 a 18 que estão preenchidas na cor verde correspondem aos equipamentos incluídos na SEL preliminar.

Tabela 12 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Injeção de Emergência a Alta Pressão (SIE-HP).

Sistema	Componente	Classe	ID Grupo de fragilidade	Evento Básico de Fragilidade	Fragilidade					FONTE	PORTÃO
					A _m [g]	β _U	β _R	β _C	HCLPF		
Sistema de Injeção de emergência (SIE-HP) Função: Injeção de emergência a alta pressão	HV715, HV716, HV719, HV720, HV759, HV760, HV767, HV768, HV763, HV764, HV766, HV769, HV741, HV742, HV751, HV752, HV753, HV754, HV775, HV776, HV762, HV765, HV755, HV756, HV707, HV709, HV711, HV712, HV713, HV714	Válvula Solenoide	-	-	2,5	0,3	0,5	0,58	0,64	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	SRE 91, SRE 92, SRE 93, SRE 94, SRE155, SRE156, SRE157, SRE158, SRE39, SRE42, SRE43, SRE44, SRE17, SRE18, SRE19, SRE20, SRE21, SRE22	Válvula manual	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	2156-VP5, 2156-VP6, 2156-VP1, 2156-VP2	Tanque	-	-	0,3	0,3	0,35	0,46	0,10	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	2156-B1, 2156-B2	Bomba	-	-	2	0,3	0,4	0,50	0,62	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	SRE29, SRE30, SRE31, SRE32, SRE66, SRE67, SRE159, SRE160, SRE 11, SRE12	Válvula de retenção	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	PSV689, PSV690, PSV694, PSV699	Válvula de segurança (pressão)	-	-	2	0,35	0,5	0,61	0,48	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	LT639, LT640, LT646, LT647, LT645, LT644, LT643, LT642	Sensor de nível	-	-	-	-	-	-	-	Capacidade inerentemente robusta Smirt-23 Paper_785 (2015)	-
	FE653, FE654	Sensor de fluxo	-	-	-	-	-	-	-	Capacidade inerentemente robusta Smirt-23 Paper_785 (2015)	-
	Pequeno LOCA	Tubulação	F-SLOCA	F-SLOCA-C-%G01...%G08	1	0,3	0,4	0,50	0,31	Anexo H Guia EPRI (2013)	#EVENTIR_S_PRZPSV_ZPRM, SRC152_2, LOCA_IE, #SSHR9
	CBT-1F-001 8Q1, CBT-2F-002 8Q1	Relé	F-RELAY-1F-001 8Q1 F-RELAY-2F-002 8Q1	F-RELAY-1F-001-8Q1-C-%G01...%G08, F-RELAY-2F-002-8Q1-C-%G01...%G08	1	0,3	0,35	0,46	0,34	Anexo H Guia EPRI (2013)	SIE2156B1, SIE2156B2_RL
	CMT-1N-011, CMT-2N-012	Painel de distribuição 13,8kV ac	F-13SG-CMT-1N-011 F-13SG-CMT-2N-012	F-13SG-CMT-1N-011-C-%G01...%G08, F-13SG-CMT-2N-012-C-%G01...%G08	1,3	0,27	0,39	0,47	0,43	Anexo H Guia EPRI (2013)	SIE2156B1, SIE2156B2_RL APREXT_R2F8Q1_APFMCT2N0 12
	LC CBT-1F-001, LC CBT-2F-002	Painel de distribuição 460V ac	F-460SG-1F-001 F-460SG-2F-002	F-460SG-1F-001-C-%G01...%G08, F-460SG-2F-002-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	SIE2156B1, SIE114_1, SIE2156B2, SIE114_2
	3600-PNV-1F3005, 3600-PNV-1F3007, 3600-PNV-1F3008, 3600-PNV-2F3002, 3600-PNV-2F3004, 3600-PNV-2F3008, 3600-PNV-2F3009	Painel	F-PNV-1F3005 F-PNV-1F3007 F-PNV-1F3008 F-PNV-2F3002 F-PNV-2F3004 F-PNV-2F3008 F-PNV-2F3009	F-PNV-1F3005-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3007-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3008-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3002-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3004-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3008-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3009-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	SIE126_1, SIE126_2, SIE103_1, SIE103_33, SIE107_1, SIE107_2, SIE127_2, SIE127_1, SIE103_2, SIE108_1, SIE108_2

Tabela 13 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Injeção de Emergência a Baixa Pressão (SIE-LP) – Trens 1 e 2.

Sistema	Componente	Classe	ID Grupo de fragilidade	Evento Básico de Fragilidade	Fragilidade					FONTE	PORTÃO
					A _m [g]	β _U	β _R	β _C	HCLPF		
Sistema de Injeção de emergência (SIE-LP) Função: Injeção de emergência a baixa pressão	HV771, HV772, HV773, HV774, HV707, HV709, HV711, HV712, HV713, HV714	Válvula Solenoide	-	-	2,5	0,3	0,5	0,58	0,64	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	SRE5, SRE6, SRE9, SRE10, SRE61, SRE62, SRE149, SRE150, SRE70, SRE71, SRE152, SRE153	Válvula manual	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	2156-VP3, 2156-VP4, 2156-VP1, 2156-VP2	Tanque	-	-	0,3	0,3	0,35	0,46	0,10	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	2156-B3, 2156-B4	Bomba	-	-	2	0,3	0,4	0,50	0,62	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	SRE1, SRE2, SRE3, SRE4, SRE 11, SRE12	Válvula de retenção	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	PSV646, PSV626, PSV629, PSV845	Válvula de segurança (pressão)	-	-	1,5	0,35	0,5	0,61	0,36	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	LT635, LT636, LT637, LT638	Sensor de nível	-	-	-	-	-	-	-	Capacidade inerentemente robusta Smirt-23 Paper_785 (2015)	-
	Pequeno LOCA	Tubulação	F-SLOCA	F-SLOCA-C-%G01...%G08	1	0,3	0,4	0,50	0,31	Anexo H Guia EPRI (2013)	#EVENTIR_S_PRZPSV_ZPRM, SRC152_2, LOCA_IE, #SSHR9
	CBT-1F-001 9Q1, CBT-2F-002 9Q1	Relé	F-RELAY-1F-001 9Q1 F-RELAY-2F-002 9Q1	F-RELAY-1F-001-9Q1-C-%G01...%G08, F-RELAY-2F-002-9Q1-C-%G01...%G08	1	0,3	0,35	0,46	0,34	Anexo H Guia EPRI (2013)	SIE2156B3_RL, SIE2156B4_RL
	CMT-1N-011, CMT-2N-012	Painel de distribuição 13,8kV ac	F-13SG-CMT-1N-011 F-13SG-CMT-2N-012	F-13SG-CMT-1N-011-C-%G01...%G08, F-13SG-CMT-2N-012-C-%G01...%G08	1,3	0,27	0,39	0,47	0,43	Anexo H Guia EPRI (2013)	APREXT_R1F9Q1_APFMT1N011, APREXT_R2F9Q1_APFMT2N012
	LC CBT-1F-001, LC CBT-2F-002	Painel de distribuição 460V ac	F-460SG-1F-001 F-460SG-2F-002	F-460SG-1F-001-C-%G01...%G08, F-460SG-2F-002-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	SIE2156B3, SIE214_1, SIE215_1, SIE2156B4, SIE214_2, SIE215_2
	3600-PNV-1F3003, 3600-PNV-1F3004, 3600-PNV-1F3005, 3600-PNV-1F3007, 3600-PNV-1F3008, 3600-PNV-2F3001, 3600-PNV-2F3002, 3600-PNV-2F3004, 3600-PNV-2F3008, 3600-PNV-2F3009	Painel	F-PNV-1F3003 F-PNV-1F3004 F-PNV-1F3005 F-PNV-1F3007 F-PNV-1F3008 F-PNV-2F3001 F-PNV-2F3002 F-PNV-2F3004 F-PNV-2F3008 F-PNV-2F3009	F-PNV-1F3003-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3004-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3005-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3007-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3008-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3001-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3002-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3004-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3008-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3009-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	SIE240_1, SIE237_1, SIE126_1, SIE126_2, SIE232_1, SIE232_2, SIE237_2, SIE103_1, SIE103_33, SIE107_1, SIE107_2, SIE239_1, SIE239_2, SIE240_2, SIE127_2, SIE236_1, SIE233_2, SIE236_2, SIE127_1, SIE233_1, SIE103_2, SIE108_1, SIE108_2

Tabela 14 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR) – Trens 1 e 2 – função de resfriamento a longo prazo (LTC).

Sistema	Componente	Classe	ID Grupo de fragilidade	Evento Básico de Fragilidade	Fragilidade					FONTE	PORTÃO
					A _m [g]	β _U	β _R	β _C	HCLPF		
Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR) Trens 1 e 2. Função: Resfriamento a longo prazo (LTC).	HV703, HV705, HV723, HV724, HV741, HV742, HV731, HV732, HV733, HV734, HV737, HV738, HV739, HV740, HV725, HV726, HV729, HV730, HV751, HV752, HV753, HV754, HV721, HV722	Válvula Solenoide	-	-	2,5	0,3	0,5	0,58	0,64	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	SRE39, SRE42, SRE43, SRE44, SRE93, SRE94, SRE157, SRE158	Válvula manual	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	HV735, HV736	Válvula operada por motor	F-MOV-HV735 F-MOV-HV736	F-MOV-HV735-C-%G01...%G08, F-MOV-HV736-C-%G01...%G08	1,35	0,35	0,5	0,61	0,33	Anexo H Guia EPRI (2013)	SRC105_1, SRC105_2
	2156-B5, 2156-B6, 2156-B7, 2156-B8	Bomba	-	-	2	0,3	0,4	0,50	0,62	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	2156-TC1, 2156-TC2	Trocador de calor	F-HX-2156-TC1 F-HX-2156-TC2	F-HX-2156-TC1-C-%G01...%G08, F-HX-2156-TC2-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	SRC105_1, SRC105_2
	SRE164, SRE167, SRE147, SRE148, SRE159, SRE160, SRE35, SRE36, SRE33, SRE34, SRE37, SRE38, SRE66, SRE67, SRE40, SRE41	Válvula de retenção	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	Pequeno LOCA	Tubulação	F-SLOCA	F-SLOCA-C-%G01...%G08	1	0,3	0,4	0,50	0,31	Anexo H Guia EPRI (2013)	LOCA_IE, SRC152_2
	PSV696, PSV697	Válvula de segurança (pressão)	-	-	1,5	0,35	0,5	0,61	0,36	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	LT640, LT646, LT642, LT643, LT644, LT645	Sensor de nível	-	-	-	-	-	-	-	Capacidade inerentemente robusta Smirt-23 Paper_785 (2015)	-
	MCC CCM-1F-015, MCC CCM-2F-025	Painel de distribuição 460V ac	F-460SG-1F-015 F-460SG-2F-025	F-460SG-1F-015-C-%G01...%G08, F-460SG-2F-025-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	SRC107_1, SRC108_1, SRC109_1, SRC117_1, SRC118_1, SRC119_1, SRC107_2, SRC108_2, SRC109_2, SRC117_2, SRC118_2, SRC119_2
	3600-PNV-1F3007, 3600-PNV-1F3008, 3600-PNV-1F3009, 3600-PNV-2F3008, 3600-PNV-2F3009, 3600-PNV-2F3010	Painel	F-PNV-1F3007 F-PNV-1F3008 F-PNV-1F3009 F-PNV-2F3008 F-PNV-2F3009 F-PNV-2F3010	F-PNV-1F3007-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3008-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3009-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3008-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3009-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3010-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	SRC103_1, SRC121_1, SRC123_1A, SRC129_1, SRC130_1A, HV725_FO, SRC115_1, SRC103_2, SRC129_2, SRC130_2A, HV726_FO, SRC115_2, SRC121_2, SRC123_2A, SRC006, SRC008, SRC009, APNV_1F3009_FAILS, APNV_2F3010_FAILS

Tabela 15 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) – Trem 1 – função de remoção de calor do secundário (SSHR).

Sistema	Componente	Classe	ID Grupo de fragilidade	Evento Básico de Fragilidade	Fragilidade					FONTE	PORTÃO
					A _m [g]	β _U	β _R	β _C	HCLPF		
Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) – Trem 1. Função: Remoção de calor do secundário (SSHR)	HV1006, HV1008, HV1003, HV1094, HV1093, HV1099, HV1098, HV1009, HV1000, HV2113, HV1080	Válvula Solenoide	-	-	2,5	0,3	0,5	0,58	0,64	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	TG156, TG165, TG117, TG123, TG111, TG145, TG109, TG115, TG101, TG141, TG143, TG 85	Válvula manual	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	FV2045, LV2029	Válvula operada por motor	F-MOV-FV2045 F-MOV-LV2029	F-MOV-FV2045-C-%G01...%G08, F-MOV-LV2029-C-%G01...%G08	1,35	0,35	0,5	0,61	0,33	Anexo H Guia EPRI (2013)	TG_2530_SG1, TG_2530_FLOWTOB3A
	HV1054, HV1014	Válvula operação pneumática	F-POV-HV1054 F-POV-HV1014	F-POV-HV1054-C-%G01...%G08, F-POV-HV1014-C-%G01...%G08	1,8	0,35	0,5	0,61	0,43	Anexo H Guia EPRI (2013)	#SSHR6, #SSHR16
	255TG-B1A, 255TG-B1B, 255TGB3A, 255TG-B3B	Bomba	-	-	2	0,3	0,4	0,50	0,62	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	254TG-CD1	Condensador	-	-	0,72	0,28	0,32	0,43	0,27	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	2141-GV1	Gerador de Vapor	-	-	1,5	0,3	0,4	0,50	0,47	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	TG155, TG69	Válvula de retenção	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	PSV1058, PSV1059	Válvula de segurança (pressão)	F-PSV1058 F-PSV1059	F-PSV1058-C-%G01...%G08, F-PSV1059-C-%G01...%G08	1,5	0,35	0,5	0,61	0,36	Anexo H Guia EPRI (2013)	PSV1058_F, PSV1059_F
	Pequeno LOCA	Tubulação	F-SLOCA	F-SLOCA-C-%G01...%G08	1	0,3	0,4	0,50	0,31	Anexo H Guia EPRI (2013)	#EVENTIR_S_PRZPSV_ZPRM
	MCC PN1E120, MCC PN1S100, MCC PN2E120, MCC PN2S100	Painel de distribuição 460V ac	F-460SG-PN1E120 F-460SG-PN1S100 F-460SG-PN2E120 F-460SG-PN2S100	F-460SG-PN1E120-C-%G01...%G08, F-460SG-PN2E120-C-%G01...%G08, F-460SG-PN1S100-C-%G01...%G08, F-460SG-PN2S100-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	TG_2530_B1ASTART, TG_2530_B2ASTART, TG_2530_B1APUMPRUF, TG_2530_B2APUMPRUF, TG_2530_B3APUMPF, TG_2530_B4APUMPF
	3600-PNV-1F3004, 3600-PNV-2F3001, 3600-PNV-2F3005	Painel	F-PNV-1F3004 F-PNV-1F3002 F-PNV-2F3001 F-PNV-2F3005	F-PNV-1F3004-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3002-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3001-C-%G01...%G08, F-PNV-2F3005-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	HV1094_F, HV1093_F, HV1098_F

Tabela 16 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) – Trem 2 – função de remoção de calor do secundário (SSHR).

Sistema	Componente	Classe	ID Grupo de fragilidade	Evento Básico de Fragilidade	Fragilidade					FONTE	PORTÃO
					A _m [g]	β _u	β _R	β _c	HCLPF		
Sistema de Conversão de Vapor e Energia (TG) – Trem 2. Função: Remoção de calor do secundário (SSHR)	HV1108, HV1103, HV1194, HV1199, HV1193, HV1198, HV1109, HV1100, HV1106, HV2114, HV1180	Válvula Solenoide	-	-	2,5	0,3	0,5	0,58	0,64	Anexo H Guia EPRI (2013)	
	TG118, TG161, TG158, TG124, TG112, TG146, TG110, TG116, TG102, TG142, TG144, TG86	Válvula manual	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	
	FV2044, LV2028	Válvula operada por motor	F-MOV-FV2044 F-MOV-LV2028	F-MOV-FV2044-C-%G01...%G08, F-MOV-LV2028-C-%G01...%G08	1,35	0,35	0,5	0,61	0,33	Anexo H Guia EPRI (2013)	TG_2530_SG2, TG_2530_FLOTOB4
	HV1154, HV1114	Válvula operação pneumática	F-POV-HV1154 F-POV-HV1114	F-POV-HV1114-C-%G01...%G08, F-POV-HV1154-C-%G01...%G08	1,8	0,35	0,5	0,61	0,43	Anexo H Guia EPRI (2013)	#SSHR16
	255TG-B2A, 255TG-B2B, 255TG-B4A, 255TG-B4B	Bomba	-	-	2	0,3	0,4	0,50	0,62	Anexo H EPRI GUIDE (2013)	
	254TG-CD2	Condensador	-	-	0,72	0,28	0,32	0,43	0,27	NÃO MODELADO na APS nível 1	
	2141-GV2	Gerador de Vapor	-	-	1,5	0,3	0,4	0,50	0,47	NÃO MODELADO na APS nível 1	
	TG157, TG51	Válvula de retenção	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	
	PSV1158, PSV1159	Válvula de segurança (pressão)	F-PSV1158 F-PSV1159	F-PSV1158-C-%G01...%G08, F-PSV1159-C-%G01...%G08	1,5	0,35	0,5	0,61	0,36	Anexo H Guia EPRI (2013)	PSV1158_F, PSV1159_F
	Pequeno LOCA	Tubulação	F-SLOCA	F-SLOCA-C-%G01...%G08	1	0,3	0,4	0,50	0,31	Anexo H Guia EPRI (2013)	#EVENTIR_S_PRZPSV_ZPRM
	MCC PN1E120, MCC PN1S100, MCC PN2E120, MCC PN2S100	Painel de distribuição 460V ac	F-460SG-PN1E120 F-460SG-PN1S100 F-460SG-PN2E120 F-460SG-PN2S100	F-460SG-PN1E120-C-%G01...%G08, F-460SG-PN2E120-C-%G01...%G08, F-460SG-PN1S100-C-%G01...%G08, F-460SG-PN2S100-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	TG_2530_B1BSTART, TG_2530_B2BSTART, TG_2530_B1BPUMPRUF, TG_2530_B2BPUMPRUF, TG_2530_B4BPUMPF, TG_2530_B3BPUMPF
	3600-PNV-1F3001, 3600-PNV-1F3002, 3600-PNV-1F3004, 3600-PNV-1F3005,	Painel	F-PNV-1F3001 F-PNV-1F3002 F-PNV-1F3004 F-PNV-1F3005	F-PNV-1F3001-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3002-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3004-C-%G01...%G08, F-PNV-1F3005-C-%G01...%G08,	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013))	#SSHR16, HV1193_F, HV1198_F, HV1194_F, HV1199_F

Tabela 17 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) – Trem 1 – função de despressurização do vaso do reator (DEP).

Sistema	Componente	Classe	ID Grupo de fragilidade	Evento Básico de Fragilidade	Fragilidade					FONTE	PORTÃO
					$A_m[g]$	β_U	β_R	β_C	HCLPF		
Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) – Trem 1. Função: Despressurização do vaso do reator (DEP).	HV1000, HV1006	Válvula Solenoide	-	-	2,5	0,3	0,5	0,58	0,64	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	HV1001, HV1002	Válvula operada hidráulica	-	-	-	-	-	-	-	Capacidade inerentemente robusta Smirt-23 Paper_785 (2015)	-
	2141-B1C, 2141-B1B, 2141-B1A	Bomba	-	-	2	0,3	0,4	0,50	0,62	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	2141-GV1	Gerador de vapor	-	-	1,5	0,3	0,4	0,5	0,47	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	HV1051, HV1052, HV1053	Válvula de retenção	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	FO1067	Sensor de fluxo	-	-	-	-	-	-	-	Capacidade inerentemente robusta Smirt-23 Paper_785 (2015)	-

Tabela 18 – Lista de equipamentos sísmicos e respectivos parâmetros de fragilidade referente ao Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) – Trem 2 - função de despressurização do vaso de pressão do reator (DEP).

Sistema	Componente	Classe	ID Grupo de fragilidade	Evento Básico de Fragilidade	Fragilidade					FONTE	PORTÃO
					A _m [g]	β _U	β _R	β _C	HCLPF		
Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) – Trem 2. Função: Despressurização do vaso do reator (DEP).	HV1100, HV1106, HV1167, HV1063, HV1069	Válvula Solenoide	-	-	2,5	0,3	0,5	0,58	0,64	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	HV1101, HV1102	Válvula operada hidráulica	-	-	-	-	-	-	-	Capacidade inerentemente robusta Smirt-23 Paper_785 (2015)	-
	PV1064	Válvula operada por motor	-	-	1,35	0,35	0,5	0,61	0,33	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	2141-B2C, 2141-B2B, 2141-B2A	Bomba	-	-	2	0,3	0,4	0,50	0,62	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	2141-GV2	Gerador de vapor	-	-	1,5	0,3	0,4	0,5	0,47	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	2141-PZ	Pressurizador	-	-	1,5	0,3	0,4	0,5	0,47	NÃO MODELADO na APS nível 1	-
	Pequeno LOCA	Tubulação	F-SLOCA	F-SLOCA-C-%G01...%G08	1	0,3	0,4	0,50	0,31	Anexo H Guia EPRI (2013)	#EVENTIR_S_PRZPSV_ZPRM
	HV1151, HV1152, HV1153, PR224	Válvula de retenção	-	-	3	0,35	0,5	0,61	0,72	Anexo H Guia EPRI (2013)	-
	PSV1055, PSV1057	Válvula de segurança (pressão)	-	-	1,5	0,35	0,5	0,61	0,36	NÃO ATUAM NAS SEQUÊNCIAS ACIDENTAIS	-
	FO1067	Sensor de fluxo	-	-	-	-	-	-	-	Capacidade inerentemente robusta Smirt-23 Paper_785 (2015)	-
	3600-PNV-2F3006	Painel	-	-	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	NÃO ATUAM NAS SEQUÊNCIAS ACIDENTAIS SLOCA	-
	3600-PNV-2F3011	Painel	F-PNV-2F3011	F-PNV-2F3011-C-%G01...%G08	0,7	0,3	0,35	0,46	0,24	Anexo H Guia EPRI (2013)	HV1167_F

Os valores de HCLPF apresentados na cor de fonte vermelha indicam equipamentos com capacidade superior ao nível de seleção identificado pela UHRS (Figura 27) local e, portanto, foram excluídos da SEL. É importante destacar que os valores utilizados dos parâmetros de fragilidade são representativos (genéricos) para os componentes considerados, o que não isenta o analista a solicitar um cálculo aprofundado por especialistas de fragilidade.

Outro ponto importante é a recomendação de se incluir componentes substitutos para aqueles com maior capacidade HCLPF. No entanto, esta prática é normalmente adotada para uma SMA, a qual não foi realizada neste trabalho por estar fora do escopo da APS Sísmica.

5.7 Elaboração das árvores de falhas sísmicas – Tarefa 11

A extensão das árvores de falhas da APS nível 1 original para a APS Sísmica foi realizada com a inclusão de eventos básicos referentes a cada cenário de evento iniciador sísmico e fragilidades das classes de componentes da SEL final. Para cada evento básico (BE) de fragilidade está associado um cenário sísmico nomeado de %G01 a %G_n, dependendo do número de cenários estabelecidos.

No estudo de caso apresentado neste trabalho, optou-se por efetuar uma análise de sensibilidade na quantificação da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para diversos modos de discretização da curva de ameaça sísmica. Desta forma, na análise de sensibilidade dos resultados são abordadas as seguintes situações:

- incremento no número de cenários sísmicos considerados: comparação entre os resultados obtidos para 8 cenários sísmicos (%G01 a %G08) e 12 cenários sísmicos (%G01 a %G12); e
- modo de discretização de cada cenário sísmico: comparação entre cenários com intervalos equidistantes e cenários com intervalos deslocados (mais concentrados em baixos valores de S_a).

Na Tabela 19, é mostrado o número de eventos básicos (BE) de fragilidade e de eventos sísmicos (eventos iniciadores) para uma discretização da curva de ameaça sísmica em 8 cenários e em 12 cenários.

Tabela 19 – Número de eventos básicos (BE) de fragilidade e cenários sísmicos implementados na APS Sísmica.

SISTEMA	8 CENÁRIOS SÍSMICOS		12 CENÁRIOS SÍSMICOS	
	Nº Eventos Iniciadores sísmicos	Nº BE fragilidade	Nº Eventos Iniciadores sísmicos	Nº BE fragilidade
SIE-HP	176	176	240	240
SIE-LP	264	264	396	396
SSHR – Trem 1	128	128	180	180
SSHR – Trem 2	128	128	192	192
DEP – Trem 1	0	0	0	0
DEP – Trem 2	8	8	12	12
LTC – Trem 1 e 2	280	280	420	420
TOTAL parcial	984	984	1440	1440
TOTAL BE geral	1968		2880	

Fonte: CAFTA

Foram implementados eventos básicos de fragilidade e eventos iniciadores para a configuração com 8 e 12 cenários sísmicos com um total de 1968 e 2880 eventos básicos (BE), respectivamente. Entende-se como cenário deslocado quando a discretização é realizada pelo analista, o qual define de modo subjetivo os limites superior e inferior de cada intervalo, sem se preocupar em formar intervalos equidistantes para os valores do GMP. Para este trabalho optou-se por gerar um número maior de cenários na faixa de valores mais baixos de S_a . Esta escolha se deve à compatibilidade com zonas de baixa sismicidade. Os cenários com intervalos equidistantes são gerados automaticamente pelo módulo FRANX do código computacional CAFTA. Desta forma, os intervalos de cada cenário sísmico seguiram a configuração mostrada na Tabela 20.

Tabela 20 – Configurações de cenários sísmicos para estudos de sensibilidade da APS Sísmica.

Identificação do Cenário	8 cenários sísmicos		12 cenários sísmicos	
	Equidistantes	Deslocados para valores mais baixos de S_a	Equidistantes	Deslocados para valores mais baixos de S_a
%G01	0.0001g a <0.1g	0.0001g a <0.01g	0.0001g a <0.1g	0.0001g a <0.001g
%G02	0.1g a <0.8333g	0.01g a <0.1g	0.1g a <0.54g	0.001g a <0.01g
%G03	0.8333g a <1.5667g	0.1g a <0.5g	0.54g a <0.98g	0.01g a <0.1g
%G04	1.5667g a <2.3g	0.5g a <1g	0.98g a <1.42g	0.1g a <0.25g
%G05	2.3g a <3.0333g	1g a <2g	1.42g a <1.86g	0.25g a <0.5g
%G06	3.0333g a <3.7667g	2g a <3g	1.86g a <2.3g	0.5g a <0.75g
%G07	3.7667g a <4.5g	3g a <4g	2.3g a <2.74g	0.75g a <1g
%G08	> 4.5g	> 4g	2.74g a <3.18g	1g a <2g
%G09	-	-	3.18g a <3.62g	2g a <3g
%G10	-	-	3.62g a <4.06g	3g a <4g
%G11	-	-	4.06g a <4.5g	4g a <4.5g
%G12	-	-	>4.5g	>4.5g

Fonte: FRANX.

É importante destacar que a Lista de equipamentos sísmicos (SEL) por sistema mostrada na seção anterior (Tabelas 12 a 18) deve ser considerada para o estudo com 8 e 12 cenários sísmicos. A SEL supracitada identifica os eventos básicos de fragilidade apenas para 8 cenários, como por exemplo: F-PNV-2F3011-C-%G01...%G08 para o painel “3600-PNV-2F3011” do Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR) – Trem 2 que realiza a despressurização do vaso do reator (DEP). A diferença está apenas no nome dado a cada evento básico (BE) de fragilidade, no qual é indicada a referência dos cenários sísmicos (%G01...%G12).

Nas Figuras 28 a 31, são apresentados exemplos de implementação de ramos nas árvores de falhas sísmicas para 8 e 12 cenários sísmicos, tanto para intervalos deslocados para valores mais baixos de S_a como para intervalos equidistantes. São apresentados em destaque os valores de AFE de alguns exemplos de cenários, com seus respectivos limites. Além disso, é apresentada a probabilidade de falha condicional do equipamento dada a ocorrência do respectivo cenário sísmico.

A extensão das árvores de falhas foi realizada da seguinte forma, por exemplo: na Figura 28, a falha da válvula solenoide HV763 (SIE239_1) pode ocorrer devido à falha aleatória do painel 3600-PNV-2F3001. No entanto, a falha deste painel pode ser induzida por eventos sísmicos (à esquerda). Um novo modo de falha, fragilidade sísmica do painel 3600-PNV-2F3001, foi implementado por meio de um portão “OU” (PNV-2F3001-S-F-PANEL). Neste caso, foi associada um portão “E” (PNV-2F3001-S-F-G_n), destaque para PNV-2F3001-S-F-G4 e PNV-2F3001-S-F-G5 (a direita). Neste portão, por sua vez, foram associados eventos iniciadores sísmicos (%G_n), destaque para %G04 e %G05, com eventos básicos de fragilidade (F-PNV-2F3001-C-%G0_n), destaque para F-PNV-2F3001-C-%G04 e F-PNV-2F3001-C-%G05, respectivamente. O estudo foi realizado, neste exemplo, para 8 cenários deslocados. A frequência anual de excedência (AFE) para os eventos iniciadores sísmicos %G04, intervalo de S_a de 0.5g a <1g, é de 3.28E-06. Já a AFE para %G05, intervalo de S_a de 1g a <2g, é de 9.96E-07. Também são destacadas as probabilidades de falha condicionais associadas ao nível de movimento do solo definido pelos eventos iniciadores sísmicos: para %G04 e %G05, são 5.09E-01 e 9.36E-1, respectivamente. Para os exemplos das Figuras 29 a 31, a implementação segue o mesmo procedimento.

Figura 28 – Exemplo de extensão da árvore de falhas com inclusão dos eventos iniciadores %G04 e %G05 (estudo com 8 cenários deslocados) e respectivos eventos básicos de fragilidade F-PNV-2F3001-C-%G04 e F-PNV-2F3001-C-%G05.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011b) e CAFTA.

Figura 29 – Exemplo de extensão da árvore de falhas com inclusão dos eventos iniciadores %G04 e %G05 (estudo com 8 cenários equidistantes) e respectivos eventos básicos de fragilidade F-460SG-1F-015-C-%G04 e F-460SG-1F-015-C-%G05.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011c) e CAFTA.

Figura 30 – Exemplo de extensão da árvore de falhas com inclusão dos eventos iniciadores %G06 e %G07 (estudo com 12 cenários deslocados) e respectivos eventos básicos de fragilidade F-HX-2156-TC1-C-%G06 e F-HX-2156-TC1-C-%G07.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011c) e CAFTA.

Figura 31 – Exemplo de extensão da árvore de falhas com inclusão dos eventos iniciadores %G06 e %G07 (estudo com 12 cenários equidistantes) e respectivos eventos básicos de fragilidade F-PSV1158-C-%G06 e F-PSV1158-C-%G07.

Fonte: (GENPRO ENGENHARIA, 2011d) e CAFTA.

5.8 Quantificação do risco sísmico da instalação – Tarefa 12

As quantificações realizadas neste estudo de caso são apresentadas no capítulo 6 deste trabalho. Para cada configuração, os seguintes cálculos são apresentados:

- Contribuição para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ por tipo de cenário sísmico;
- Lista com os 10 conjuntos de cortes mínimos mais significativos para cada tipo de cenário sísmico;
- Contribuição das sequências acidentais #SSEQ2, #SSEQ6, #SSEQ7, #SSEQ8 na $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$;
- Contribuição quantitativa por sistema na $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$;
- Análise de incerteza da estimativa da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para cada cenário sísmico analisado; e
- Análise de sensibilidade da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ em relação ao número de cenários sísmicos considerados e ao tipo de discretização adotada para formação destes cenários.

As curvas de ameaça sísmica do local e as curvas de fragilidade sísmica por classe de equipamento são apresentadas no Apêndice A. Todas as curvas foram implementadas no módulo FRANX do código computacional CAFTA, que gera e atribui aos eventos iniciadores sísmicos e eventos básicos de fragilidade sísmica modelados na árvore de falhas, as respectivas equações para o cálculo da probabilidade desses eventos. Por exemplo: a probabilidade de ocorrência do evento iniciador sísmico %G5 é calculada pela equação $IF(@POINTCALC=1, 9.96e-07, INVLOGN(3.07e-07, 12.4728, W))$, de acordo com a curva de ameaça sísmica de entrada. O evento básico que representa a fragilidade do painel “3600-PNV-2F3001” para o cenário sísmico %G05 e denotado por F-PNV-2F3001-C-%G05 e a probabilidade associada a este evento básico é calculada pela equação $IF(@POINTCALC=1, cummlogn_med('F-PNV-2F3001-AM', EXP(1.645 * F-PNV-2F3001-BC), '@%G05'), cummlogn_med('F-PNV-2F3001-AM', EXP(1.645 * F-PNV-2F3001-BR), '@%G05'))$, de acordo com os parâmetros de fragilidade de entrada. As equações para o cálculo das probabilidades que serão atribuídas aos eventos básicos de fragilidade sísmica no modelo de árvores de falhas são importadas de um arquivo FLAG gerado pelo FRANX.

6 ANÁLISE E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS DO ESTUDO DE CASO

6.1 Principais resultados da APS nível 1 para eventos internos originalmente desenvolvida para o reator experimental do tipo PWR em estudo

A frequência de danos ao núcleo (CDF) para eventos iniciadores internos e operação a plena potência do reator em estudo foi calculada em 7,59E-6/ano. Para um valor de truncamento de 1E-12, os dez cortes que apresentaram maior contribuição para a CDF_{TOTAL} são apresentados na Tabela 21.

Tabela 21 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a CDF_{TOTAL} obtida na APS nível 1 para eventos iniciadores internos e operação a plena potência.

Cutset number	Frequency [1/yr]	Failure Events					
1	3.19E-06	#POWEROP	#SCRAM	%T2	FL_PASSHX_OFF	SPP_002CCF_CU1	
2	6.70E-07	#POWEROP	#SCRAM	%VL	FL_LOCA_ON		
3	5.07E-07	#POWEROP	#SCRAM	%M	FL_LOCA_ON	SRC2156TC1_HXP	SRC2156TC2_HXP
4	2.34E-07	#POWEROP	#SCRAM	%T3	FL_PASSHX_OFF	SPP_002CCF_CU1	
5	1.62E-07	#EVENTMT1	#POWEROP	%T2	FL_TRANS_ON	SPP_002CCF_CU1	
6	1.54E-07	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF01R11	
7	1.54E-07	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF03R11	
8	1.36E-07	#POWEROP	#SCRAM	%M	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF01R11	
9	1.36E-07	#POWEROP	#SCRAM	%M	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF03R11	
10	1.36E-07	#POWEROP	#SCRAM	%M	FL_LOCA_ON	SRC2156CCF01R11	

Fonte : (GENPRO ENGENHARIA, 2011e) e conjuntos de corte gerados pelo CAFTA.

Os cálculos referentes aos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a sequência accidental do evento iniciador Pequeno LOCA (SLOCA - #S) são apresentados na Tabela 22.

Tabela 22 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a sequência de Pequeno LOCA (SLOCA - #S) obtida na APS nível 1 para eventos iniciadores internos e operação a plena potência.

#S	3,56E-07						
Cutset number	Frequency [1/yr]	Failure Events					
1	1.54E-07	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF01R11	
2	1.54E-07	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF03R11	
3	1.15E-08	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF28AO2	
4	1.15E-08	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF30AO2	
5	1.04E-08	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SPP_002CCF_CU1	
6	4.03E-09	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF31AO3	
7	1.85E-09	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156CCF05AO6	
8	4.11E-10	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SPP_001CCF_LM1	
9	1.53E-10	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156159_CSO	SIE2156160_CSO
10	1.53E-10	#POWEROP	#SCRAM	%S	FL_LOCA_ON	SIE2156159_CSO	SIE2156SRE66CSO

Fonte : (GENPRO ENGENHARIA, 2011e) e conjuntos de corte gerados pelo CAFTA.

Segundo o relatório da APS nível 1 para eventos internos para operação a plena potência do reator em estudo (GENPRO ENGENHARIA, 2011e), a CDF

associada ao evento iniciador SLOCA foi calculada em $3.56\text{E-}7$, correspondendo a uma contribuição relativa, dentre os eventos iniciadores modelados, de 4.69% para a $\text{CDF}_{\text{TOTAL}}$. Na APS nível 1 para eventos internos, o evento iniciador Perda de Água de Alimentação Principal (*Loss of Main Feedwater*) apresentou a maior contribuição relativa, 47,80% da $\text{CDF}_{\text{TOTAL}}$. Quanto aos sistemas de segurança que também atuam em caso de SLOCA induzido por sismos, as seguintes contribuições para a $\text{CDF}_{\text{TOTAL}}$ foram obtidas na APS nível 1 para eventos internos com a planta em operação a plena potência (GENPRO ENGENHARIA, 2011e):

- Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR-LTC): $2.00\text{E-}6/\text{ano}$;
- Sistema de Injeção de Emergência (SIE): $6.37\text{E-}7/\text{ano}$;
- Sistema de Conversão de Vapor e Energia (SSHR): $2.49\text{E-}10/\text{ano}$; e
- Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR-DEP): $1.44\text{E-}10/\text{ano}$;

6.2 Resultados da APS Sísmica para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de aceleração espectral

A $\text{CDF}_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a foi calculada em $2,06\text{E-}06/\text{ano}$. Um valor de truncamento de $1\text{E-}12$ foi definido por meio do código CQUANT pertencente ao código computacional CAFTA. Na Tabela 23, são apresentadas, para cada cenário sísmico considerado, a contribuição para a $\text{CDF}_{\text{Seismic-SLOCA}}$ e a respectiva probabilidade condicional de danos ao núcleo (*Conditional Core Damage Probability - CCDP*).

Tabela 23 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $\text{CDF}_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

CENÁRIO	DESCRIÇÃO	CCDP [1/ano]	CDF [1/ano]
%G01	0.0001g to <0.01g	1.47E-08	2.36E-10
%G02	0.01g to <0.1g	1.46E-08	1.90E-11
%G03	0.1g to <0.5g	3.67E-06	1.84E-10
%G04	0.5g to <1g	2.54E-01	8.33E-07
%G05	1g to <2g	9.50E-01	9.46E-07
%G06	2g to <3g	9.98E-01	1.82E-07
%G07	3g to <4g	1.00E+00	5.52E-08
%G08	> 4g	1.00E+00	4.01E-08
TOTAL $\text{CDF}_{\text{Seismic-SLOCA}}$			2.06E-06

Fonte: Cenários calculados pelo FRANX.

Pode-se verificar que o cenário sísmico mais crítico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}} (\#S)$ é o %G05 (sinalizado em verde). Com relação ao cálculo realizado diretamente no CAFTA para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$, o valor obtido foi 4,56E-06/ano, enquanto que o valor calculado pelo módulo FRANX foi 2,06E-06/ano (ver Tabela 22). A $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ obtida pelo FRANX foi calculada em um pós-processamento pelo código ACUBE e resultou em um valor diferente daquele obtido pelo método de aproximação por eventos raros, utilizado no cálculo da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ pelo CAFTA.

Os 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ neste caso são apresentados na Tabela 24. Pode-se observar que houve uma contribuição significativa do cenário sísmico %G05, induzindo a falha dos seguintes equipamentos:

- **Painel:** 3600-PNV-1F3007 (SRCR, SIE), 3600-PNV-1F3008 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3008 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3009 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3011 (PR-DEP);
- **Trocador de calor:** 2156-TC1 (SRCR), 2156-TC2 (SRCR);
- **Painel de distribuição 460V ac:** LC CBT-1F-001 (SIE), LC CBT-2F-002 (SIE), MCC CCM-1F-015 (SRCR-LTC), MCC CCM-2F-025 (SRCR-LTC); e
- SLOCA em **tubulação**.

Tabela 24 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Cutset number	Frequency [1/yr]	Failure Events							
1	6.32E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-PNV-1F3007-C-%G05	F-PNV-2F3008-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON	
2	6.32E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-PNV-1F3008-C-%G05	F-PNV-2F3009-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON	
3	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-460SG-1F-001-C-%G05	F-460SG-1F-015-C-%G05	F-PNV-2F3008-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON
4	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-460SG-1F-001-C-%G05	F-460SG-2F-002-C-%G05	F-PNV-2F3011-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON
5	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-460SG-1F-001-C-%G05	F-HX-2156-TC1-C-%G05	F-PNV-2F3008-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON
6	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-460SG-1F-001-C-%G05	F-PNV-1F3008-C-%G05	F-PNV-2F3009-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON
7	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-460SG-1F-001-C-%G05	F-PNV-2F3008-C-%G05	F-PNV-2F3011-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON
8	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-460SG-2F-002-C-%G05	F-460SG-2F-025-C-%G05	F-PNV-1F3007-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON
9	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-460SG-2F-002-C-%G05	F-HX-2156-TC2-C-%G05	F-PNV-1F3007-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON
10	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G05	F-460SG-2F-002-C-%G05	F-PNV-1F3007-C-%G05	F-PNV-2F3009-C-%G05	F-SLOCA-C-%G05	FL_LOCA_ON

Fonte: Conjuntos de corte gerados pelo CAFTA.

O cenário sísmico %G05 está incluído nos 10 conjuntos de cortes mais importantes para o cálculo da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$. No entanto, em relação ao valor total calculado para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$, o cenário sísmico %G04 é o maior contribuidor, conforme mostrado na Figura 32.

Figura 32 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Fonte: Gerado pelo CAFTA.

A contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA Sísmico (*Seismic SLOCA*), conforme mostrado na Figura 16, é apresentada na Tabela 25.

Tabela 25 – Contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (*Seismic SLOCA*) para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Sequência	Contribuição no #S [1/ano]	
	APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
#SSEQ2	1,28E-10	3,14E-06
#SSEQ6	1,09E-08	3,65E-06
#SSEQ7	1,65E-08	2,70E-06
#SSEQ8	1,29E-10	2,19E-06

Fonte: CAFTA.

Todas as sequências acidentais obtiveram, de modo uniforme, um incremento na ordem de 1E-06 na probabilidade de ocorrência após a implementação dos ramos sísmicos nas árvores de falhas correspondentes. Neste caso, as sequências #SSEQ2 e #SSEQ8 obtiveram os maiores incrementos. Os sistemas de Conversão de Vapor e Energia (SSHR), Remoção de Calor Residual

(SRCR_{LTC}), Injeção de Emergência a alta pressão (SIE_{HP}) e na função de despressurização do vaso de pressão do reator (PR_{DEP}) ganharam mais importância na contribuição da CDF_{Seismic-SLOCA} do que na APS nível 1 para eventos internos.

Da mesma forma, as contribuições das falhas dos sistemas de segurança que atuam em um Pequeno LOCA Sísmico (*Seismic SLOCA*) foram calculadas e são apresentadas na Tabela 26. Nota-se que o maior incremento em relação à contribuição que havia sido calculada na APS nível 1 para eventos internos corresponde ao Sistema de Conversão de Vapor e Energia (SSHR), sugerindo que os componentes desse sistema devem ser melhor avaliados em caso de cenários sísmicos.

Tabela 26 – Contribuição dos sistemas modelados na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (*Seismic SLOCA*) para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Sistema	Descrição	Contribuição no #S [1/ano]	
		APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
SRCR _{LTC}	Sistema de Remoção de Calor Residual	1,00E+00*	1,00E+00*
SIE _{HP}	Sistema de Injeção de Emergência	7,39E-04	7,43E-04
SIE _{LP}		6,51E-04	6,55E-04
SSHR	Sistema de Conversão de Vapor e Energia	3,15E-05	5,69E-05
PR _{DEP}	Sistema de Resfriamento Primário do Reator	1,90E-04	1,93E-04

*Contribuição do evento iniciador Perda de Água de Resfriamento de Componentes do Primário (*Loss of Primary Component Cooling Water*) (%T4).

Fonte: RSC 11-27/ETRANCO R1023.10.23 (2011) e CAFTA.

Uma análise de incerteza foi realizada no que diz respeito aos resultados calculados para o evento iniciador Pequeno LOCA Sísmico (*Seismic SLOCA*), considerando 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a . Para a realização da análise de incerteza foi utilizado o módulo UNCERT4 do código computacional CAFTA, o qual está baseado no método de Monte Carlo, e foram geradas 20.000 amostras por simulação, amostragem geralmente utilizada em relatórios públicos de APS sísmica para instalações nucleares americanas. Os resultados obtidos são apresentados na Tabela 27. As incertezas que podem ser incluídas no cálculo do código UNCERT4 são referentes aos dados sobre: eventos iniciadores, erros humanos, grupos de falhas de causa

comum, tipos de falhas e parâmetros (como é o caso da fragilidade) e outros eventos. Desta forma, além das incertezas já modeladas na APS nível 1, foram incluídas as incertezas referentes às curvas de ameaça sísmica e de fragilidade sísmica. A função de distribuição acumulada e a função densidade de probabilidade para os resultados da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ obtidos neste caso são apresentadas na Figura 33. Nota-se que a distribuição de incerteza para a estimativa da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ apresenta um valor muito elevado para o parâmetro de dispersão (Desvio padrão). Neste caso, o desvio padrão ficou uma ordem de grandeza maior que o valor médio ou que a mediana da distribuição. É possível que este resultado seja explicado pela propagação das incertezas associadas às análises de ameaça sísmica e de fragilidade sísmica dos componentes.

Tabela 27 – Análise de incertezas associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).

Parâmetro	APS nível 1 SLOCA	APS _{Seismic-SLOCA}
	Estimativa	Estimativa
Valor pontual	3.496E-07	4.56E-06
Nº de amostras	20000	20000
Média	3.504E-07	4.87E-06
5%	3.48E-07	3.37E-06
Mediana	3.49E-07	4.78E-06
95%	3.55E-07	4.93E-06
Desvio padrão	9.47E-09	1.43E-05
Assimetria	7.80	7.16

Fonte: Gerado pelo UNCERT4.

Figura 33 – Funções de distribuição acumulada e de densidade de probabilidade associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (Spectral acceleration).

Fonte: Geradas pelo UNCERT4.

6.3 Resultados da APS Sísmica para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes de aceleração espectral

A $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de aceleração espectral S_a foi calculada em $1,57E-06$ (pós-processada com ACUBE). Um valor de truncamento de $1E-13$ foi definido por meio do código CQUANT. Na Tabela 28, são apresentadas, para cada cenário sísmico considerado, a contribuição para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ e a respectiva probabilidade condicional de danos ao núcleo (*Conditional Core Damage Probability* - CCDP).

Tabela 28 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

CENÁRIO	DESCRIÇÃO	CCDP [1/ano]	CDF [1/ano]
%G01	0.0001g to <0.1g	1.47E-08	2.55E-10
%G02	0.1g to <0.8333g	4.33E-05	2.29E-09
%G03	0.8333g to <1.5667g	8.14E-01	1.08E-06
%G04	1.5667g to <2.3g	9.94E-01	2.96E-07
%G05	2.3g to <3.0333g	9.99E-01	1.03E-07
%G06	3.0333g to <3.7667g	1.00E+00	4.39E-08
%G07	3.7667g to <4.5g	1.00E+00	2.15E-08
%G08	> 4.5g	1.00E+00	2.69E-08
TOTAL $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$			1.57E-06

Fonte: Cenários calculados pelo FRANX.

Pode-se identificar que o cenário mais crítico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ (#S) é o %G03 (sinalizado em verde). Com relação ao cálculo realizado diretamente no CAFTA, o valor obtido para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ foi $2,19E-06/\text{ano}$.

Os 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ são apresentados na Tabela 29. Pode-se observar que houve uma contribuição significativa do cenário %G03 induzindo a falha dos seguintes equipamentos:

- **Painel:** 3600-PNV-1F3007 (SRCR, SIE), 3600-PNV-1F3008 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3008 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3009 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3011 (PR-DEP);
- **Trocador de calor:** 2156-TC1 (SRCR), 2156-TC2 (SRCR);
- **Painel de distribuição 460V ac:** LC CBT-1F-001 (SIE), LC CBT-2F-002 (SIE), MCC CCM-1F-015 (SRCR-LTC), MCC CCM-2F-025 (SRCR-LTC); e
- SLOCA em **tubulação**.

Tabela 29 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Cutset number	Frequency [1/yr]	Failure Events							
1	5.75E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-PNV-1F3007-C-%G03	F-PNV-2F3008-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON	
2	5.75E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-PNV-1F3008-C-%G03	F-PNV-2F3009-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON	
3	4.93E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-460SG-1F-001-C-%G03	F-460SG-1F-015-C-%G03	F-PNV-2F3008-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON
4	4.93E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-460SG-1F-001-C-%G03	F-460SG-2F-002-C-%G03	F-PNV-2F3011-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON
5	4.93E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-460SG-1F-001-C-%G03	F-HX-2156-TC1-C-%G03	F-PNV-2F3008-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON
6	4.93E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-460SG-1F-001-C-%G03	F-PNV-1F3008-C-%G03	F-PNV-2F3008-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON
7	4.93E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-460SG-1F-001-C-%G03	F-PNV-2F3008-C-%G03	F-PNV-2F3011-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON
8	4.93E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-460SG-2F-002-C-%G03	F-460SG-2F-025-C-%G03	F-PNV-1F3007-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON
9	4.93E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-460SG-2F-002-C-%G03	F-HX-2156-TC2-C-%G03	F-PNV-1F3007-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON
10	4.93E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G03	F-460SG-2F-002-C-%G03	F-PNV-1F3007-C-%G03	F-PNV-2F3009-C-%G03	F-SLOCA-C-%G03	FL_LOCA_ON

Fonte: Conjuntos de corte gerados pelo CAFTA.

Os equipamentos foram os mesmos identificados na configuração de 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados. Contudo, é importante destacar que a falha ocorre parcialmente em um cenário com S_a menor (%G03: 0.8333g a <1.5667g) do que a S_a do cenário considerado na configuração anterior (%G05: 1g a <2g).

Conforme apresentado na Figura 34, o cenário %G03 é o maior contribuidor para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$, com a participação de 60.6% dentre os eventos iniciadores modelados nesta configuração.

Figura 34 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Fonte: Gerado pelo CAFTA.

A contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA Sísmico (*Seismic SLOCA*), conforme mostrado na Figura 19, é apresentada na Tabela 30. Todas as sequências acidentais obtiveram, de modo uniforme, um aumento da ordem de $1\text{E-}06$ na probabilidade de ocorrência após a implementação dos ramos sísmicos nas árvores de falhas correspondentes. Neste caso, as sequências #SSEQ2 e #SSEQ8 obtiveram os maiores incrementos, que é um resultado semelhante à configuração com 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados. Os sistemas de Conversão de Vapor e Energia (SSHR), Remoção de Calor Residual (SRCR_{LTC}), Injeção de Emergência a alta pressão (SIE_{HP}) e Resfriamento Primário do Reator na função de despressurização do vaso do reator (PR_{DEP}) também ganharam mais importância na contribuição da CDF_{Seismic-SLOCA}.

Tabela 30 – Contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (*Seismic SLOCA*) para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Sequência	Contribuição no #S [1/ano]	
	APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
#SSEQ2	1,28E-10	1,82e-06
#SSEQ6	1,09E-08	1,86e-06
#SSEQ7	1,65E-08	2,19E-06
#SSEQ8	1,29E-10	1,82E-06

Fonte: CAFTA.

Da mesma forma, as contribuições das falhas dos sistemas de segurança que atuam em um Pequeno LOCA Sísmico (*Seismic SLOCA*) foram calculadas e são apresentadas na Tabela 31. Nota-se que o maior incremento corresponde ao sistema SSHR, semelhante à configuração anterior.

Tabela 31 – Contribuição dos sistemas modelados na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (*Seismic SLOCA*) para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Sistema	Descrição	Contribuição no #S [1/ano]	
		APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
SRCR _{LTC}	Sistema de Remoção de Calor Residual	1,00E+00*	1,00E+00*
SIE _{HP}	Sistema de Injeção de Emergência	7,39E-04	7,41E-04
SIE _{LP}		6,51E-04	6,53E-04
SSHR	Sistema de Conversão de Vapor e Energia	3,15E-05	5,58E-05
PR _{DEP}	Sistema de Resfriamento Primário do Reator	1,90E-04	1,93E-04
*Contribuição do evento iniciador Perda de Água de Resfriamento de Componentes do Primário (<i>Loss of Primary Component Cooling Water</i>) (%T4).			

Fonte : (GENPRO ENGENHARIA, 2011e) e CAFTA.

Os resultados quantitativos da análise de incerteza nos cálculos da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ com os mesmos parâmetros de amostragem do item anterior são apresentados na Tabela 32.

Tabela 32 – Análise de incertezas associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Parâmetro	APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
	Estimativa	Estimativa
Valor pontual	3.496E-07	2.19E-06
Nº de amostras	20000	20000
Média	3.504E-07	2.508E-06
5%	3.48E-07	2.177E-06
Mediana	3.49E-07	2.196E-06
95%	3.55E-07	2.311E-06
Desvio padrão	9.47E-09	1.063E-05
Assimetria	7.80	3.78

Fonte: Gerado pelo UNCERT4.

A função de distribuição acumulada e a função densidade de probabilidade para os resultados da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ obtidos neste caso são apresentadas na Figura 35. O desvio padrão da distribuição de incerteza da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ também está muito grande (1.063E-05), mas a assimetria da distribuição de incerteza está na mesma ordem de grandeza comparada a assimetria da distribuição obtida na APS Nível 1 para eventos internos.

Figura 35 – Funções de distribuição acumulada e de densidade de probabilidade associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 8 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Fonte: UNCERT4.

6.4 Resultados da APS Sísmica para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de aceleração espectral

A $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a foi calculada em 1,97E-06/ano (pós-processada com ACUBE). Um valor de truncamento de 1E-13 foi definido por meio do código CQUANT. Na Tabela 33, são apresentadas, para cada cenário sísmico considerado, a contribuição para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ e a respectiva probabilidade condicional de danos ao núcleo (*Conditional Core Damage Probability* - CCDP).

Tabela 33 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

CENÁRIO	DESCRIÇÃO	CCDP [1/ano]	CDF [1/ano]
%G01	0.0001g to 0.001g	1.47E-08	8.07E-11
%G02	0.001g to 0.01g	1.47E-08	1.55E-10
%G03	0.01g to 0.1g	1.46E-08	1.90E-11
%G04	0.1g to 0.25g	4.82E-07	1.97E-11
%G05	0.25g to 0.5g	5.72E-04	5.33E-09
%G06	0.5g to 0.75g	1.23E-01	2.87E-07
%G07	0.75g to 1g	4.86E-01	4.59E-07
%G08	1g to 2g	9.48E-01	9.44E-07
%G09	2g to 3g	9.99E-01	1.82E-07
%G10	3g to 4g	1.00E+00	5.52E-08
%G11	4g to 4.5g	1.00E+00	1.32E-08
%G12	> 4.5g	1.00E+00	2.69E-08
TOTAL $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$			1.97E-06

Fonte: Cenários calculados pelo FRANX.

Pode-se verificar que o cenário sísmico mais crítico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ (#S) é o %G08 (sinalizado em verde). Com relação ao cálculo realizado diretamente no CAFTA para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$, o valor obtido foi 3,51E-06/ano, enquanto que o valor calculado pelo módulo FRANX foi 1,97E-06/ano (ver Tabela 32).

Os 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ neste caso são apresentados na Tabela 34. Pode-se observar que houve uma contribuição significativa do cenário sísmico %G08, induzindo a falha dos seguintes equipamentos:

- **Painel:** 3600-PNV-1F3007 (SRCR, SIE), 3600-PNV-1F3008 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3008 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3009 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3011 (PR-DEP);

- **Trocador de calor:** 2156-TC1 (SRCR), 2156-TC2 (SRCR);
- **Painel de distribuição 460V ac:** LC CBT-1F-001 (SIE), LC CBT-2F-002 (SIE), MCC CCM-1F-015 (SRCR-LTC), MCC CCM-2F-025 (SRCR-LTC); e **SLOCA** em tubulação.

Tabela 34 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a CDF_{Seismic-SLOCA} no caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Cutset number	Frequency [1/yr]	Failure Events							
1	6.32E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-PNV-1F3007-C-%G08	F-PNV-2F3008-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON	
2	6.32E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-PNV-1F3008-C-%G08	F-PNV-2F3009-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON	
3	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-460SG-1F-001-C-%G08	F-460SG-1F-015-C-%G08	F-PNV-2F3008-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON
4	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-460SG-1F-001-C-%G08	F-460SG-2F-002-C-%G08	F-PNV-2F3011-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON
5	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-460SG-1F-001-C-%G08	F-HX-2156-TC1-C-%G08	F-PNV-2F3008-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON
6	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-460SG-1F-001-C-%G08	F-PNV-1F3008-C-%G08	F-PNV-2F3008-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON
7	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-460SG-1F-001-C-%G08	F-PNV-2F3008-C-%G08	F-PNV-2F3011-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON
8	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-460SG-2F-002-C-%G08	F-460SG-2F-025-C-%G08	F-PNV-1F3007-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON
9	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-460SG-2F-002-C-%G08	F-HX-2156-TC2-C-%G08	F-PNV-1F3007-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON
10	5.92E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G08	F-460SG-2F-002-C-%G08	F-PNV-1F3007-C-%G08	F-PNV-2F3009-C-%G08	F-SLOCA-C-%G08	FL_LOCA_ON

Fonte: Conjuntos de corte gerados pelo CAFTA.

O cenário sísmico %G08 apresentou a maior contribuição para a CDF_{Seismic-SLOCA}, com a participação de 28,4% dentre os eventos iniciadores modelados, conforme mostrado na Figura 36.

Figura 36 – Contribuição de cada cenário sísmico para a CDF_{Seismic-SLOCA} para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Fonte: Gerado pelo CAFTA.

A contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA Sísmico (*Seismic SLOCA*), conforme mostrado na

Figura 16, é apresentada na Tabela 35. Todas as sequências acidentais obtiveram, de modo uniforme, um incremento na ordem de $1\text{E}-06$ na probabilidade de ocorrência após a implementação dos ramos sísmicos nas árvores de falhas correspondentes. Neste caso, as sequências #SSEQ2 e #SSEQ8 obtiveram os maiores incrementos. Os sistemas de Conversão de Vapor e Energia (SSHR), Remoção de Calor Residual (SRCR_{LTC}), Injeção de Emergência a alta pressão (SIE_{HP}) e Resfriamento Primário do Reator na função de despressurização do vaso de pressão do reator (PR_{DEP}) ganharam mais importância na contribuição da CDF_{Seismic-SLOCA}.

Tabela 35 – Contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (*Seismic SLOCA*) para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Sequência	Contribuição no #S [1/ano]	
	APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
#SSEQ2	1,28E-10	2,48E-06
#SSEQ6	1,09E-08	2,89E-06
#SSEQ7	1,65E-08	2,65E-06
#SSEQ8	1,29E-10	2,18E-06

Fonte: CAFTA.

Da mesma forma, as contribuições das falhas dos sistemas de segurança que atuam em um Pequeno LOCA Sísmico (*Seismic SLOCA*) foram calculadas e são apresentadas na Tabela 36. Nota-se que o maior incremento em relação à contribuição que havia sido calculada na APS nível 1 para eventos internos corresponde ao sistema SSHR, sugerindo que os componentes desse sistema devem ser melhor avaliados em caso de cenários sísmicos.

Tabela 36 – Contribuição dos sistemas modelados na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (*Seismic SLOCA*) para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Sistema	Descrição	Contribuição no #S [1/ano]	
		APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
SRCR _{LTC}	Sistema de Remoção de Calor Residual	1,00E+00*	1,00E+00
SIE _{HP}	Sistema de Injeção de Emergência	7,39E-04	7,43E-04
SIE _{LP}		6,51E-04	6,55E-04
SSHR	Sistema de Conversão de Vapor e Energia	3,15E-05	5,65E-05
PR _{DEP}	Sistema de Resfriamento Primário do Reator	1,44E-10	1,93E-04

*Contribuição do evento iniciador Perda de Água de Resfriamento de Componentes do Primário (*Loss of Primary Component Cooling Water*) (%T4).

Fonte : (GENPRO ENGENHARIA, 2011e) e CAFTA.

Os resultados quantitativos da análise de incerteza nos cálculos da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ com os mesmos parâmetros de amostragem do item anterior são apresentados na Tabela 37.

Tabela 37 – Análise de incertezas associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Parâmetro	APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
	Estimativa	Estimativa
Valor pontual	3.496E-07	3.507E-06
Nº de amostras	20000	20000
Média	3.504E-07	4.101E-06
5%	3.48E-07	2.932E-06
Mediana	3.49E-07	3.939E-06
95%	3.55E-07	4.916E-06
Desvio padrão	9.47E-09	7.721E-06
Assimetria	7.80	4.7

Fonte: Gerado pelo UNCERT4.

A função de distribuição acumulada e a função densidade de probabilidade são apresentadas na Figura 37. Neste caso, o desvio padrão da distribuição de incerteza é maior do que o valor pontual estimado para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$, porém é da mesma ordem de grandeza. A distribuição de incerteza continua apresentando um parâmetro de dispersão elevado. A assimetria é semelhante à distribuição de incerteza da CDF da APS Nível 1 para eventos internos.

Figura 37 – Funções de distribuição acumulada e de densidade de probabilidade associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Fonte: Geradas pelo UNCERT4.

6.5 Resultados da APS Sísmica para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes de aceleração espectral.

A $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de aceleração espectral S_a foi calculada em $1,96E-06$ (pós-processada com ACUBE). Um valor de truncamento de $1E-13$ foi definido por meio do código CQUANT. Na Tabela 38, são apresentadas, para cada cenário sísmico considerado, a contribuição para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ e a respectiva probabilidade condicional de danos ao núcleo (*Conditional Core Damage Probability* - CDDP).

Tabela 38 – Contribuição de cada cenário sísmico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (Spectral acceleration).

CENÁRIO	DESCRIÇÃO	CDDP [1/ano]	CDF [1/ano]
%G01	0.0001g to <0.1g	1.47E-08	2.55E-10
%G02	0.1g to <0.54g	4.88E-06	2.47E-10
%G03	0.54g to <0.98g	2.82E-01	7.50E-07
%G04	0.98g to <1.42g	8.44E-01	6.01E-07
%G05	1.42g to <1.86g	9.81E-01	2.77E-07
%G06	1.86g to <2.3g	9.96E-01	1.35E-07
%G07	2.3g to <2.74g	9.99E-01	7.27E-08
%G08	2.74g to <3.18g	1.00E+00	4.21E-08
%G09	3.18g to <3.62g	1.00E+00	2.59E-08
%G10	3.62g to <4.06g	1.00E+00	1.65E-08
%G11	4.06g to <4.5g	1.00E+00	1.13E-08
%G12	> 4.5g	1.00E+00	2.69E-08
TOTAL $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$			1.96E-06

Fonte: Cenários calculados pelo FRANX.

Pode-se identificar que o cenário mais crítico para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ (#S) é o %G03 (sinalizado em verde). Com relação ao cálculo realizado diretamente no CAFTA para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$, o valor obtido foi $4,18E-06$ /ano, enquanto que o valor calculado pelo módulo FRANX foi $1,96E-06$ /ano (ver Tabela 38). Pode-se notar que o cenário mais crítico apresentou o menor intervalo para S_a se for comparado aos cenários considerados nas configurações com 8 cenários e 12 cenários deslocados.

Os 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ são apresentados na Tabela 39. Pode-se observar que houve uma contribuição significativa do cenário %G04 induzindo a falha dos seguintes equipamentos:

- **Painel:** 3600-PNV-1F3007 (SRCR, SIE), 3600-PNV-1F3008 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3008 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3009 (SRCR, SIE), 3600-PNV-2F3011 (PR-DEP);
- **Trocador de calor:** 2156-TC1 (SRCR), 2156-TC2 (SRCR);
- **Painel de distribuição 460V ac:** LC CBT-1F-001 (SIE), LC CBT-2F-002 (SIE), MCC CCM-1F-015 (SRCR-LTC), MCC CCM-2F-025 (SRCR-LTC); e
- **SLOCA em tubulação.**

Tabela 39 – Lista dos 10 conjuntos de cortes que mais contribuíram para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ no caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Cutset number	Frequency [1/yr]	Failure Events							
1	3.30E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-PNV-1F3007-C-%G04	F-PNV-2F3008-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON	
2	3.30E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-PNV-1F3008-C-%G04	F-PNV-2F3009-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON	
3	2.88E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-460SG-1F-001-C-%G04	F-460SG-1F-015-C-%G04	F-PNV-2F3008-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON
4	2.88E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-460SG-1F-001-C-%G04	F-460SG-2F-002-C-%G04	F-PNV-2F3011-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON
5	2.88E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-460SG-1F-001-C-%G04	F-HX-2156-TC1-C-%G04	F-PNV-2F3008-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON
6	2.88E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-460SG-1F-001-C-%G04	F-PNV-1F3008-C-%G04	F-PNV-2F3008-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON
7	2.88E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-460SG-1F-001-C-%G04	F-PNV-2F3008-C-%G04	F-PNV-2F3011-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON
8	2.88E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-460SG-2F-002-C-%G04	F-460SG-2F-025-C-%G04	F-PNV-1F3007-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON
9	2.88E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-460SG-2F-002-C-%G04	F-HX-2156-TC2-C-%G04	F-PNV-1F3007-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON
10	2.88E-07	#POWEROP	#SCRAM	%G04	F-460SG-2F-002-C-%G04	F-PNV-1F3007-C-%G04	F-PNV-2F3009-C-%G04	F-SLOCA-C-%G04	FL_LOCA_ON

Fonte: CAFTA

O cenário sísmico %G04 está incluído nos 10 conjuntos de cortes mais importantes para o cálculo da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$. No entanto, em relação ao valor total calculado para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$, o cenário sísmico %G03 é o maior contribuidor, conforme mostrado na Figura 38. A contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA Sísmico (*Seismic SLOCA*), conforme mostrado na Figura 19, é apresentada na Tabela 40. Todas as sequências acidentais obtiveram, de modo uniforme, um aumento na ordem de $1E-06$ na probabilidade de ocorrência após a implementação dos ramos sísmicos nas árvores de falhas correspondentes. Neste caso, as sequências #SSEQ2 e #SSEQ8 obtiveram os maiores incrementos semelhante à configuração com 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados. Os sistemas de Conversão de Vapor e Energia (SSHR), Remoção de Calor Residual (SRCR_{LTC}), Injeção de Emergência a alta pressão (SIE_{HP}) e Resfriamento Primário do Reator na função de despressurização do vaso de pressão (PR_{DEP}) ganharam também mais importância na contribuição da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$.

Figura 38 – Contribuição de cada cenário sísmico para a CDF_{Seismic-SLOCA} para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Initiator Distribution, #S = 4.18E-6

Fonte: CAFTA.

Tabela 40 – Contribuição das sequências acidentais modeladas na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (*Seismic SLOCA*) para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Sequência	Contribuição no #S [1/ano]	
	APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
#SSEQ2	1,28E-10	2,96E-06
#SSEQ6	1,09E-08	3,48E-06
#SSEQ7	1,65E-08	2,70E-06
#SSEQ8	1,29E-10	2,22E-06

Fonte: CAFTA.

Da mesma forma, as contribuições das falhas dos sistemas de segurança que atuam em um Pequeno LOCA Sísmico (*Seismic SLOCA*) foram calculadas e são apresentadas na Tabela 41. Nota-se que o maior incremento corresponde ao sistema SSHR, que é um resultado semelhante ao da configuração anterior.

Tabela 41 – Contribuição dos sistemas modelados na árvore de eventos do Pequeno LOCA induzido por sismo (*Seismic SLOCA*) para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Sistema	Descrição	Contribuição no #S [1/ano]	
		APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
SRCLTC	Sistema de Remoção de Calor Residual	1,00E+00*	1,00E+00
SIEHP	Sistema de Injeção de Emergência	7,39E-04	7,43E-04
SIELP		6,51E-04	6,55E-04
SSHR	Sistema de Conversão de Vapor e Energia	3,15E-05	5,66E-05
PRDEP	Sistema de Resfriamento Primário do Reator	1,44E-04	1,93E-04

*Contribuição do evento iniciador Perda de Água de Resfriamento de Componentes do Primário (*Loss of Primary Component Cooling Water*) (%T4).

Fonte : (GENPRO ENGENHARIA, 2011e) e CAFTA.

Os resultados quantitativos da análise de incerteza para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ com os mesmos parâmetros de amostragem do item anterior são apresentados na Tabela 42.

Tabela 42 – Análise de incertezas associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de S_a (*Spectral acceleration*).

Parâmetro	APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}
	Estimativa	Estimativa
Valor pontual	3.496E-07	4.178E-06
Nº de amostras	20000	20000
Média	3.504E-07	4.328E-06
5%	3.48E-07	3.302E-06
Mediana	3.49E-07	4.288E-06
95%	3.55E-07	4.375E-06
Desvio padrão	9.47E-09	9.769E-06
Assimetria	7.80	5.88

Fonte: Gerado pelo UNCERT4.

A função de distribuição acumulada e a função densidade de probabilidade para os resultados da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ obtidos neste caso são apresentadas na Figura 39. O desvio padrão é maior que o dobro do valor pontual da CDF. A distribuição de incerteza tem um parâmetro de dispersão muito alto. Ficou menos assimétrica do que a distribuição de incerteza da APS Nível 1 para eventos internos.

Figura 39 – Funções de distribuição acumulada e de densidade de probabilidade associadas às estimativas da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para o caso de 12 cenários sísmicos com intervalos equidistantes para valores de S_a (*Spectral acceleration*).

Fonte: Geradas pelo UNCERT4.

6.6 Discussão dos resultados

De acordo com a Tabela 43, pode-se observar que os resultados obtidos no estudo de caso são sensíveis aos critérios de escolha de cenários sísmicos com base na curva de ameaça sísmica para o local. Estas diferenças estão relacionadas tanto ao número de cenários discretizados, recomendado pelo guia do EPRI (ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, 2013b), e pela definição das distâncias entre os limites dos cenários formados. É importante destacar que somente os valores das $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ em cada configuração foram pós processados com o uso do ACUBE. No estudo de caso, a análise que apresentou a maior $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ correspondeu ao caso em que foram definidos 8 cenários sísmicos com intervalos deslocados para valores menores de aceleração espectral. Pode-se notar, também, que a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ é maior para 8 cenários sísmicos deslocados do que para 8 cenários sísmicos equidistantes, comparando-se os valores $4,56\text{E-}06$ e $2,19\text{E-}06$, respectivamente. Por outro lado, se o número de cenários sísmicos deslocados ao invés de 8 aumentar para 12, o valor obtido para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ diminui, comparando-se os valores $4,56\text{E-}06$ e $3,51\text{E-}06$, respectivamente. No que diz respeito à contribuição relativa da falha de sistemas, pode-se verificar que o Sistema de Conversão de Vapor e Energia (SSHR) foi o que mais aumentou a contribuição relativa para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ se for comparado ao resultado da APS nível 1 para eventos internos.

Tabela 43 – Resultados obtidos nos cálculos da $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ para os diferentes cenários sísmicos considerados no estudo de caso e comparação com resultados da APS nível 1 para eventos internos.

		APS NÍVEL 1	APS SÍSMICA			
			8CEN EQUID	8CEN DESLOC	12CEN EQUID	12CEN DESLOC
Sequências para Pequeno LOCA		3,50E-07	2,19E-06	4,56E-06	4,18E-06	3,51E-06
#SSEQ 2	Pequeno não isolado LOCA com falha da remoção do calor do secundário e LTC	1,28E-10	1,82E-06	3,14E-06	2,96E-06	2,48E-06
	#EVENTSSHR	3,15E-05	5,58E-05	5,69E-05	5,66E-05	5,65E-05
	#EVENTLTC_SRC	1,00E+00	1,00E+00	1,00E+00	1,00E+00	1,00E+00
#SSEQ 6	Pequeno não isolado LOCA com falha da injeção a alta pressão e LTC	1,09E-08	1,86E-06	3,65E-06	3,48E-06	2,89E-06
	#EVENTSIE_HP	7,39E-04	7,41E-04	7,43E-04	7,43E-04	7,43E-04
	#EVENTLTC_SRC	1,00E+00	1,00E+00	1,00E+00	1,00E+00	1,00E+00
#SSEQ 7	Pequeno não isolado LOCA com falha da injeção a alta e baixa pressão	1,65E-08	2,19E-06	2,70E-06	2,70E-06	2,65E-06
	#EVENTSIE_HP	7,39E-04	7,41E-04	7,43E-04	7,43E-04	7,43E-04
	#EVENTSIE_LP	6,51E-04	6,53E-04	6,55E-04	6,55E-04	6,55E-04
#SSEQ 8	Pequeno não isolado LOCA com falha da injeção a alta pressão e despressurização	1,29E-10	1,82E-06	2,19E-06	2,22E-06	2,18E-06
	#EVENTSIE_HP	7,39E-04	7,41E-04	7,43E-04	7,43E-04	7,43E-04
	#EVENTDEP	1,90E-04	1,93E-04	1,93E-04	1,93E-04	1,93E-04

Fonte: CAFTA.

Quanto às análises de incertezas realizadas para o cálculo da CDF_{Seismic-SLOCA} (#S), a distribuição de incerteza da CDF na APS Sísmica possui um desvio padrão muito alto, ou seja, os valores observados estão muito dispersos em relação aos parâmetros de tendência central (média e mediana).

A alta dispersão pode ser explicada pela incorporação, na análise, das incertezas associadas às análises de suporte e, em especial, das curvas de ameaça sísmica e fragilidade sísmica usadas na APS Sísmica.

Na Tabela 44, são apresentadas as estimativas pontuais para cada parâmetro da distribuição de incerteza da CDF para os vários cenários sísmicos considerados. Além disso, a distribuição de incerteza da CDF originalmente calculada na APS nível 1 para eventos internos é apresentada.

Tabela 44 – Comparação dos parâmetros das distribuições de incerteza da CDF para todos os casos de cenários sísmicos estudados.

Parâmetro	APS nível 1	APS _{Seismic-SLOCA}			
		8CEN EQUID	8CEN DESLOC	12CEN EQUID	12CEN DESLOC
	Estimativa	Estimativa			
Valor pontual	3,496E-07	4,56E-06	2,19E-06	4,178E-06	3,507E-06
Nº de amostras	20000	20000	20000	20000	20000
Média	3,504E-07	4,87E-06	2,508E-06	4,328E-06	4,101E-06
5%	3,48E-07	3,37E-06	2,177E-06	3,302E-06	2,932E-06
Mediana	3,49E-07	4,78E-06	2,196E-06	4,288E-06	3,939E-06
95%	3,55E-07	4,93E-06	2,311E-06	4,375E-06	4,916E-06
Desvio padrão	9,47E-09	1,43E-05	1,063E-05	9,769E-06	7,721E-06
Assimetria	7,80	7,16	3,78	5,88	4,7

Fonte: UNCERT4.

Tabela 45 – Equipamentos avaliados como críticos com base nos resultados da APS Sísmica.

Classe	ID	Sistema
Painéis de instrumentação	3600-PNV-1F3007	Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR _{LTC}), Sistema de Injeção de Emergência (SIE _{HP})
	3600-PNV-1F3008	
	3600-PNV-2F3008	
	3600-PNV-2F3009	
	3600-PNV-2F3011	Sistema de Resfriamento Primário do Reator (PR _{DEP})
Trocador de calor	2156-TC1	Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR _{LTC})
	2156-TC2	
Painel de distribuição 460V ac	LC CBT-1F-001	Sistema de Injeção de Emergência (SIE _{HP})
	LC CBT-2F-002	
	MCC CCM-1F-015	Sistema de Remoção de Calor Residual (SRCR _{LTC})
	MCC CCM-2F-025	
Tubulação	Piping-SLOCA	Todas as #SSEQ

Fonte: CAFTA.

Com base nos conjuntos de cortes obtidos na APS Sísmica, o equipamento mostrado na Tabela 45 podem ser considerados mais suscetíveis à ameaça sísmica por pertencerem a sequências acidentais #SSEQ2 e #SSEQ8, conforme apresentado anteriormente na Tabela 45.

7 CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

Diversos requisitos regulatórios e diretrizes nacionais e internacionais utilizados no desenvolvimento da Análise Probabilística de Segurança Sísmica (APS Sísmica) foram identificados e suas importâncias discutidas. A propagação das incertezas envolvidas nos principais dados de entrada para a APS Sísmica, tais como curvas de ameaça sísmica e curvas de fragilidade sísmica, é citada com destaque dentre as recomendações e diretrizes consultadas neste trabalho. Além disso, foram avaliadas as referências principais em cada tarefa de implementação da APS Sísmica, destacando os desafios e limitações associados.

Concluiu-se que a estruturação do processo para a implementação da APS Sísmica mostrou-se necessária assim como o envolvimento de uma equipe multidisciplinar de especialistas em fragilidade de equipamentos, engenharia de sistemas, engenharia de estruturas, análise de segurança, geologia e outros. A participação dessa equipe multidisciplinar é fundamental para se obter uma melhor avaliação das incertezas e realizar uma implementação adequada da análise de segurança de uma instalação nuclear.

O estudo de caso apresentado neste trabalho permitiu a aplicação das tarefas principais dentro do escopo do desenvolvimento da APS Sísmica, exigindo a utilização de um código computacional na área de APS para a realização dos cálculos da CDF e determinação dos conjuntos de cortes mínimos. Em uma das principais tarefas realizadas no estudo de caso, foi adotada a implementação de arquitetura sísmica sugerida pelo EPRI, que consiste em incluir modos de falhas sísmicas no nível dos componentes nas árvores de falhas. Desta forma, tendo em vista uma análise de sensibilidade dos resultados da APS Sísmica desenvolvida no estudo de caso, a quantificação foi realizada para as configurações com 8 e 12 cenários sísmicos, com cenários equidistantes e deslocados. Os cenários sísmicos são obtidos da discretização das curvas de ameaça sísmica. Intervalos equidistantes são obtidos ao se dividir a faixa de valores observados do GMP em intervalos iguais. Intervalos deslocados são obtidos se esta faixa for dividida de forma desigual, com um maior número de intervalos concentrados em regiões de valores observados do GMP.

Contudo, algumas limitações e dificuldades foram encontradas para a implementação completa de uma APS Sísmica. Concluiu-se que essas limitações

estão associadas, em especial, aos dados de entrada da APS, os quais deveriam ser mais realistas para a instalação em estudo. Estes dados compreendem tanto os dados gerados nas análises de suporte específicas para a instalação em estudo quanto os dados de falha de componentes modelados na APS nível 1 para eventos internos.

Concluiu-se que a análise de fragilidade de SSCs eleva a complexidade do planejamento e execução de uma APS Sísmica, pois depende de outras análises de suporte, tais como análise de ameaça sísmica e análise de demanda sísmica. A utilização de fragilidades representativas de grupos de equipamentos pode gerar estimativas conservadoras das métricas de risco sísmico, subestimar a capacidade sísmica de um equipamento, e/ou pode elevar os custos de construção e operação com a especificação de equipamentos mais robustos sismicamente.

No estudo do reator experimental do tipo PWR em fase de projeto, a implementação das árvores de falhas sísmicas com seus respectivos parâmetros obtidos das curvas de ameaça e fragilidade sísmicas destacou a importância do acidente de pequena perda de refrigerante do núcleo induzido por sismos (*Seismic SLOCA*) para a análise de segurança. Isso é justificado pela suscetibilidade dos SSCs ao movimento do solo causado por sismos.

Na etapa de quantificação, observou-se que as $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ calculadas em cada configuração pelo CAFTA foram maiores que as calculadas pelo FRANX. Concluiu-se que o pós-processamento dos conjuntos de cortes no FRANX realizado pelo código ACUBE é uma alternativa importante para o método de aproximação de eventos raros, que é o método utilizado pelo CAFTA e que tende a superestimar a CDF para casos em que existam eventos com probabilidade alta de ocorrência.

Ainda na etapa de quantificação, sem pós processamento pelo ACUBE, observou-se que o maior valor obtido para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ ($4.56E-06$) foi para o caso em que 8 cenários sísmicos deslocados foram considerados. Com base na análise de sensibilidade das configurações, identificou-se que a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ aumentou com o incremento do número de cenários sísmicos equidistantes de 8 para 12 ($2.19E-06$ para $4.56E-06$). Por outro lado, nos casos de cenários sísmicos deslocados, a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ diminuiu com o aumento do número de cenários de 8 para 12 ($4.56E-06$ para $3.51E-06$).

No que se refere à lista de equipamentos sísmicos (SEL) elaborada neste trabalho, os sistemas que atuam nas sequências acidentais #SSEQ2 e #SSEQ8, as quais tiveram suas contribuições à $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ aumentadas em relação aos resultados da APS Nível 1 para eventos internos, são Sistema de Remoção de Calor Residual na função de Resfriamento a Longo Prazo (SRCR-LTC), Sistema de Injeção de Emergência (SIE) e Sistema de Resfriamento Primário do Reator na função de despressurização do vaso de pressão (PR-DEP). Concluiu-se que os painéis de instrumentação e controle, os trocadores de calor, o painel de distribuição 460V ac e as tubulações sujeitas a SLOCA precisariam ser revistas na base de projeto.

A análise de incerteza dos conjuntos de cortes para a $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$ (#S), realizada com o uso do UNCERT4 (módulo do código computacional CAFTA), permitiu verificar as distribuições de incerteza para as estimativas associadas à $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$. Todos os casos de cenários sísmicos considerados, possuem parâmetros de dispersão (desvio padrão) altos. Concluiu-se que esses resultados poderiam ser avaliados com mais detalhes em análises futuras, para se verificar se podem ser explicados pelas incertezas propagadas das análises de suporte para a APS Sísmica, ou seja, incertezas nos dados obtidos nas curvas de ameaça sísmica e nas curvas de fragilidade dos SSCs.

O trabalho elaborado cumpre, portanto, o objetivo principal de prover os analistas de segurança com um levantamento das referências utilizadas e estudos científicos realizados recentemente na área de análise probabilística de segurança sísmica.

Por fim, com base na revisão das diretrizes e requisitos regulatórios referentes ao desenvolvimento da Análise Probabilística de Segurança Sísmica (APS Sísmica) e identificados neste trabalho, sugere-se a realização dos seguintes trabalhos futuros:

- Melhorias na análise de ameaça sísmica para o local da instalação do reator experimental;
- Estudo completo sobre o cálculo de fragilidade sísmica de equipamentos ou grupo de equipamentos e a implementação de seus parâmetros na APS Sísmica a fim de verificar a sua contribuição no $CDF_{\text{Seismic-SLOCA}}$;

- Estudo e implementação de parâmetros associados a fatores humanos;
- Expansão da APS Sísmica com a inclusão de estudos de interação com outras instalações nucleares e industriais, outras fontes de radioatividade da instalação e preparação para estudos sobre LERF; e
- Estudo de implementação da APS Sísmica para reatores de pesquisa.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ACERVO ARQUIVÍSTICO DA MARINHA DO BRASIL. **Agência Naval de Segurança Nuclear e Qualidade (AgNSNQ)**, 2017. Disponível em:

<<http://www.arquivodamarinha.dphdm.mar.mil.br/index.php/agencia-naval-de-seguranca-nuclear-e-qualidade-2>>. Acesso em: 04 maio 2020.

ALGOHARY, S.; ALY, A. I. M. Nuclear regulatory bodies and time management of NPP program in new comers countries: the role of national TSO. **International Journal of Development Research.**, February, v. 08, n. 02, p. 18816-18822, 2018.

ALMEIDA, A. A. D. D. et al. Probabilistic seismic hazard analysis for a nuclear power plant site in southeast Brazil. **J Seismol**, 15 Jan 2019. 1-23.

AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS. **Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard**. ASME. New York, NY, 2009. (Addenda to ASME/ANS RA-S-2008).

AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS. **Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard**. ASME. New York, NY. 2013. (Addenda to ASME/ANS RA-Sb-2013).

BAKER, J. W. **An introduction to Probabilistic Seismic Hazard Analysis**. 2.0. ed. [S.l.]: [s.n.], 2013. Disponível em: <[https://web.stanford.edu/~bakerjw/Publications/Baker_\(2013\)_Intro_to_PSHA_v2.pdf](https://web.stanford.edu/~bakerjw/Publications/Baker_(2013)_Intro_to_PSHA_v2.pdf)>.

BASU, P. C.; RAVINDRA, M. K.; MIHARA, Y. COMPONENT FRAGILITY FOR USE IN PSA OF NUCLEAR POWER PLANT. **23rd Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology**, Manchester, UK, 10-14 agosto 2015.

BERROCAL & ASSOCIADOS. **Análise Probabilística da Ameaça Sísmica**. São Paulo. 2010. (R11.99-1000-RD-0421).

BOMMER, J. J. et al. A SSHAC Level 3 Probabilistic Seismic Hazard Analysis for a New-Build Nuclear Site in South Africa. **Earthquake Spectra**, 31, maio 2015. 661–698.

BOMMER, J. J.; ABRAHAMSON, N. A. Why Do Modern Probabilistic Seismic-Hazard Analyses Often Lead to Increased Hazard Estimates? Vol. 96, No. 6, pp. 1967–1977, (2006). **Bulletin of the Seismological Society of America**, 96, 2006. 1967-1977.

BRASIL. **Protocolo de Intenções Mútuas (PIM) nº20304/2018-001/00**, 2018. Disponível em: <http://www.in.gov.br/materia/-/asset_publisher/Kujrw0TZC2Mb/content/id/55248404/do3-2018-12-14-extrato-de-protocolo-de-intencoes-55248208>. Acesso em: 04 maio 2020.

BRASIL. Altera a Lei nº 6.189 a fim de dispor sobre competência do Comando da Marinha para promover o licenciamento e a fiscalização dos meios navais e suas plantas nucleares embarcadas para propulsão e do transporte de seu combustível nuclear. **Lei Nº 13.976, de 7 de janeiro de 2020**, 2020. Disponível em:

<http://www.planalto.gov.br/ccivil_03/_ato2019-2022/2020/lei/L13976.htm>. Acesso em: 04 maio 2020.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Estudo Probabilístico de Segurança da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unidade 1 – Angra-I, Fase A**. CNEN. Rio de Janeiro. 1985. (DR-127/85, GAS-01/85).

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Diretrizes Reguladoras para Elaboração e Uso de uma Análise Probabilística de Segurança (APS) para ANGRA-1**. CNEN. Rio de Janeiro. 1993. (Nota Técnica-GEDRE-01/92).

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Segurança na operação de usinas nucleoeletrônicas**. CNEN. Rio de Janeiro. 1997. (Norma CNEN-NE-1.26 / Resolução CNEN 04/97).

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. **Licenciamento de instalações nucleares**. CNEN. Rio de Janeiro. 2002. (Norma CNEN-NE-1.04 / Resolução CNEN 15/02).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin**. EPRI. Palo Alto. 1991. (EPRI NP-6041-SRL1).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Methodology for Developing Seismic Fragilities**. EPRI. Palo Alto. 1994. (EPRI 103959).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Seismic Fragility Application Guide**. EPRI. Palo Alto. 2002. (EPRI 1002988).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **CAFTA, Software Manual**. EPRI. Palo Alto. 2009. (EPRI Software Product ID #1018460).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review**. EPRI. Palo Alto. 2010. (EPRI 1020756).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **A Preliminary Approach to Human Reliability Analysis for External Events PRA with a Focus on Seismic**. EPRI. Palo Alto. 2012a. (EPRI 1025294).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Practical Guidance on the Use of Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Applications with a Focus on the Treatment of Uncertainty**. EPRI. Palo Alto. 2012b. (EPRI 1026511).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Seismic Evaluation Guidance: Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic**. Palo Alto, CA. 2013a. (EPRI Report 1025287).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide**. EPRI. Palo Alto. 2013b. (EPRI 3002000709).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide**. EPRI. Palo Alto. 2003. (EPRI1002989).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Identification of External Hazards for Analysis in Probabilistic Risk Assessment**. EPRI. Palo Alto. 2011. (EPRI Report 1022997).

ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. **Seismic Walkdown Guidance For Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.3: Seismic**. EPRI. Palo Alto. 2012c. (EPRI 1025286).

EUROPEAN COMMISSION. **ASAMPSA_E Advanced Safety Assessment : Extended PSA - Fission-2013-2.1.2-Consequences of combination of extreme external events on the safety of Nuclear Power Plants (NPPs)**. EC. França. 2016. ((Grant agreement no: 605).

EUROPEAN NUCLEAR SAFETY REGULATORS GROUP. **EU “Stress tests” specifications**, 2011. Disponível em: <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/EU%20Stress%20tests%20specifications_1.pdf>. Acesso em: 2020 abril 30.

EVALUACIÓN DE RIESGOS NATURALES Y ANTROPOGÉNICOS SA DE CV. **R-CRISIS Program for computing seismic hazard**, 2017. Disponível em: <<http://www.r-crisis.com/>>. Acesso em: 01 maio 2020.

GENPRO ENGENHARIA. **Appendix A.1: Reactor Cooling System Notebook**. São Paulo. 2011a. (RSC 11-06/ETRANCO R1023.10.7).

GENPRO ENGENHARIA. **Appendix A.3: Emergency Injection Subsystem Notebook**. São Paulo. 2011b. (RSC 11-19/ETRANCO R1023.10.9).

GENPRO ENGENHARIA. **Appendix A.4: Residual Heat Removal Subsystem Notebook**. São Paulo. 2011c. (RSC 11-20/ETRANCO R1023.10.10).

GENPRO ENGENHARIA. **Appendix A.8: Steam and Energy Conversion System Notebook**. São Paulo. 2011d. (RSC 11-17/ETRANCO R1023.10.14).

GENPRO ENGENHARIA. **Appendix F: Internal Events Quantification and Results Analysis**. São Paulo. 2011e. (RSC 11-27/ETRANCO R1023.10.23).

GLOBAL EARTHQUAKE MODEL. **OpenQuake (OQ) - comprised of the engine, platform and tools**, 2020. Disponível em: <<https://www.globalquakemodel.org/openquake>>. Acesso em: 01 maio 2020.

INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY. **Advanced Safety Assessment Methodologies - Extended PSA**. IRSN. França. 2017a. (IRSN ASAMPSA_E).

INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY. **Guidance document on practices to model and implement EARTHQUAKE hazards in extended PSA**. IRSN. France. 2017b. (IRSN ASAMPSA_E-D50.15-report-1).

INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY. **Guidance document on practices to model and implement SEISMIC hazards in extended PSA**. IRSN. França. 2017c. (IRSN ASAMPSA_E WP22/ D50.15/ 2017-33/volume 2).

INSTITUTE FOR RADIOLOGICAL PROTECTION AND NUCLEAR SAFETY. **Methodology for Selecting Initiating Events and Hazards for Consideration in an Extended PSA**. IRSN. França. 2017d. (IRSN ASAMPSA_E, D30.7/2017-31 volume 2).

INTERNATIONAL AGENCY ENERGY ATOMIC. **The Fukushima Daiichi accident - Description and Context of the Accident**. IAEA. Vienna. 2015. (IAEA Technical Volume 1/5).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Probabilistic safety assessment for seismic events**. IAEA. Vienna. 1993. (TECDOC-724).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Fundamental Safety Principles**. IAEA. Viena. 2006. (IAEA Safety Fundamentals No SF-1).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Nuclear Power Plant Design Structure of Nuclear Power Plant Design Characteristics in the IAEA Power Reactor Information System (PRIS)**. IAEA. Vienna. 2007. (IAEA-TECDOC-1544).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations**. IAEA. Vienna. 2009. (IAEA Safety Guide NS-G-2.13).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants**. IAEA. Vienna. 2010a. ((IAEA Specific Safety Guide No. SSG-3)).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants**. IAEA. Vienna. 2010b. ((IAEA Specific Safety Guide No. SSG-4)).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations**. IAEA. Washington, DC. 2010c. (IAEA SSG-9).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process: a report by the International Nuclear Safety Group**. IAEA. Vienna. 2011. (INSAG-25).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Safety Assessment for Facilities and Activities**. IAEA. Vienna, AT. 2016a. (General Safety Requirements GSR Part 4 (Rev. 1)).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Diffuse seismicity in seismic hazard assessment for site evaluation of nuclear installations**. IAEA. Vienna. 2016b. (IAEA Safety Reports Series nº89).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Organization, Management and Staffing of the Regulatory Body for Safety**. IAEA. [S.I.]. 2018. (IAEA General Safety Guide No. GSG-12).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **The Power Reactor Information System (PRIS)**, 2019. Disponível em: <<https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>>. Acesso em: 20 novembro 2019.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. **Power Reactor Information System**, 2020. Disponível em: <<https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>>. Acesso em: 04 abril 2020.

ISOGRAPH. **Integrated software products provide a powerful and comprehensive suite of tools to solve complex reliability, safety and availability problems**, 2020. Disponível em: <<https://www.isograph.com>>. Acesso em: 29 abril 2020.

JUNG, W. S. A method to improve cutset probability calculation in probabilistic safety assessment of nuclear power plants. **Reliability Engineering and System Safety**, v. 134, p. 134-142, outubro 2014.

KNOCHENHAUER, ; LOUKO,. **Guidance for External Events Analysis**. Swedish Nuclear Inspectorate. Stockholm, SE. 2003. (SKI Report 02:27).

NUCLEAR ENERGY INSTITUTE. **External Hazards PRA Peer Review Process Guidelines**. NEI. Washington, DC. 2012. (NEI 12-13).

OPEN-PSA MODEL. **The Open Initiative for Next Generation of Probabilistic Safety Assessment.**, 2020. Disponível em: <<https://open-psa.github.io/mef/index.html>>. Acesso em: 29 abril 2020.

ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT / NUCLEAR ENERGY AGENCY. **Use and Development of Probabilistic Safety Assessment - an overview of the situation at the end of 2010**. França. 2012. (NEA/CSNI/R(2012)11)).

RAM COMMANDER. **Reliability, Availability, Maintainability and Safety Software**, 2020. Disponível em: <<https://aldservice.com/RAMS-Reliability-Availability-Maintainability-and-Safety-Software.html>>. Acesso em: 29 abril 2020.

RAVINDRA, M. K.; JONHSON, J. J. Seismically Induced Common Cause Failures in PSA of Nuclear Power Plants. **Transactions of the 11th Structural Mechanics in Reactor Technology Conference**, Tokyo, 18-23 agosto 1991.

RISKSPECTRUM. **Advanced suite of software tools for modeling, quantifying and monitoring risk and reliability**, 2020. Disponível em: <<https://www.lr.org/en/riskspectrum>>. Acesso em: 29 abril 2020.

SEISMIC QUALIFICATION UTILITY GROUP. **Generic Implementation Procedure (GIP) for Seismic Verification of Nuclear Power Plant Equipment**. SQUG. Palo. 2001. (ADAMS No. ML040560263).

SWEDISH RADIATION SAFETY AUTHORITY. **Swedish Radiation Safety Authority Regulatory Code**. SRSA. Estocolmo. 2009. (SSMFS 2008-51).

SWISS FEDERAL NUCLEAR SAFETY INSPECTORATE. **Guideline for Swiss Nuclear Installations: Probabilistic Safety Analysis (PSA): Quality and Scope**. ENSI. Brugg. 2009. (ENSI-A05/e).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-ichi Accident**. Disponível em:

<<https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/japan/japan-timeline-iframe.html>>. Acesso em: 30 abril 2020.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Reactor Safety Study: an assessment of accident risks in US commercial nuclear power plants**. Idaho National Laboratory. [S.l.]. 1975. (NUREG-CR-75/014 – WASH 1400).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **PRA Procedures Guide: a guide to the performance of probabilistic risk assessments for nuclear power plants**. U.S. NRC. Washington, D.C. 1983. (NUREG/CR-2300).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide**. Brookhaven National Laboratory. Upton, NY. 1984. (NUREG/CR-2815; BNL-NUREG-51559).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities, 10 CFR 50.54(f)**. U.S. NRC. Washington, DC. 1991a. (Supplement 4 to Generic Letter (GL) 8 8-20).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Procedure and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities**. U.S. NRC. Washington, DC. 1991b. (NUREG-1407).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and Use of Experts**. U.S. NRC. Washington, DC. 1997. (NUREG/CR-6372 Mains report).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Earthquake Engineering Criteria for Nuclear Power Plants**. U.S. NRC. Wanshington, DC. 2007a. (10 Code of Federal Regulation - Appendix S to Part 50).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Performance-based approach to define the site-specific earthquake ground motion**. U.S. NRC. Washington, DC. 2007b. (Regulatory Guide 1.208).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **An approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities**. U.S. NRC. Vienna, AT. 2009. (REGULATORY GUIDE 1.200, Revision 2).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Request for Information Pursuant to Title 10 of the Code of Federal Regulations 50.54(f) Regarding Recommendations 2.1, 2.3, and 9.3, of the NearTerm Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-ichi Accident**. U.S. NRC. Washington, DC. 2012. (10 CFR 50.54f NRC Letter, ADAMS Accession Nos. ML12056A046 and ML12053A340).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition — Severe Accidents**. U.S. NRC. Washington, DC. 2015. (NUREG-0800, Chapter 19).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decisionmaking - Final Report**. U.S. NRC. Washington, DC. 2017. (NUREG-1855 Rev 1).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **AN APPROACH FOR USING PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT IN RISK-INFORMED DECISIONS ON PLANT-SPECIFIC CHANGES TO THE LICENSING BASIS**. U.S. NRC. Washington, DC. 2018a. (REGULATORY GUIDE 1.174, REVISION 3).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **North Anna Power Station Units 1 and 2 - Seismic Probabilistic Risk Assessment in Response to 10 CFR 50.54(f) Letter with Regard to NTTF 2.1 Seismic**. Richmond, VA. 2018b. (Serial No. 18-086 Docket No. 50-338/339).

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. **Updated Implementation. Guidelines for SSHAC. Hazard Studies**. U.S. NRC. Washington, DC. 2018c. (NUREG 2213).

WINNUPRA. **Self-contained, integrated, probabilistic safety/risk assessment software package for Level 1 PSA and reliability analyses**, 2020. Disponível em: <<https://www.cwnuclear.com/brands/scientech/safety-and-risk/winnupra/default.aspx>>. Acesso em: 29 abril 2020.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. **World Energy Needs and Nuclear Power**, 2019. Disponível em: <<https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/world-energy-needs-and-nuclear-power.aspx>>. Acesso em: 04 maio 2020.

XIE, W.-C.; NI, S.-H.; WEI, J. **Seismic risk analysis of nuclear power plants**. New York, NY: Cambridge University Press, 2019.

APÊNDICE A

Curvas de ameaça sísmica – 8 cenários sísmicos deslocados

Fonte: FRANX.

Curvas de ameaça sísmica – 8 cenários sísmicos equidistantes

Fonte: FRANX.

Curvas de ameaça sísmica – 12 cenários sísmicos deslocados

Fonte: FRANX

Curvas de ameaça sísmica – 8 cenários sísmicos equidistantes

Fonte: FRANX.

Curvas de fragilidade SEL final – 8 cenários sísmicos deslocados

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Curvas de fragilidade SEL final – 8 cenários sísmicos equidistantes

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Curvas de fragilidade SEL final – 12 cenários sísmicos deslocados

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Curvas de fragilidade SEL final – 12 cenários sísmicos equidistantes

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

Fonte: FRANX.

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Diretoria de Pesquisa, Desenvolvimento e Ensino
Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária CEP: 05508-000
Fone/Fax(0XX11) 3133-8908
SÃO PAULO – São Paulo – Brasil
<http://www.ipen.br>

O IPEN é uma Autarquia vinculada à Secretaria de Desenvolvimento, associada à Universidade de São Paulo e gerida técnica e administrativamente pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do Ministério da Ciência, Tecnologia, Inovações e Comunicações.