AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**MÉTODO PARA APLICAÇÃO DA METODOLOGIA BEST ESTIMATE PLUS UNCERTAINTY
(BEPU) EM UM RELATÓRIO FINAL DE ANÁLISE DE SEGURANÇA (RFAS) DE UMA
PLANTA GENÉRICA**

FRANCINE MENZEL

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

Orientador:
Profa. Dra. Gaianê Sabundjian

#

São Paulo
2018

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

**MÉTODO PARA APLICAÇÃO DA METODOLOGIA BEST ESTIMATE PLUS UNCERTAINTY
(BEPU) EM UM RELATÓRIO FINAL DE ANÁLISE DE SEGURANÇA (RFAS) DE UMA
PLANTA GENÉRICA**

Francine Menzel

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

Orientadora:
Profa. Dra. Gaianê Sabundjian

#

Versão Corrigida
Versão Original disponível no IPEN

São Paulo
2018

Fonte de Financiamento: CNPq. Processo n. 142175/2014-5

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

Como citar:

MENZEL, F. ***Método para Aplicação da Metodologia Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) em um Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) de uma planta genérica***. 2018. 140 p. Tese (Doutorado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP, São Paulo. Disponível em:
<www.teses.usp.br> (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)

Menzel, Francine

Método para Aplicação da Metodologia Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) em um Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) de uma planta genérica / Francine Menzel; orientadora Gaiânê Sabundjian. -- São Paulo, 2018.
140 p.

Tese (Doutorado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Reatores) -- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2018.

1. Metodologia BEPU. 2. Licenciamento. 3. Relatório Final de Análise de Segurança. I. Sabundjian, Gaiânê, orient. II. Título.

FOLHA DE APROVAÇÃO

Autor: Francine Menzel

Título: Método para aplicação da Metodologia Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) em um Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) de uma planta genérica.

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

Data: 29/08/2018

Banca Examinadora

Prof. Dra. Alzira Abrantes Madeira

Instituição: CNEN

Julgamento: _____

Prof. Dr. Luiz Carlos Martins Pereira

Instituição: CNEN

Julgamento: _____

Prof. Dr. Jorge Luis Baliño

Instituição: POLI/USP

Julgamento: _____

Prof. Dr. Antônio Teixeira e Silva

Instituição: IPEN

Julgamento: _____

Dedico este trabalho ao meu amado esposo Sergii e aos meus pais.

AGRADECIMENTOS

Agradecimentos especiais à minha querida Orientadora Gaianê Sabundjian, que é muito mais do que uma orientadora para mim, é uma amiga que há mais de 10 anos está sempre presente em minha vida.

À Universidade de Pisa e ao Professor Francesco D'Auria, por me receberem tão bem e me ajudarem a trilhar os passos deste trabalho, desde a ideia inicial até a conclusão.

Ao meu esposo que sempre se mostrou disponível para me ajudar com a tese, e paciente no decorrer de todo o meu trabalho.

À oportunidade que o IPEN e a CAPES me deram de fazer parte do meu doutorado na Itália, por meio de auxílio financeiro.

Um agradecimento especial também ao meu pai, Silvio Carlos Menzel, que com boa vontade e paciência revisou toda a tese e acrescentou comentários importantes.

RESUMO

MENZEL, Francine. *Método para Aplicação da Metodologia Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) em um Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) de uma planta genérica*. 2018. 140p. Tese (Doutorado em Tecnologia Nuclear) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

O licenciamento de uma instalação nuclear é motivado pela necessidade de proteger os seres humanos e o meio ambiente das radiações ionizantes e, ao mesmo tempo, define as bases para a concepção e a determinação da aceitabilidade da planta. Uma parte importante no processo de licenciamento é a realização de uma análise de acidentes, a qual deve estar documentada no Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS). Existem diferentes opções de cálculo na área de acidentes, combinando a utilização de códigos computacionais e dados de entrada, para fins de licenciamento. Uma delas é a *Best Estimate Plus Uncertainty* (BEPU), que considera dados de entrada realistas e as incertezas associadas. As aplicações de abordagens BEPU em processos de licenciamento iniciaram-se nos anos 2000, primeiro para análise de Acidente de Perda de Refrigerante (*Loss of Coolant Accident* - LOCA), e depois para a análise de acidentes como um todo, documentados no Capítulo 15 do RFAS. O presente trabalho tem como objetivo principal demonstrar que é possível a aplicação da metodologia BEPU em todas as análises contidas no RFAS, identificando as disciplinas-chave do processo de licenciamento e os códigos computacionais utilizados. Este trabalho foi desenvolvido em conjunto com a Universidade de Pisa, Itália, com a colaboração do Prof. Dr. Francesco D'Áuria. A principal motivação desse trabalho é o aprimoramento da metodologia BEPU para sua implementação em reatores do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) no Brasil e no mundo, especialmente para fins de licenciamento, uma vez que as plantas nucleares brasileiras têm pouca experiência na área de cálculo de incertezas.

Palavras chave: Metodologia BEPU; Licenciamento; Relatório Final de Análise de Segurança; BEPU-RFAS.

ABSTRACT

MENZEL, Francine. Application Method of Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) Methodology in a Final Safety Analysis Report (FSAR) of a generic plant. 2018. 140p. Tese (Doutorado em Tecnologia Nuclear) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN-CNEN/SP. São Paulo.

The licensing process of a nuclear power plant is motivated by the need to protect humans and the environment from ionizing radiation and, at the same time, sets out the basis for the design and determining the acceptability of the plant. An important part of the licensing process is the realization of accident analysis, which should be documented in the Final Safety Analysis Report (FSAR). There are different options on accidents calculation area by combining the use of computer codes and data entry for licensing purposes. One is the Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU), which considers realistic input data and associated uncertainties. Applications of BEPU approaches in licensing procedures were initiated in the 2000s, first to analysis of Loss of Coolant Accident (LOCA), and then to the accident analysis as a whole, documented in Chapter 15 of the FSAR. This work has as main objective demonstrate the implementation of BEPU methodology in all analyses contained in FSAR is possible, identifying the key disciplines of the licensing process and the computer codes. This work was done in conjunction with the University of Pisa, Italy, with the collaboration of Professor Francesco D'Auria. The main motivation of this work is the improvement of BEPU methodology for its implementation in PWR (Pressurized Water Reactor) reactors in Brazil and the world, especially for licensing purposes, since the Brazilian nuclear plants have little experience in the regulatory area, and specifically in calculation uncertainties.

Key words: BEPU Methodology; Licensing; Final Safety Analysis Report; BEPU-FSAR

SUMÁRIO

	Página
1. INTRODUÇÃO	14
1.1 Objetivo do trabalho	20
1.2 Motivação e justificativa	20
1.3 Organização da tese	20
2. EMBASAMENTO TÉORICO	22
2.1 Análise de incertezas	23
2.1.1 Fontes de incertezas	25
2.1.2 Margens de segurança, análise de sensibilidade e incertezas	26
2.1.3 Visão geral dos métodos de incerteza	27
2.1.3.1 Propagação de incertezas dos dados de entrada	28
2.1.3.1.1 Métodos probabilísticos	28
2.1.3.1.2 Métodos determinísticos	31
2.1.3.2 Extrapolação da incerteza dos parâmetros de saída	34
2.1.3.2.1 Metodologia de incerteza baseada na extrapolação da precisão (UMAE)	34
2.2 Margens de segurança	41
2.3 Metodologia BEPU	42
2.3.1 Metodologia BEPU desenvolvida pela Universidade de Pisa	43
2.3.2 BEPU versus abordagem conservativa	46
2.3.3 Metodologia BEPU e Princípio ALARA	47
2.3.4 Histórico da aplicação da metodologia BEPU	48
2.4 Licenciamento	49
2.4.1 Licenciamento no Brasil	52
2.4.2 BEPU e o licenciamento	53
2.4.3 Experiência regulatória com BEPU no Brasil	56
2.4.4 Relatório Final de Análise de Segurança: capítulos e conteúdo	58
2.4.5 NUREG 0800 e BEPU	61

2.5 Técnicas analíticas	61
2.5.1 Códigos computacionais.....	63
2.5.2 Verificação e Validação	63
2.5.2.1 V&V e licenciamento	64
2.5.3 <i>Scaling</i>	65
2.5.3.1 <i>Scaling</i> e licenciamento.....	66
2.5.3.2 Roteiro para o <i>scaling</i>	66
2.5.4 Acoplamento	69
2.5.5 Análise Determinística de Segurança e Análise Probabilística de Segurança	70
2.5.5.1 Análise Probabilística de Segurança.....	71
2.5.5.2 Análise Determinística de Segurança	74
2.5.5.3 Risco Informado: Integração APS e ADS.....	77
3. METODOLOGIA	81
4. RESULTADOS.....	85
5. CONCLUSÕES	99
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	103
APÊNDICE A – Critérios Gerais de Projeto.....	117
APÊNDICE B – Tópicos BEPU	120

LISTA DE TABELAS

	Página
Tabela 1.1 - Opções para combinação de códigos computacionais e dados de entrada	17
Tabela 2.1 - Conteúdo dos capítulos do RFAS	59
Tabela 2.1 - Conteúdo dos capítulos do RFAS - continuação	60
Tabela 4.1 - Tópicos BEPU	86
Tabela 4.2 - Disciplinas e tópicos-chave do processo de licenciamento.....	92
Tabela 4.3 - Visão geral dos códigos numéricos usados no RFAS.....	94
Tabela A. 1 - Critérios Gerais de Projeto	117
Tabela B. 1 - Tópicos BEPU e itens relacionados.....	120

LISTA DE FIGURAS

	Página
Figura 1.1 - Esquema simplificado da Tecnologia de Segurança de Reatores Nucleares	15
Figura 2.1 - Representação das fontes de Incerteza	26
Figura 2.2 - Classificação de incertezas. (a) Propagação de incertezas dos dados de entrada; b) Extrapolação de incertezas de parâmetros de saída	28
Figura 2.3 - Metodologia de incerteza baseada na propagação do erro de saída	34
Figura 2.4 - Diagrama de fluxo simplificado da metodologia CIAU	39
Figura 2.5 -Definição de erros na quantidade e no tempo a serem incluídos, respectivamente, em QUM e TUV	40
Figura 2.6 - Conceito de margens de segurança	41
Figura 2.7 - Fluxograma da metodologia BEPU.....	44
Figura 2.8 - Roteiro para <i>scaling</i> em um processo de licenciamento baseado na metodologia BEPU	67
Figura 2.9 - Pirâmide de Competência do Processo de Licenciamento	79
Figura 3.1 - Metodologia BEPU-RFAS.....	83

LISTA DE SIGLAS E ABREVIACÕES

ADS - Análise Determinística de Segurança;

AEA - *Atomic Energy Authority*;

AEAT - *AEA Technology*;

AEAW - *Atomic Energy Authority Winfrith*;

AECL - *Atomic Energy of Canada Limited*;

AIEA - Agência Internacional de Energia Atômica;

ALARA - *As Low As Reasonably Achievable*;

ANS - *American Nuclear Society*;

APS - Análise Probabilística de Segurança;

ASME – *American Society of Mechanical Engineers*;

ASTRUM - *Automated Statistical Treatment of Uncertainty Method*;

ATWS - *Anticipated Transient Without Scram*;

BE - *Best Estimate*;

BEAU - *Best Estimate And Uncertainty*;

BEPU - *Best Estimate Plus Uncertainty*;

BIC - *Boundary Initial Conditions*;

BWR - *Boiling Water Reactor*;

CFD - *Computational Fluid Dynamic*;

CFR – *Code of Federal Regulations*;

CIAU - *Code with the Capability of Internal Assessment of Uncertainty*;

CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear;

CSAU - *Code Scaling, Applicability and Uncertainty*;

CSNI - *Committee on International Safety of Nuclear Installations*;

DIMNP - Departamento de Engenharia Mecânica, Nuclear e de Produção;

DM - *Design Margin*;

DRM - *Deterministic Realistic Method*;

ECCS - *Emergency Core Cooling System*;

EDF - *Electricité de France*;

EM - *Evaluation Model*;

EM/CBA - *Evaluation Model/Component Behaviour Analysis*;

EM/CSA - *Evaluation Model/ Core Safety Analysis*;
 EMDAP - *Evaluation Model Development and Assessment Process*;
 EM/RCA - *Evaluation Model/ Radiological Consequences Analysis*;
 GDC - *General Design Criteria*;
 GRS - *Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit*;
 IAEA - *International Atomic Energy Agency*;
 IPEN - *Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares*;
 IPSN - *Institut de Protection et de Sureté Nuclear*;
 IRIDM - *Integrated Risk Informed Decision Making Process*;
 ITF - *Testes de Efeitos Integrals*;
 JONATER - *National Thermal-hydraulic Journey*;
 KINS - *Korea Institute of Nuclear Safety*;
 LBLOCA - *Large Break Loss of Coolant Accident*;
 LOCA - *Loss of Coolant Accident*;
 NE - *Nuclear Energy*;
 NEA - *Nuclear Energy Agency*;
 OECD - *Organization for Economic Co-operation and Development*;
 PCT - *Peak Cladding Temperature*;
 PIRT - *Phenomena Identification and Ranking Table*;
 PTS - *Pressurized Thermal Shock*;
 PWR - *Pressurized Water Reactor*;
 RAS - *Relatório de Análise de Segurança*;
 RFAS - *Relatório Final de Análise de Segurança*;
 RG - *Regulatory Guide*;
 SBLOCA - *Small Break Loss of Coolant Accident*;
 SETs - *Separate Effects Tests*;
 SM - *Safety Margins*;
 SREN - *Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo*;
 SRS - *Safety Report Series*;
 SRR - *Sistema de Refrigeração do Reator*;
 SSG - *Specific Safety Guide*;
 TMI - *Three Mile Island*;

V&V - *Verification & Validation*;

UMAE - *Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation*;

USNRC - *United States Nuclear Regulatory Commission*.

1. INTRODUÇÃO

A segurança de reatores nucleares é um dos aspectos mais importantes no processo de tomada de decisão por esta opção energética. Na década de 50, com a operação dos primeiros reatores de potência, já concebidos de acordo com os requisitos de segurança pertinentes à época, surgiram as bases da tecnologia de segurança de reatores nucleares. A partir da década de 80, a segurança nuclear aprimorou-se com o surgimento de computadores avançados que possibilitaram o uso de códigos computacionais para a avaliação das possíveis consequências de um acidente (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Nas últimas décadas, eventos como os ocorridos em *Three Mile Island* (TMI) (1979), *Chernobyl* (1986) e *Fukushima* (2011) têm desafiado a sustentabilidade da tecnologia nuclear e afetado a confiança do público, dos tomadores de decisão e até da comunidade científica em relação à segurança nuclear. Em resposta a tal fato, após cada acidente, a segurança nuclear foi aprimorada, principalmente no que diz respeito às Características de Segurança e Barreiras de Proteção (D'AURIA et al., 2015).

A tecnologia de segurança de reatores nucleares consiste em dois componentes: os Fundamentos e a Aplicação, como ilustra a Figura 1.1. Os Fundamentos (em verde) incluem os princípios de segurança e os requisitos de segurança desenvolvidos pela Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA). A Aplicação (em cor de rosa) se refere à aplicação desses princípios e requisitos para o projeto, licenciamento, construção, operação e descomissionamento de qualquer instalação nuclear (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Figura 1.1 - Esquema simplificado da Tecnologia de Segurança de Reatores Nucleares

Fonte: D'AURIA; DEBRECIN, 2014.

A consideração dos princípios fundamentais de segurança na concepção de uma usina nuclear é possível por meio de uma adequada análise e avaliação da segurança, que são feitas por meio do cumprimento de um conjunto de critérios de aceitação, como a temperatura máxima do revestimento da vareta combustível e a pressão máxima no sistema primário do reator (SOLLIMA, 2008). Os critérios de aceitação são normalmente definidos pelo órgão regulador nacional e um abrangente Relatório de Análise de Segurança (RAS) fornece uma demonstração da segurança da planta e do cumprimento desses critérios (D'AURIA et al., 2015).

O RAS deve ser visto como um resumo de toda a informação referente à segurança da planta nuclear e inclui a demonstração da sua aceitabilidade em relação a todas as regras e critérios estabelecidos pelo país. A demonstração da segurança da planta é parte do processo de licenciamento e é documentada no Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) (D'AURIA et al., 2015).

Em todos os países que utilizam energia nuclear para a produção de eletricidade, a análise de segurança deve ser realizada e documentada no RFAS,

onde também devem constar todas as características importantes da planta, que serão avaliadas e aprovadas pelo respectivo órgão regulador nacional. O RFAS tem uma estrutura e conteúdo pré-definidos, assim como metodologias e procedimentos aprovados, presentes nos guias, normas e recomendações vigentes em cada país (SOLLIMA, 2008).

Os órgãos reguladores de plantas nucleares são rigorosos na avaliação do RFAS, uma vez que o licenciamento é de grande importância ao garantir a proteção dos seres humanos e do meio ambiente contra as radiações ionizantes e, ao mesmo tempo, define as bases para a concepção e a aceitação das instalações nucleares.

A análise de acidentes é uma parte importante da tecnologia de segurança de reatores nucleares e consequentemente do processo de licenciamento, sendo documentada no Capítulo 15 – Análise de Transientes e Acidentes do RFAS de qualquer planta nuclear existente (D'AURIA et al., 2012). O Capítulo 15 do RFAS contempla a análise das seguintes categorias de eventos (D'AURIA; DEBRECIN, 2014):

1. aumento da remoção de calor pelo sistema secundário;
2. diminuição da remoção de calor pelo sistema secundário;
3. redução da vazão do sistema de refrigeração do reator;
4. anomalias de reatividade e distribuição de potência;
5. aumento do inventário de refrigerante do reator;
6. redução do inventário de refrigerante do reator;
7. liberação radioativa de um subsistema ou componente.

Além dos eventos acima considerados, os transientes previstos sem desligamento do reator, *Anticipated Transient Without Scram* (ATWS), têm sido tradicionalmente analisados para reatores refrigerados a água leve.

Esses eventos são simulados numericamente por meio de programas computacionais do tipo RELAP5 (IDAHO, 1995), TRAC (SPORE, 1993), CATHARE (MICAELLY; BESTUIB, 1988) e ATHLET (AUSTREGESILO et al., 2014) entre outros.

Existem diferentes opções de cálculo na área de acidentes, combinando a utilização de códigos computacionais e dados de entrada para fins de licenciamento. Quatro opções podem ser identificadas (FIORI, 2009):

- 1) abordagem muito conservativa, demonstrada no Apêndice K do 10 *Code of Federal Regulations* (CFR) 50.46 (USNRC, 1974), para análise no caso de Acidente de Perda de Refrigerante (*Loss of Coolant Accident* - LOCA);
- 2) abordagem conservativa realista, sendo esta similar à primeira, com exceção ao fato de que são utilizados códigos computacionais *Best Estimate* (BE) ou realistas, no lugar de códigos conservativos;
- 3) condições iniciais e de contorno tomadas como realistas, considerando suas incertezas. Em alguns países como os Estados Unidos, esta opção seria a de *Best Estimate Plus Uncertainty* (BEPU);
- 4) abordagem realista considerando as condições reais de operação da instalação e o uso de códigos BE.

Essas opções encontram-se resumidas na Tabela 1.1, sendo que as opções 3 e 4 representam o que será considerado nesse trabalho.

Tabela 1.1 - Opções para combinação de códigos computacionais e dados de entrada

Opção	Código computacional	Disponibilidade de sistemas	Condições iniciais e de contorno
1. Conservativa	Conservativo	Premissas conservativas	Dados de entrada conservativos
2. Combinada	<i>Best Estimate</i>	Premissas conservativas	Dados de entrada conservativos
3. <i>Best Estimate</i> (BEPU)	<i>Best Estimate</i>	Premissas conservativas	Realista mais incertezas
4. Risco Informado (BEPU estendido)	<i>Best Estimate</i>	Derivada da Análise Probabilista de Segurança	Dados de entrada realistas mais análise de incertezas

Fonte: D'AURIA et al., 2012.

A maioria das plantas nucleares atuais foi projetada na tradicional filosofia de defesa em profundidade e licenciada com o uso da abordagem conservativa, a fim de demonstrar a segurança em relação à análise de LOCA (FIORI, 2009).

Esse tipo de procedimento conservativo foi estabelecido em 1974 quando a *United States Nuclear Regulatory Commission* (USNRC) publicou regras para a análise de LOCA no Apêndice K do 10 CFR 50.46. A razão básica para o

desenvolvimento do método conservativo foi a necessidade de preencher as lacunas do conhecimento dos fenômenos físicos, que não se tinha na ocasião (FIORI, 2009).

Pesquisas nas décadas de 70 e 80 forneceram fundamento suficiente para o uso de métodos de análises realistas, baseados em dados físicos. Um grande número de programas experimentais foi desenvolvido no mundo a partir de então. Códigos computacionais avançados foram desenvolvidos na década de 90 em paralelo com os experimentos para substituir o modelo vigente de avaliação (FIORI, 2009).

Desde então, há um interesse significativo no desenvolvimento de códigos e metodologias para análises BE em simulações de LOCAs e vários novos métodos BEPU foram desenvolvidos no mundo (PROSEK; MAVKO, 2003).

A USNRC desenvolveu uma metodologia de avaliação de incerteza chamada CSAU (*Code Scaling, Applicability and Uncertainty*). A CSAU foi demonstrada para um grande LOCA (*Large Break LOCA* - LBLOCA) e depois foi aplicada a um pequeno LOCA (*Small Break LOCA* - SBLOCA). Após o pioneiro método CSAU, em cinco anos, vários novos métodos originais foram desenvolvidos. No workshop de métodos de análise de incerteza da OECD/NEA (OECD/NEA, 1994), sete novos métodos foram apresentados (Fiori, 2009):

1. UMAE (*Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation*, Pisa, Itália);
2. método da AEA (*Atomic Energy Authority*, Reino Unido);
3. método da NE (*Nuclear Energy*, Reino Unido);
4. método da GRS (*Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit*, Alemanha);
5. método da PSN (*Institut de Protection et de Sureté Nuclear*, França);
6. método da Tractebel (Bélgica);
7. abordagem do valor-limite (EUA).

Mais recentemente, a USNRC emitiu a seção 15.0.2 - *Review of Transient and Accident Analysis Methods*, do *Standard Review Plan* (NUREG 0800) (USNRC, 1989) descrevendo o processo de revisão e critérios de aceitação para os modelos analíticos e códigos computacionais, usados para análise de acidentes e de

comportamento da planta durante transientes, incluindo métodos para estimar a incerteza no cálculo BE de um LOCA. Além disso, o *Regulatory Guide 1.203* (USNRC, 2005) descreve o processo que a USNRC considera aceitável para desenvolvimento de modelos de avaliação que utilizam análise de transientes e acidentes (GALETTI, 2007).

Nos últimos anos foram realizados diversos cálculos com a metodologia BEPU para análise de LOCA e, mais recentemente, para os demais transientes presentes no Capítulo 15 do RFAS. Porém, o RFAS de uma planta genérica contém mais 18 Capítulos, totalizando 19 (USNRC, 2007). Cada um deles se relaciona com os demais, abordando diferentes características importantes da planta para garantir a segurança, como sua localização, treinamento dos operadores e aspectos meteorológicos, por exemplo.

Devido a razões históricas, a análise de acidentes recebe maior atenção por parte dos envolvidos com tecnologia de segurança de reatores nucleares. Porém, uma gama de acidentes pode ocorrer tanto em áreas periféricas (áreas relacionadas direta ou indiretamente com a análise de acidentes e transientes documentada no Capítulo 15) quanto na sequência de eventos a partir de um evento iniciador, levando a planta a condições fora daquelas consideradas na análise de acidentes. Isto pode ser facilmente constatado pela observação das causas do último grande acidente nuclear, em Fukushima, onde um terremoto provocou uma série de eventos catastróficos que culminaram no colapso da usina. Portanto, a homogeneização de temas relacionados à tecnologia nuclear é necessária, e implica na identificação sistemática de tópicos e de sua consideração para a análise.

O acidente de Fukushima ocorreu devido a uma falha iniciada quando os reatores, que já haviam parado automaticamente após um terremoto, foram atingidos por um tsunami que danificou os diesel geradores, inviabilizando o seu uso. Sem os diesel geradores e sem energia elétrica para arrefecer os reatores, três dos seis que estavam em funcionamento, tiveram a fusão do seu núcleo. Além disso, explosões de hidrogênio destruíram o revestimento superior dos edifícios e múltiplos incêndios eclodiram na usina (IAEA, 2015). O terremoto e o tsunami, com a consequente inviabilização dos diesel geradores e ineficiência do resfriamento dos reatores, resultaram em consequências catastróficas que poderiam ser evitadas com uma análise mais aprofundada de áreas periféricas.

1.1 Objetivo do trabalho

O presente trabalho tem como objetivo apresentar uma proposta de método para a aplicação da metodologia BEPU para o RFAS como um todo por meio da homogeneização das técnicas analíticas e identificação de disciplinas-chaves no processo de licenciamento. O objetivo final do trabalho é demonstrar que a metodologia BEPU pode ser aplicada em outros capítulos do RFAS, e não só ao de análise de acidentes, como é feito até o presente momento. Além disso, esse trabalho objetiva fornecer uma visão geral do processo de licenciamento no Brasil e no mundo, discutindo o atual estado da arte na área.

Esse trabalho foi desenvolvido em conjunto com a Universidade de Pisa, Itália, com o apoio do Prof. Dr. Francesco D'Áuria, que sugeriu essa abordagem devido à sua grande experiência no assunto, além do fato de ser um consultor muito requisitado pela CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear), órgão licenciador do Brasil.

1.2 Motivação e justificativa

A motivação desse trabalho consiste na discussão de um método para aplicação da metodologia BEPU em outras áreas do RFAS, não se limitando apenas à análise de acidentes, correspondendo a uma visão holística e interdisciplinar da tecnologia de segurança dos reatores nucleares e conseqüentemente a um aumento da segurança da planta. Essa visão interdisciplinar tem sido desenvolvida desde o acidente de Fukushima e vem se aprimorando nos últimos anos. A originalidade desse trabalho consiste no fato de ser o primeiro a sugerir que as análises contidas no RFAS sejam feitas de maneira integrada, e dessa forma, maior atenção seja dada a áreas em que hoje não se dá a devida importância, representando uma inovação na área de segurança nuclear.

1.3 Organização da tese

No Capítulo 2, é apresentado o embasamento teórico do tema abordado nesse trabalho que inclui a revisão bibliográfica dos métodos de análise de incerteza, assim como a descrição da metodologia BEPU e o histórico do seu uso

para licenciamento em diferentes países, incluindo o Brasil. Também é apresentada uma revisão das técnicas analíticas presentes na área de análise de acidentes, sendo elas Verificação e Validação (V&V), *scaling*, acoplamento entre códigos, Análise Determinística de Segurança (ADS) e Análise Probabilística de Segurança (APS).

O Capítulo 3 descreve a metodologia, por meio da apresentação das etapas realizadas no trabalho.

O Capítulo 4 contém os resultados do trabalho, com a descrição detalhada de cada etapa apresentada na metodologia.

No Capítulo 5 estão às conclusões e as propostas para trabalhos futuros. Por fim, são apresentadas as referências bibliográficas utilizadas no trabalho.

O APÊNDICE A apresenta os Critérios Gerais de Projeto (*General Design Criteria* – GDC) e no APÊNDICE B são apresentados os tópicos BEPU e os itens do RFAS relacionados, assim como os GDCs aplicáveis e as leis correspondentes.

2. EMBASAMENTO TÉORICO

No processo de licenciamento de uma planta nuclear deve ser previsto o estudo do comportamento da instalação em condições de acidentes e transientes, que é feito por meio de uma variedade de códigos computacionais utilizados no mundo. Nas últimas décadas, vários códigos foram desenvolvidos com eficácia comprovada em simular os principais fenômenos termo-hidráulicos que ocorrem em plantas nucleares durante condições de acidentes. Originalmente, códigos de sistemas termo-hidráulicos eram utilizados nos projetos de sistemas de segurança, mas desde a publicação do 10 CFR 50.46 (USNRC, 1974), em 1974, esses códigos passaram a ser utilizados no processo de licenciamento. Em paralelo, especialmente após o acidente de TMI, vários códigos “realistas”, ou também chamados de “*Best Estimate*” começaram a ser desenvolvidos, desde a utilização de hipóteses conservativas até uma descrição mais realista dos processos. Isso se tornou possível graças ao desenvolvimento da tecnologia que permitiu o preenchimento das lacunas do conhecimento na área e desde então os códigos BE são usados em análises de segurança de plantas nucleares, quantificação das incertezas, APS, projeto do reator, entre outros.

De acordo com o *Regulatory Guide 1.157 “Best Estimate Calculations of Emergency Core Cooling System Performance”* (USNRC, 1989b), um cálculo BE utiliza uma modelagem que tenta descrever realisticamente os processos físicos que ocorrem em um reator nuclear. Um modelo BE deve fornecer um cálculo realista de parâmetros importantes associados com um fenômeno em particular, de acordo com os dados atualmente disponíveis e conhecimento do fenômeno.

A USNRC desenvolveu e avaliou diversos códigos BE, que incluem o TRAC (SCHNURR et al., 1992), o RELAP5 (IDAHO, 1995), o CATHARE (LAVIALLE, 2012) e o ATHLET (AUSTREGESILO et al., 2014). Um código BE contém todos os modelos necessários para prever importantes fenômenos que podem ocorrer em uma condição de acidente da planta, como um LOCA, por exemplo. Cálculos de códigos BE devem ser comparados com dados experimentais apropriados para determinar a incerteza geral e limitações dos cálculos. Devem ser realizadas modelagens numéricas, estudos de sensibilidade e avaliações dos erros numéricos para garantir que os resultados dos cálculos representem os modelos usados nos

códigos. Neste aspecto, Verificação e Validação são dois importantes termos no que diz respeito ao processo de desenvolvimento dos códigos e constitui uma atividade essencial para confirmar a qualidade de qualquer processo e de qualquer ferramenta computacional adotada na segurança de reatores nucleares. Ambos os processos serão detalhados nesse trabalho.

Quantificação de incertezas é um componente fundamental do processo de Verificação e Validação e tem sido utilizada em diferentes áreas, geralmente com o objetivo de investigar o efeito de várias incertezas dos dados de entrada nos resultados calculados com códigos termo-hidráulicos, e na realização de análises de incertezas, para fins de licenciamento (IAEA, 2008).

Nesse capítulo é apresentado o estado da arte da proposta desse trabalho. Uma revisão dos métodos atuais de análise de incertezas, assim como as fontes principais de incerteza, é descrita na próxima seção.

2.1 Análise de incertezas

Com a criação de uma base de dados que inclui uma vasta gama de experimentos e o desenvolvimento de códigos BE, os componentes necessários para implementar a metodologia de cálculo de incertezas se tornaram disponíveis. Porém, apesar da complexidade destes códigos e o nível do atual conhecimento científico, não se pode esperar que ferramentas computacionais possam modelar com precisão fenômenos ainda não totalmente compreendidos pela comunidade científica. Em geral, os resultados provenientes dos códigos frequentemente apresentam discrepâncias, principalmente quando comparados com dados experimentais (IAEA, 2008).

Estas discrepâncias podem ser atribuídas a diversas razões como deficiências dos modelos, aproximações nas soluções numéricas, efeitos da nodalização, conhecimento impreciso das condições iniciais e de contorno, entre outras. Sendo assim, é necessário investigar as incertezas dos resultados e o efeito de sensibilidade nos parâmetros considerados mais importantes (D'AURIA et al., 2006).

Análises de incerteza incluem estimativas de incertezas de um modelo individual ou de todo o código, de uma modelagem e dos dados da planta para a

análise de um evento singular. Estão incluídos, também, nessa definição estudos de escalonamento (*scaling*) para quantificar a influência das variações entre os dados dos experimentos e da planta (IAEA, 2008).

Uma das primeiras metodologias de incerteza desenvolvida foi a *Code Scaling, Applicability and Uncertainty* (CSAU) (BOYACH, 1990). A aplicação da metodologia CSAU resultou no cálculo da Temperatura Máxima do Revestimento - *Peak Cladding Temperature* (PCT) durante um LBLOCA para um reator do tipo *Pressurized Water Reactor* (PWR) da *Westinghouse* com uma confiabilidade de 95%. A PCT foi calculada usando o código TRACE e foi dada como um único valor com faixas de incerteza. Os resultados deste trabalho, primeiramente publicado em 1989, representaram um marco para a comunidade de segurança nuclear. Subsequentemente, uma análise com a CSAU usando RELAP5 foi realizada também para um SBLOCA (IAEA, 2008).

A partir dessa primeira experiência, um número considerável de metodologias de incerteza foi desenvolvido em outros países, incluindo o método da GRS (*Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit*) (GLAESER, 2000), a Metodologia de Incerteza baseada em Extrapolação de Precisão (*Uncertainty Methodology based upon Accuracy Extrapolation – UMAE*) (D'AURIA et al, 1995) e o método da AEA *Technology* (AEAT) (WICKETT, 1998). Esses métodos, mesmo que compartilhando do mesmo objetivo do CSAU, usam diferentes técnicas e procedimentos para obter as incertezas e têm avançado muito além das capacidades de análise do CSAU. Atualmente, as bandas de incerteza (tanto superior como inferior) podem ser calculadas para qualquer parâmetro ao longo do transiente de interesse, além de valores pontuais como a PCT. A avaliação interna da incerteza (D'AURIA; GIANNOTTI, 2000), também inclui a capacidade de avaliar a incerteza de cálculo em uma sub-rotina de código ao longo do transiente (IAEA, 2008). Algumas dessas metodologias serão descritas mais detalhadamente nos próximos itens desse trabalho.

A motivação para a escolha de códigos de análise BE e cálculo das incertezas dos resultados reside nas inúmeras vantagens associadas ao seu uso. Quando os valores calculados dos parâmetros chave como PCT são conhecidos com grande confiabilidade para transientes limitantes, os operadores da planta podem explorar um grande número de técnicas para maximizar a eficiência

operacional da planta, assim como sua potência e os ciclos operacionais. Essas capacidades, por sua vez, permitem que o custo operacional de uma planta seja reduzido (IAEA, 2008).

Cálculos BE com a quantificação das incertezas tem sido o objetivo final dos programas de pesquisa e desenvolvimento nuclear. Apenas há alguns anos, após a realização de pesquisas desde a década de 60, é que a comunidade científica atingiu esse objetivo. Quantificação das incertezas tem sido utilizada principalmente em duas áreas diferentes, com os seguintes objetivos: para investigar os efeitos de incertezas dos dados de entrada nos resultados de cálculo obtidos com códigos termo-hidráulicos e para realizar análises de incerteza com o propósito de licenciamento (IAEA, 2008). As fontes de incertezas estão descritas no item a seguir.

2.1.1 Fontes de incertezas

As fontes de incertezas enquadram-se dentro de cinco categorias, sendo estas (IAEA, 2008):

- incertezas do código: aproximações tais como incluir apenas alguns termos nas equações, incertezas nas propriedades dos materiais e a suposição de que exista no sistema um escoamento plenamente desenvolvido;
- incertezas de representação: a discretização do sistema (incluem a incerteza associada à nodalização ou a representação de células de malha do sistema) para obter os volumes de controle que são representados pelas equações de conservação;
- incertezas no escalonamento: uso de dados registrados em experimentos de escala reduzida e a dependência de leis de escala aplicadas aos sistemas de escala completa da planta;
- incertezas da planta: as faixas de incerteza associadas as condições de contorno e iniciais da central nuclear, por exemplo, potência do núcleo;
- efeito do usuário: a variação tanto na forma como no número de usuários altera o resultado final da análise de incertezas.

Uma representação das fontes de incerteza é demonstrada na Figura 2.1.

Figura 2.1 - Representação das fontes de incerteza

Fonte: IAEA, 2008.

2.1.2 Margens de segurança, análise de sensibilidade e incertezas

O conceito de margens de segurança - *Safety Margins* (SM), tem um significado amplo e é usado em conjunto com o conceito de Margem de Projeto - *Design Margin* (DM). Ambos os conceitos são introduzidos com relação aos seguintes aspectos principais relacionados à segurança da planta (D'AURIA et al., 2015):

- controle da reação nuclear em cadeia;
- quantidade de fontes radioativas;
- probabilidade de ocorrência de acidente;
- prevenção de falhas de sistemas e componentes;
- prevenção da possibilidade de agravamento de qualquer condição de operação da planta fora da normalidade;
- defesa das barreiras de segurança para prevenção de perda de radioatividade.

Para uma análise mais ampla da segurança da planta, além da análise de incertezas é recomendável realizar uma análise de sensibilidade. É importante salientar que análises de sensibilidade não devem ser confundidas com avaliação das incertezas. Análise de sensibilidade significa avaliação do efeito da variação dos

parâmetros de entrada ou modelagem, nos resultados do código. Análise de incerteza significa o erro sobre a incerteza do modelo do código computacional resultante das incertezas dos parâmetros de entrada propagados por meio do modelo.

Outra maneira de calcular as incertezas nos resultados do código é comparando diretamente esses resultados com dados experimentais, sendo uma combinação estatística de incertezas do código, incertezas de representação e incertezas de dados da planta. Estas duas análises (sensibilidade e incertezas) podem coincidir apenas em condições especiais, quando existe uma interdependência muito fraca entre vários parâmetros de entrada incertos.

2.1.3 Visão geral dos métodos de incerteza

Uma análise de incerteza consiste na identificação e caracterização de parâmetros de entrada relevantes (incertezas dos dados de entrada) assim como uma metodologia para quantificar a influência global da combinação dessas incertezas nos parâmetros de saída selecionados (incertezas de saída). Esses dois itens principais devem ser tratados de forma diferente, por meio de diferentes métodos (IAEA, 2008).

Incetezas podem ser avaliadas usando (a) propagação de incertezas dos dados de entrada ou (b) extrapolação de incertezas de saída. Para o item (a) as incertezas são obtidas seguindo a identificação de parâmetros de entrada incertos com específicas variações e/ou distribuições de probabilidade desses parâmetros, e realizando cálculos variando esses parâmetros. A propagação das incertezas dos dados entrada pode ser feita tanto com métodos determinísticos como métodos probabilísticos (IAEA, 2008).

Na extrapolação de incertezas de saída, a incerteza é dada pela comparação entre resultados de cálculo e dados experimentais significativos. Essas duas abordagens são ilustradas na Figura 2.2 e uma maior descrição dos métodos é apresentada a seguir.

Figura 2.2 - Classificação de incertezas. (a) Propagação de incertezas dos dados de entrada; b) Extrapolação de incertezas de parâmetros de saída

Fonte: IAEA, 2008.

2.1.3.1 Propagação de incertezas dos dados de entrada

A propagação das incertezas dos dados de entrada pode ser feita tanto com métodos probabilísticos como métodos determinísticos, e cada um deles está devidamente descrito a seguir.

2.1.3.1.1 Métodos probabilísticos

Métodos probabilísticos incluem CSAU, GRS e o método canadense BEAU (*Best Estimate And Uncertainty*). Esses métodos têm em comum as seguintes características (IAEA, 2008):

- são identificados a central nuclear, o código e o transiente a serem analisados;

- incertezas de condições iniciais e de contorno são identificadas, assim como parâmetros do combustível nuclear e do modelo do código;
- os métodos restringem o número de incertezas dos dados de entrada a serem incluídas nos cálculos.

As incertezas dos dados de entrada selecionadas são classificadas usando dados relevantes de efeitos separados. O estado do conhecimento de cada incerteza é expresso pela distribuição de probabilidade.

A fim de compreender melhor cada uma das metodologias probabilísticas, essas estão descritas a seguir de forma resumida.

CSAU

O objetivo da metodologia CSAU é investigar a incerteza dos parâmetros de saída relacionados à segurança da planta. Um procedimento é utilizado para avaliar a aplicabilidade do código para um determinado cenário da planta. Especialistas identificam todos os fenômenos relevantes que são listados, baseado no exame de dados experimentais e previsões de códigos do cenário investigado (OECD/NEA, 2003).

Na tabela de identificação e classificação de fenômenos resultantes (*Phenomena Identification and Ranking Table* - PIRT), a classificação é realizada por meio de juízo de especialistas. A documentação do PIRT e do código é avaliada e é decidido se o código é aplicável ao cenário da planta. Todos os cálculos necessários são realizados usando uma nodalização otimizada para capturar os importantes fenômenos físicos. Essa nodalização representa um compromisso entre precisão e custo, com base na experiência obtida pela análise de testes de efeitos separados (*Separate Effects Tests* - SETs) e experimentos integrais. Nenhum método ou critério específico é prescrito para realizar esta tarefa (OECD/NEA, 2003; BOYACK et al., 1990).

Somente os principais parâmetros para os fenômenos mais importantes são selecionados para serem considerados como parâmetros de entrada incertos. A seleção é baseada em um julgamento da influência dos dados de entrada sobre os

parâmetros de saída. Vieses adicionais de saída são introduzidos para considerar a incerteza de outros parâmetros não incluídos nos cálculos (IAEA, 2008).

Foram utilizadas informações de fábrica dos componentes de centrais nucleares, bem como de experimentos e cálculos anteriores para definir o valor médio e o desvio padrão de parâmetros incertos para as análises de LBLOCA e SBLOCA (IAEA, 2008).

Nenhum método estatístico para a avaliação da incerteza foi formalmente proposto na metodologia CSAU. Uma abordagem de superfície de resposta¹ tem sido utilizada nas aplicações, sendo que essa ajusta as previsões de código obtidas para parâmetros selecionados e é usada ao invés do código original. Tal abordagem implica, então, no uso de um número limitado de parâmetros incertos, a fim de reduzir o número de execuções do código e o custo de análise. No entanto, dentro da estrutura CSAU a abordagem de superfície de resposta não é prescrita e outros métodos podem ser aplicados (IAEA, 2008).

O *scaling* é considerado pela metodologia, identificando diversas questões baseadas em instalações experimentais e em avaliações de códigos. Os efeitos das distorções de escala nos processos principais, a aplicabilidade da base de dados existentes, a capacidade de escalonamento das relações de fechamento e sua aplicabilidade para a central nuclear são avaliadas no nível qualitativo (IAEA, 2008).

GRS

O método GRS é um método probabilístico baseado no conceito de propagação de incertezas de entrada. Todos os parâmetros de incerteza relevantes incluindo o código, representação e incertezas da planta são identificados, e quaisquer dependências entre parâmetros de incerteza são quantificadas. O julgamento de especialistas e a experiência de aplicações de código para os testes

¹ Conjunto de técnicas estatísticas e matemáticas para desenvolvimento, melhora e otimização de processos, utilizada para a modelagem e análise de problemas nos quais a variável resposta é influenciada por diversos fatores, tendo como objetivo a otimização dessa resposta (MYERS; MONTGOMERY, 1995).

separado e integral são as principais fontes de informação para a identificação e quantificação de parâmetros incertos. As principais características do método GRS são (HOFER, 1993; GLAESER et al., 1994):

- o espaço de incerteza dos parâmetros de entrada é amostrado aleatoriamente de acordo com a distribuição de probabilidade "subjettiva" combinada dos parâmetros incertos e os cálculos de código são realizados por conjuntos de parâmetros amostrados;
- o número de cálculos do código é determinado de maneira a estimular um intervalo de tolerância/confiança para a quantidade de interesse. A fórmula de Wilks (Wilks, 1941) é usada para determinar o número de cálculos necessário para deduzir as bandas de incerteza;
- avaliações estatísticas são realizadas para determinar a sensibilidade das incertezas dos parâmetros de entrada sobre as incertezas dos principais resultados;
- não existem limites para o número de parâmetros incertos a considerar na análise e a incerteza calculada tem uma base estatística bem estabelecida;
- o método baseia-se apenas em cálculos de código real sem usar aproximações como superfícies de resposta ajustadas.

2.1.3.1.2 Métodos determinísticos

Os métodos determinísticos incluem o método da *Atomic Energy Authority Winfrith (AEA)* e o método *Electricité de France (EDF) Framatome* e possuem as seguintes características (IAEA, 2008):

- o código, a planta nuclear e o transiente são identificados;
- incertezas relacionadas a condições iniciais e de contorno, ao modelo, a planta e ao combustível são identificadas.

A diferença em relação aos métodos probabilísticos está em quantificar as incertezas do parâmetro de entrada. Ao invés de distribuições de probabilidade, intervalos de incerteza razoáveis ou valores limite são especificados que englobam, por exemplo, dados experimentais relevantes disponíveis. As declarações da incerteza dos resultados do código são determinísticas, não probabilísticas (IAEA, 2008).

Nos métodos determinísticos, qualquer uso de estatística é evitado; os resultados de várias etapas da metodologia são checados e avaliados pelo usuário. Os mais influentes parâmetros para o transiente especificado são selecionados junto com as gamas de variações. O processo deve terminar com um número limitado de execuções de código. Os parâmetros de entrada são modificados para que possam ser acessíveis ou não ao usuário de código (por exemplo, os coeficientes de correlação incorporados no código podem ser modificados) (D'AURIA et al., 2006).

AEAW

O método de incertezas AEAW considera a natureza determinística da maioria dos processos envolvidos e não utiliza procedimentos estatísticos (BOYACK, 1990). Para o cenário investigado, os especialistas identificam os fenômenos relevantes e selecionam os parâmetros incertos mais importantes. As razões físicas são fornecidas para cada parâmetro selecionado (ou seja, para que ele possa contribuir para a incerteza dos parâmetros chaves de saída) (IAEA, 2008).

A análise de dados experimentais dá apoio a fase de caracterização de incertezas de modelagem, geralmente a partir de SETs. Modelos limitantes são construídos de forma a prever, para qualquer combinação de parâmetros, limites aceitáveis para as bandas superior e inferior da quantidade avaliada. Nenhum método geral é proposto para avaliar a gama de incertezas de saída. Valores padrão e limite são usados para resolver as incertezas (IAEA, 2008).

A aplicabilidade do código a um cálculo da usina nuclear é antecipada usando o método para um teste integral retirado de uma base de dados independente para verificar se os dados experimentais estão dentro das faixas determinadas. Se não estiverem dentro das faixas determinadas, conclui-se que são necessárias mudanças nos intervalos de incerteza de entrada ou na combinação de

incertezas ou ainda o desenvolvimento de um código adicional. Os processos que envolvem efeitos de escala, modelagem e quantificação da incerteza são levados em conta pelo julgamento de especialistas. O código adotado deve considerar a escala dos vários experimentos (IAEA, 2008).

EDF–Framatome

A EDF e *Framatome* desenvolveram o método de análise de incertezas baseado no uso de códigos computacionais realistas, chamado DRM (*Deterministic Realistic Method*) (SILLS, 2000). Seu princípio é baseado na quantificação da incerteza do cálculo, que é gerada de forma determinística quando os resultados são comparados com o critério de aceitação. Para garantir que o valor de um parâmetro de incerteza é conservativo, o modo de penalização é introduzido no código realista. As penalidades são escolhidas de modo a preservar uma resposta realista do código. O método DRM foi aplicado a um LBLOCA em um reator PWR francês de três circuitos.

Desde a revisão do 10 CFR 50.46 (USNRC, 1974) em 1988, a análise do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo – *Emergency Core Cooling System* (ECCS) pode ser realizada com modelos realísticos, desde que a incerteza nos resultados do cálculo seja estimada com um elevado nível de confiança, garantindo uma alta probabilidade de que os critérios de segurança não sejam ultrapassados.

Para fazer face à evolução da regra, a EDF e a *Framatome* decidiram desenvolver conjuntamente uma nova metodologia, DRM, utilizada em associação com CATHARE, que é o código BE francês dedicado às análises de segurança termo- hidráulicas (MICAELLI; BESTUIB, 1988).

A metodologia é baseada em abordagens estatísticas e determinísticas. Uma análise estatística quantifica as incertezas. Estas incertezas devem ser delimitadas por um cálculo determinístico. Por meio deste procedimento, a natureza realista da simulação deve ser preservada (LUDMANN; SAUVAGE, 1999).

2.1.3.2 Extrapolação da incerteza dos parâmetros de saída

Nos métodos caracterizados como extrapolação da incerteza dos parâmetros de saída os erros dos cálculos são caracterizados pela comparação das variáveis relevantes ao longo do tempo. O pressuposto básico é que dados experimentais relevantes estão disponíveis e incluem quase todas as fontes de incerteza esperadas no transiente de referência. Outras fontes de incerteza devem ser consideradas separadamente por meio de vieses apropriados (IAEA, 2008).

Os métodos não se concentram na avaliação de incertezas de parâmetros individuais, mas na propagação de erros a partir de uma base de dados adequada, calculando a incerteza final extrapolando a precisão de experimentos integrais relevantes para a planta nuclear, conforme Figura 2.3.

Figura 2.3 - Metodologia de incerteza baseada na propagação do erro de saída

Fonte: IAEA, 2008.

2.1.3.2.1 Metodologia de incerteza baseada na extrapolação da precisão (UMAE)

Com o intuito de caracterizar as incertezas nos resultados de códigos de cálculos relacionados à segurança, projeto de sistemas, acompanhamento de operação e gerenciamento de acidentes em reatores do tipo PWR, o Departamento de Engenharia Mecânica, Nuclear e de Produção (DIMNP) da Universidade de Pisa desenvolveu uma metodologia de quantificação de incertezas conhecida como UMAE (D'AURIA et al., 1995).

Nesta metodologia, o erro gerado na previsão do comportamento da planta em relação a um determinado acidente é chamado de incerteza e a discrepância entre tendências medidas e calculadas, relacionada a testes desenvolvidos em instalações experimentais, é definida como precisão, ou erro conhecido, das previsões. Essa metodologia busca evitar ou minimizar a necessidade de julgamento de especialistas, por meio da sua incorporação nos procedimentos relativos às várias etapas previstas (MADEIRA, 2002).

A metodologia UMAE visa calcular a incerteza que caracteriza os resultados do cálculo com código termo-hidráulico envolvendo, entre outros itens, o atendimento a diferentes condições de aceitabilidade. Dados provenientes de experimentos em instalações de Testes de Efeitos Integrais (ITF) e de Testes de Efeitos Separados (SETs) podem, também, ser processados pela UMAE, desde que haja disponibilidade de um conjunto de fenômenos específicos que englobem fenômenos chaves previstos em cenários selecionados da planta. A ideia básica é utilizar uma grande quantidade de dados medidos e calculados para transientes realizados em ITFs (D'AURIA et al., 1995).

O desenvolvimento da metodologia de incerteza UMAE apoia-se nas seguintes premissas (BORGES, 2001):

- a. a extrapolação direta de dados experimentais para plantas nucleares não é viável, porém as evoluções no tempo são similares;
- b. os fenômenos e cenários de grandes instalações são mais próximos às condições da usina que aqueles de pequenas instalações;
- c. códigos qualificados para a representação do comportamento da planta são essenciais;
- d. a confiança na predição de um dado fenômeno por um código deve crescer, à medida que aumenta o número de experimentos analisados envolvendo o fenômeno em questão;
- e. a incerteza na predição do comportamento da usina não pode ser inferior à precisão resultante da comparação entre tendências medida e calculada;
- f. a qualificação da nodalização e o efeito-usuário devem estar incluídos na metodologia.

CIAU

A partir da metodologia UMAE foi desenvolvida a ferramenta CIAU (*Code with the Capability of Internal Assessment of Uncertainty*), almejando a integração entre o código de sistema termo-hidráulico e a metodologia de incerteza disponível. Esta ferramenta pode ser associada a cálculos de códigos, de modo que cada cálculo seja suplementado com faixas de incertezas. O código RELAP5/mod3.2 foi tomado como referência. Assim, a ferramenta se torna capaz de executar cálculos no caso de transientes, fornecendo não apenas tendências relevantes de variáveis, como também as faixas de incertezas associadas (D'AURIA et al., 1998).

Em geral, um transiente ou evento em uma usina nuclear é descrito por uma série de parâmetros, como pressão, nível, temperatura, vazão, entre outros, como função do tempo, que descrevem o comportamento global da usina durante um acidente. O tempo de ocorrência de um evento constitui a principal forma para caracterizar o transiente/acidente juntamente com as condições iniciais e de contorno (MADEIRA, 2002).

Uma forma diferente de observar os mesmos transientes/acidentes envolve o uso do espaço-físico que é uma representação gráfica em que qualquer variável pode ser usada na abscissa ou ordenada em função de uma segunda variável. Seguindo esta sistemática, a aproximação adotada no código CIAU consiste em selecionar um pequeno grupo fixo de parâmetros para representar o *status* da planta não como uma função do tempo, mas sim, pelo grupo de valores que essas variáveis assumem. A esse grupo de valores das variáveis selecionadas é dada a denominação de hipercubo. Também são selecionados intervalos de tempo que representam o tempo do transiente/acidente e, portanto, associando a classe do transiente/acidente. Todos os diversos *status* são armazenados em uma matriz de hipercubos, relacionados às variáveis, e em um vetor de intervalos de tempo (D'AURIA et al., 1998).

Sendo assim, o princípio básico da metodologia CIAU pode ser resumido em duas partes (BORGES, 2001):

- a. consideração do *status* da planta, em que cada *status* é caracterizado pelo valor de seis parâmetros relevantes da planta: formando um hipercubo, e pelo tempo desde o início do transiente/acidente;

b. associação de uma incerteza à cada *status* da planta.

No caso de um reator do tipo PWR, os seis parâmetros utilizados são (BORGES, 2001):

1. pressão no pleno superior do reator;
2. inventário de massa do circuito primário incluindo o pressurizador;
3. pressão de vapor do lado secundário do gerador de vapor;
4. temperatura da superfície do revestimento do combustível a 2/3 da altura ativa do núcleo;
5. potência do núcleo;
6. nível de líquido colapsado no canal anular de recirculação do gerador de vapor.

A determinação do número de intervalos e seus valores extremos, segundo os objetivos do desenvolvimento da metodologia CIAU, relacionam-se ao projeto do sistema primário da planta, ao projeto e licenciamento do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN), ao projeto e otimização de procedimentos operacionais de emergência, à padronização de modelos simplificados e à filosofia de treinamento (BORGES, 2001).

As seguintes considerações adicionais são também levadas em conta na metodologia CIAU:

1. o conjunto total do *status* da planta engloba qualquer situação de um transiente ou acidente base de projeto e na condição estendida de projeto (acidente grave), desde que antes da ocorrência da fusão do núcleo;
2. limites superiores e inferiores refletem os valores das variáveis fisicamente existentes ou as fronteiras resultantes da validação dos códigos termo-hidráulicos;
3. a faixa de cada intervalo na tabela da quantidade e no vetor tempo é arbitrária. Uma redução na faixa significa um aumento no número de intervalos, e consequentemente no número de hipercubos;

4. aumentando-se o número de intervalos obtém-se uma melhor caracterização do transiente/acidente, porém, os recursos necessários para caracterizar as incertezas de cada hipercubo cresceriam rapidamente;
5. acidentes de curta, de longa ou de muito longa duração, mesmo sem perda da integridade do núcleo, geram dados de incerteza que podem pertencer ao mesmo hipercubo. Entretanto, a incerteza que caracteriza os valores de uma variável genérica, durante um transiente de curta ou longa duração, é diferente em virtude de a mesma ser a combinação dos valores da variável e do tempo. O erro correspondente à incerteza do valor no tempo nunca é uma função decrescente no tempo;
6. dados de incerteza são continuamente obtidos e combinados;
7. cada cenário de um transiente em uma planta nuclear de potência é formado por uma série de *status* subsequentes. Cada vez que o evento atinge um hipercubo e um intervalo de tempo, obtém-se valores apropriados de incerteza.

Na Figura 2.4 é mostrado o fluxograma simplificado da metodologia CIAU, sendo basicamente composta de dois blocos, o primeiro relacionado ao desenvolvimento e o segundo a aplicação propriamente dita. O bloco de desenvolvimento envolve a seleção de variáveis onde serão aplicadas as incertezas (pressão no pleno superior, inventário de massa do circuito primário e temperatura do revestimento do combustível a 2/3 da altura ativa), e a geração da matriz QUM (matriz de incerteza da variável) e do vetor TUV (vetor de incerteza do tempo). Essa parte da metodologia CIAU não é visível ao usuário final, que apenas fará uso do bloco de aplicação (BORGES, 2001).

Figura 2.4 - Diagrama de fluxo simplificado da metodologia CIAU

Fonte: BORGES, 2001.

Em suma, a ideia na base do CIAU é descrita a seguir:

- a incerteza na predição do código é a mesma para cada estado da planta. Uma matriz de incerteza de quantidade (QUM) e um vetor de incerteza de tempo (TUV) podem ser configurados incluindo valores de U_q e U_t obtidos por meio de uma metodologia de incerteza.

Na Figura 2.5 é ilustrada a definição de erros na quantidade e no tempo a serem incluídos, respectivamente, em QUM e TUV.

Figura 2.5 - Definição de erros na quantidade e no tempo a serem incluídos, respectivamente, em QUM e TUV

Fonte: BORGES, 2001.

Na sequência será apresentado o conceito de margens de segurança.

2.2 Margens de segurança

A margem de segurança para os reatores nucleares é definida como a diferença ou relação em unidades físicas entre o valor limite de um parâmetro atribuído (cujas sobreposição leva à falha de um sistema ou componente) e o valor real desse parâmetro durante a vida útil da planta (D'AURIA et al., 2015).

A existência de margens adequadas garante que a planta nuclear opere de maneira segura em todos os modos de operação e durante toda a sua vida útil. As margens de segurança mais importantes referem-se às barreiras físicas concebidas para proteção contra liberação de materiais radioativos, tais como o revestimento do combustível, o Sistema de Refrigeração do Reator (SRR) e a contenção (D'AURIA et al., 2015).

O objetivo principal da análise de segurança é demonstrar de forma robusta que todos os requisitos de segurança são cumpridos; isto é, que existem margens suficientes entre os valores reais de parâmetros importantes e os valores limiares aos quais as barreiras contra a liberação de radioatividade falhariam. O conceito de margens de segurança é apresentado na Figura 2.6 (IAEA, 2008).

Figura 2.6 - Conceito de margens de segurança

Fonte: IAEA, 2008.

Como mostrado na Figura 2.6, há duas formas de se definir margens de segurança: tanto em termos absolutos em relação ao dano esperado às barreiras de

segurança ou em relação aos critérios de aceitação tipicamente estipulados pelo órgão regulador.

Na Figura 2.6 também é ilustrada a diferença entre os resultados de uma análise conservativa e uma análise BE. Enquanto na abordagem conservativa os resultados são expressos em termos de um conjunto de valores conservativos de parâmetros limitados por critérios de aceitação, em uma abordagem BE os resultados são expressos em termos de variações de incertezas para os parâmetros calculados (IAEA, 2008).

A seguir será apresentada de maneira mais detalhada a metodologia BEPU.

2.3 Metodologia BEPU

A metodologia BEPU é caracterizada pela aplicação de um código BE com condições iniciais e de contorno realistas e a quantificação das incertezas. Ao realizar os cálculos de licenciamento espera-se que a disponibilidade de componentes, sistemas de segurança e controle sejam definidas de forma conservativa, porém as incertezas de um cálculo BE devem ser quantificadas e consideradas quando se compara os cálculos realizados com os critérios de aceitação aplicáveis (D'AURIA et al., 2012).

Existem vários métodos para a aplicação da metodologia BEPU e todos eles têm em comum a identificação e caracterização dos parâmetros de incerteza relevantes, assim como a quantificação da influência global da combinação dessas incertezas nos cálculos (SOLLIMA, 2008).

Uma análise BE com avaliação das incertezas é o único modo de quantificar as margens de segurança existentes e tem sido utilizada em diferentes áreas, geralmente com o objetivo de investigar o efeito de incertezas nos cálculos realizados por meio de códigos termo-hidráulicos e para fins de licenciamento (IAEA, 2008).

Enquanto as palavras originárias *Best Estimate* (melhor estimativa) e incertezas têm um significado físico e tecnológico evidente, a sigla BEPU ajusta-se melhor a um ambiente de licenciamento do que suas palavras originárias. Isso se deve ao objetivo da abordagem BEPU de estabelecer as margens reais de

segurança da planta, considerando os erros e as aproximações no conhecimento atual e de acordo com os requisitos do órgão regulador. A análise independente ou independência entre licenciadores e licenciados em relação à avaliação da segurança da planta, constitui por si só um requisito de segurança e uma característica intrínseca para a análise BEPU. Assim, BEPU pode ser considerada a conexão entre análise de acidentes e licenciamento (D'AURIA, 2017).

O objetivo da metodologia BEPU é remover o conservadorismo ao realizar cálculos de avaliação de segurança. O conservadorismo é substituído por uma avaliação de incertezas. Qualidade e qualificação são palavras chave para cálculo e avaliação de incertezas. O objetivo final de BEPU na segurança de reatores nucleares é calcular as margens de segurança de acordo com os mais recentes métodos *Best Estimate*. O objetivo final da metodologia BEPU no projeto do reator nuclear é otimizar a construção da planta e seus parâmetros operacionais, considerando as melhores técnicas analíticas disponíveis e os erros associados com o seu uso (D'AURIA, 2017).

2.3.1 Metodologia BEPU desenvolvida pela Universidade de Pisa

A metodologia BEPU desenvolvida pela Universidade de Pisa segue as práticas atuais em análise determinística de acidentes, porém inclui algumas características-chave endereçadas às necessidades particulares de sua aplicação. A abordagem considera o conceito de Modelos de Avaliação – em inglês, *Evaluation Models* (EM) – e é composta por três módulos separados dependendo dos possíveis fins da aplicação (D'AURIA et al., 2012):

- desempenho das contramedidas do sistema de segurança, associadas aos limites de integridade das barreiras contra liberação de material radioativo (EM/CSA – *Core Safety Analysis*);
- avaliação de consequências radiológicas (EM/RCA - *Radiological Consequences Analysis*);
- revisão dos componentes estruturais (EM/CBA – *Component Behaviour Analysis*).

Na Figura 2.7 é ilustrado o fluxograma da metodologia BEPU.

Figura 2.7 - Fluxograma da metodologia BEPU

Fonte: D'AURIA et al., 2012.

No fluxograma, a metodologia BEPU é representada por meio de 11 etapas. A seleção do cenário consiste na etapa número 1, onde, após um estudo de segurança adequado, incluindo análise probabilística, os objetivos da análise devem ser introduzidos de acordo com as necessidades de segurança. As áreas de interesse são as mesmas que apresentadas anteriormente:

- análise do projeto do ECCS (*Emergency Core Cooling System* – Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo), CSA no fluxograma, com o objetivo de demonstrar que o mesmo atende ao 10 CFR 50.46;
- análise de proteção radiológica com o objetivo de avaliar o impacto radiológico de qualquer transiente (RCA no fluxograma);

- c) análise de mecânica estrutural com o objetivo de avaliar o *status* de *stress* e tensão dos componentes e estruturas relevantes para a segurança (CBA no fluxograma).

Em relação a cada uma dessas áreas, os critérios de aceitação devem ser identificados, etapa 2 no fluxograma. A seleção de ferramentas computacionais, etapa 3, é baseada no fenômeno que necessita ser analisado. Esse é o item chave de todo o processo, sendo que a complexidade dos fenômenos identificados requer um nível de sofisticação adequado que não poderia ser alcançado por meio de códigos ou abordagens conservadoras simplificadas. Além disso, a necessidade de uma variedade de ferramentas computacionais surgiu nesse nível do processo. A abordagem da etapa 3 trouxe a necessidade do desenvolvimento da metodologia BEPU.

As etapas de 4 a 8 são consequência direta da aplicação do conjunto de ferramentas computacionais, a saber:

- Etapa 4: seleção do código BE mais adequado;
- Etapa 5: desenvolvimento da nodalização em relação ao código;
- Etapa 6: demonstração da qualificação do código, da nodalização e dos usuários;
- Etapa 7: formulação de premissas relacionadas à qualidade e nível de detalhe das condições iniciais e de contorno (*Boundary and Initial Conditions* - BIC). Um exemplo é o nível de queima de cada elemento combustível.
- Etapa 8: o uso de diferentes códigos implica na necessidade de acoplamento. São necessários *softwares* específicos, com a demonstração da qualificação desses códigos.

Regras são necessárias para realização da análise, quando as ferramentas computacionais como códigos, nodalizações e usuários adequados estão disponíveis, item 9.

A etapa 9 consiste na realização da análise de acidentes propriamente dita. Essa análise inclui regras associadas às ferramentas computacionais adequadas disponíveis, como códigos, nodalizações e usuários. Essas regras

referem-se a inevitável consideração de conservadorismo associado a requisitos de licenciamento, incluindo tópicos como critério de falha única e pior falha.

A partir de então, são esperados resultados para as três diferentes áreas, (a), (b), e (c), e a análise de incerteza é realizada, etapa 10, como parte dos resultados. Nesta altura deve ser demonstrada concordância com os critérios de aceitação. Para avaliar o desempenho da segurança da planta, os critérios de aceitação são adequadamente selecionados de acordo com a prática internacional estabelecida.

Seguir a abordagem BEPU implica na consideração dos critérios para redigir o Capítulo 15 do RFAS, por exemplo, quantidade de informação fornecida em cada seção, conexão entre os tópicos, entre outros, identificada na etapa de número 11, finalizando assim a análise BEPU.

A seguir será apresentada a contraposição entre a metodologia BEPU e a abordagem conservativa.

2.3.2 BEPU versus abordagem conservativa

A opção por uma abordagem BE não implica na remoção do conservadorismo, mas sim impõem um conservadorismo mínimo associado a requisitos de licenciamento e consistente com o atual conhecimento tecnológico. Uma análise de acidente conservativa implica em uma conexão fraca com a estrutura geral de licenciamento, porque neste caso a segurança é controlada pela quantidade e pelo uso próprio do conservadorismo e não pelo processo. Por outro lado, uma análise de acidente BEPU implica em uma forte conexão com o licenciamento. Dois exemplos são considerados (D'AURIA, 2017):

- I) uma análise de acidente conservativa, descrita no Capítulo 15 do RFAS, pode não ajudar a corrigir os valores das especificações técnicas, Capítulo 16 do RFAS, porque um cálculo conservativo não prevê o real desempenho esperado da planta. Cálculos conservadores demonstram que, sob certas suposições (conservadoras), os limites de segurança selecionados não são superados. Por outro lado, uma análise BEPU onde a Instrumentação e Controle, por exemplo, é propriamente simulada, pode ser usada

para corrigir valores das especificações técnicas: isso pode ser feito, por exemplo, para ajustar a excursão tolerável do nível do pressurizador durante a operação normal da planta.

- II) uma análise de acidente conservativa documentada no Capítulo 15 do RFAS, pode não ter nenhuma relação com uma análise conservativa, apoiada pelo conservadorismo, por exemplo, realizada para estimar o Choque Térmico Pressurizado (*Pressurized Thermal Shock* - PTS) que está documentada no Capítulo 6 do RFAS. Ao contrário, uma análise BEPU integrada, evitando conservadorismo em ambos os capítulos, pode mostrar a existência de amplas margens para PTS que não representam riscos, otimizando o projeto da planta.

A seguir é apresentada uma discussão da relação entre a metodologia BEPU e o princípio ALARA.

2.3.3 Metodologia BEPU e Princípio ALARA

ALARA é o acrônimo para Tão Baixo Quanto Razoavelmente Exequível (*As Low As Reasonably Achievable*). Esse é o princípio de segurança para minimizar as doses de radiação e liberação de materiais radioativos para o meio ambiente, empregando todos os métodos, componentes e procedimentos aplicáveis. O princípio ALARA não é somente um princípio de segurança, mas um requerimento regulatório para todos os programas de segurança relacionados à radiação.

O princípio ALARA já foi introduzido como um caminho de conexão ou uma condição para passar dos princípios à aplicação e projeto da Tecnologia de Segurança de Reatores Nucleares. O mesmo princípio deve ser tomado na origem da metodologia BEPU: o tão baixo quanto razoavelmente exequível deve ser traduzido para o domínio de cálculo analítico como as palavras “tão preciso quanto razoavelmente exequível”. A estrutura apresentada da metodologia BEPU é consistente com essa definição e representa uma expansão na aplicação de métodos computacionais no processo de licenciamento (D’AURIA, 2017).

2.3.4 Histórico da aplicação da metodologia BEPU

As aplicações de abordagens BEPU em processos de licenciamento iniciaram-se nos anos 2000. Os seguintes eventos-chave ilustram o desenvolvimento de tecnologia na área de licenciamento (D'AURIA et al., 2012):

- a. a Areva propôs uma metodologia para analisar o grande LOCA para o licenciamento de Angra 2. A proposta foi analisada pela autoridade reguladora do Brasil (CNEN), que também solicitou um estudo independente para confirmação dos resultados;
- b. o *Committee on International Safety of Nuclear Installations* da OECD/NEA (CSNI) concluiu o projeto BEMUSE, cujo o objetivo foi demonstrar a confiabilidade de métodos de incerteza para aplicações em grande LOCA (GLAESER, 2010);
- c. foram realizadas conferências de BE (BE- 2000 e BE- 2004) sob os auspícios da *American Nuclear Society* (ANS). A importância dada pela comunidade internacional para métodos BEPU foi evidente a partir dessas conferências;
- d. a USNRC emitiu o *Regulatory Guide* 1.203 (USNRC, 2005), que forneceu esclarecimentos sobre a regulamentação de análise de transiente e de acidentes, incluindo a aplicação de abordagens BEPU. A ênfase foi dada às características do método *Code Scaling, Applicability and Uncertainty* (CSAU) para a avaliação da incerteza;
- e. foram emitidos dois documentos importantes pela IAEA (2008, 2009). O primeiro, *Safety Report Series SRS 52* (IAEA, 2008), trata da descrição das abordagens e métodos viáveis de incerteza. O segundo, *Specific Safety Guide SSG-2* (IAEA, 2009), propõe a abordagem BEPU para licenciamento na área de análise de acidentes;
- f. foi proposto o método BEAU (*Application of the Best Estimate Analysis and Uncertainty*) por especialistas canadenses, como descreve o autor ABDUL- RAZZAK (2009);

- g. Glaeser resumiu diversas aplicações de BEPU em todo o mundo durante os anos de 2000 a 2010, principalmente no âmbito de renovação da licença de plantas nucleares (GLAESER, 2010b).

Para a aplicação da metodologia BEPU no processo de licenciamento é necessário primeiramente ter uma base de como é elaborado propriamente o licenciamento de uma planta nuclear e por esta razão os próximos itens do trabalho dão uma visão resumida desse tema.

2.4 Licenciamento

O licenciamento de plantas nucleares é motivado pela necessidade de proteger os seres humanos e o meio ambiente de radiação ionizante, e ao mesmo tempo, define as bases para o projeto e determinação da aceitabilidade de instalações nucleares. O licenciamento é o processo que guia a vida da planta nuclear desde o projeto conceitual até o descomissionamento e seu objetivo é demonstrar a capacidade dos sistemas de segurança da planta de manter as funções fundamentais de segurança. Esse objetivo é apoiado pelo *General Nuclear Safety Objective* (Objetivo Geral de Segurança Nuclear) da AIEA, que é “proteger indivíduos, sociedade e meio ambiente de danos estabelecendo e mantendo em instalações nucleares efetivas defesas contra danos radiológicos” (IAEA, 1993).

O processo de licenciamento é parte da chamada tecnologia de segurança de reatores nucleares, imposto pela autoridade regulatória. O processo segue especificações e regras que são tipicamente parte de leis do país em que a planta nuclear supostamente irá operar (D'AURIA et al., 2015).

Os aspectos legais e aceitação do público de instalações nucleares são as principais questões do processo de licenciamento. O processo cria um debate entre dois principais atores: o licenciador e o licenciado, sendo que o licenciante é a instituição governamental também identificada como autoridade regulatória e o licenciado é qualquer companhia que possui ou administra uma instalação nuclear. O licenciamento é um processo realizado durante toda a vida de uma instalação nuclear e deve seguir inovações e descobertas da tecnologia de segurança (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Para a operação de uma planta nuclear nos EUA, e em todos os países com plantas nucleares operadas pela *Westinghouse*, é necessária uma licença fornecida pela USNRC. Entre outras coisas, a USNRC é responsável por licenciar e regulamentar a operação de plantas nucleares (USNRC, 2004).

Requisitos para a obtenção da licença de operação são observados nos regulamentos da USNRC, que prescreve um processo de duas etapas, envolvendo a emissão de uma permissão de construção e licença de operação, de acordo com o 10 *Code Federal Regulation Part 50* (10 CFR 50). A submissão da licença de construção deve conter três principais tipos de informação: análises de segurança preliminares, revisão ambiental e demonstrações financeiras. As informações do projeto e planos para operação são desenvolvidas durante a construção da planta nuclear. O requerente submete então o pedido de licença de operação à USNRC. Esta submissão deve conter o RFAS e um relatório ambiental atualizado. O Relatório de Análise de Segurança, como mencionado anteriormente, descreve o projeto final da planta, a avaliação de segurança, os limites de operação, respostas antecipadas a acidentes postulados e os planos de emergência (USNRC, 2004). O RFAS é descrito de maneira detalhada no item 2.4.4.

Em 1989, a USNRC estabeleceu novas alternativas para o licenciamento de plantas nucleares por meio do 10 CFR Part 52 (USNRC, 1989c), que descreve um processo de licenciamento combinado, por meio de um processo de licença de local (*early site permit*) e processo padrão de certificação do projeto da planta (USNRC, 2004).

Há ainda, em caráter mandatório, os *General Design Criteria* (GDC), ou em português, Critérios Gerais de Projeto, listados no Apêndice A do 10 CFR Parte 50 - *General Design Criteria for Nuclear Power Plants* (USNRC, 2017). De acordo com as disposições da USNRC, uma solicitação de certificação de projeto, licença combinada, aprovação de projeto ou licença de fabricação, respectivamente, devem incluir os principais critérios de projeto para a instalação proposta. Os GDCs estabelecem os requisitos necessários de projeto, fabricação, construção, testes e desempenho para estruturas, sistemas e componentes importantes para a segurança; isto é, estruturas, sistemas e componentes que fornecem uma garantia razoável de que a instalação pode ser operada sem risco indevido para a saúde e a segurança do público.

Esses Critérios Gerais de Projeto estabelecem requisitos mínimos para os principais critérios de projeto de usinas nucleares refrigeradas a água e estão listados na Tabela A.1 do APÊNDICE A.

Se por um lado, o conjunto de CFR é obrigatório para todas as pessoas e organizações que recebem uma licença da USNRC para usar materiais nucleares ou para operar instalações nucleares, por outro lado há os *Regulatory Guides* e NUREGs, que desempenham um papel importante em lidar com as recomendações de construção e operação das plantas nucleares.

Os *Regulatory Guides* são organizados em divisões, que incluem: Reatores de Potência (1); Reatores de Pesquisa (2); Instalações de Combustíveis e Materiais (3); Ambiente e Localização (4); Materiais e Proteção da Planta (5); Produtos (6); Transporte (7); Saúde Ocupacional (8); Análise Financeira e Antitruste (9); e Geral (10). O *Regulatory Guide 1.206 - Combined License Applications for Nuclear Power Plants (Light Water Reactor Edition)* (USNRC, 2007) apresenta o conteúdo do RFAS e sua informação é refletida na NUREG-0800 (USNRC, 1989), que por sua vez, é um guia para o pessoal da USNRC na realização de avaliações de segurança. Ambos os documentos contêm a descrição dos 19 capítulos presentes no RFAS.

No Capítulo 15 do RFAS estão documentados os resultados da análise determinística realizada para uma planta específica, cobrindo um espectro suficiente de transientes e acidentes com o objetivo de demonstrar que a planta pode operar de maneira segura dentro dos limites estabelecidos para cada país pelo órgão regulador, garantindo a integridade dos componentes, a preservação das funções de segurança e a eficácia das barreiras contra a liberação de radioatividade.

Para garantir que a análise de acidentes e transientes da planta represente um amplo espectro de eventos iniciais, esses são categorizados de acordo com a frequência esperada de ocorrência e agrupados de acordo com o tipo de desafio em relação às funções de segurança. Os resultados dessas avaliações também contribuem para a seleção de condições limitantes de operação, configuração dos sistemas de segurança e especificações de projeto para componentes e sistemas.

2.4.1 Licenciamento no Brasil

No Brasil, o processo de licenciamento de reatores nucleares é uma atividade formal documentada que decorre do exercício de atribuição estatutária legal da CNEN. Esse processo é regulado por uma norma, que prevê a emissão de atos como aprovações, licenças e autorizações, bem como emendas ou cancelamentos desses atos.

Em substituição à Resolução CNEN N.º 15/02, e para regular o processo de licenciamento de instalações nucleares, está em vigor desde 1984 a norma CNEN-NE-1.04 (CNEN, 1984), que se aplica às atividades relacionadas com a localização, a construção e a operação de instalações nucleares, abrangendo as seguintes etapas:

- Aprovação do Local;
- Licença de Construção;
- Autorização para Utilização de Materiais Nucleares;
- Autorização para Operação Inicial;
- Autorização para Operação Permanente.

Para que a CNEN emita essas licenças e autorizações, é necessário que o proprietário dessas instalações faça solicitações formais por meio de requerimentos, anexando informações, dados, planos e Relatórios de Análise de Segurança (RAS), que devem analisar a magnitude dos perigos e descrever medidas e mecanismos de prevenção e controle, conforme requisitos da norma CNEN-NE-1.04.

Análise de segurança pode ser definida como o estudo, exame e descrição do comportamento previsto da instalação nuclear durante toda sua vida, em situações normais, transitórias e de acidentes postulados, com o objetivo de determinar:

- (1) as margens de segurança previstas em operação normal e em regime transitório;
- (2) a adequação de itens para prevenir acidentes e atenuar as consequências dos acidentes que possam ocorrer.

No Glossário da CNEN, avaliação de segurança é definida como o “conjunto de atividades que visa verificar se a análise de segurança de uma instalação foi efetuada de maneira adequada, atendendo aos requisitos de licenciamento” (CNEN, 2015).

O processo de tomada de decisão no licenciamento é feito a partir da verificação do atendimento a requisitos e padrões de segurança. Esta conformidade garantirá, com base no conhecimento vigente da tecnologia nuclear, que a operação dessas instalações não implica em risco indevido à saúde e à segurança dos trabalhadores e da população como um todo, bem como ao meio ambiente.

2.4.2 BEPU e o licenciamento

A pesquisa realizada entre 1989 e 1995 sobre os métodos de avaliação de incertezas levou ao desenvolvimento e uso de BEPU para o licenciamento. Inicialmente os métodos BEPU foram aplicados principalmente para o grande LOCA, no entanto, mais tarde surgiram aplicações para o pequeno LOCA, assim como para os demais transientes operacionais presentes no Capítulo 15.

Atualmente, na maioria dos países o órgão regulador nacional permite o uso de códigos BE no processo de licenciamento, por exemplo, países como Estados Unidos, Argentina e Brasil. A seguir, será apresentada uma breve descrição de como alguns países utilizaram a abordagem BEPU para o licenciamento de suas plantas nucleares (PROSEK; MAVKO, 2003).

Estados Unidos

Na *Westinghouse* foi desenvolvida e licenciada uma metodologia *Best Estimate* para o LOCA em uma planta do tipo PWR contendo três circuitos primários (1996), e mais tarde a metodologia foi aplicada para uma planta com dois circuitos primários (1999). A partir da aplicação dessa metodologia foram realizadas atualizações do RFAS para cerca de 20 plantas. Recentemente, a *Westinghouse* propôs uma metodologia alternativa, que substitui a anterior por um método de amostragem estatística. O método é denominado *Automated Statistical Treatment of Uncertainty Method* (ASTRUM). Os cálculos foram realizados para o pico de

temperatura do revestimento da vareta combustível com 95% de confiabilidade nos resultados.

Alemanha

Dois métodos para avaliação de incertezas são utilizados na Alemanha. O método GRS foi desenvolvido para aplicação em análises futuras como parte de uma avaliação de segurança realizada por especialistas no assunto. É baseado em limites de tolerância estatísticos. Esta metodologia foi confirmada em 5% dos acidentes de pequeno LOCA na perna fria e 100% de grande LOCA na perna fria, em um reator de referência alemão, do tipo PWR. O outro método foi gerado pela SIEMENS e segue a abordagem CSAU, mas tem diferenças em alguns aspectos. Três fontes de incertezas são identificadas: o código, o *status* da planta, e o *status* do combustível. Entre estes elementos, o código constitui a maior fonte de incertezas, como resultado da comparação entre dados experimentais e os calculados, seguindo uma abordagem similar à que foi proposta pela UMAE. O método da SIEMENS (agora *Framatome*) tem sido utilizado para apoiar o processo de licenciamento da usina nuclear de Angra 2 no Brasil.

França

A *Electricité de France* e a *Framatome* desenvolveram um método de análise de acidentes baseado na utilização de programas computacionais de cálculos realistas, chamado *Deterministic Realistic Method* (DRM). Seu princípio é baseado na quantificação do cálculo das incertezas, que é levado em conta de forma determinística. Para garantir que o valor de uma variável seja conservador, condições conservativas são introduzidas no modelo realista. As condições são escolhidas de modo a preservar uma resposta realista por parte do código. O DRM foi aplicado pela primeira vez (1997) para o grande LOCA em um PWR francês com três circuitos primários. Na França e na Bélgica os princípios desse método foram aprovados no ano de 2000.

Itália

Na Universidade de Pisa o Código com Capacidade de Avaliação Interna da Incerteza (CIAU) foi desenvolvido a partir do *workshop* da OECD em Annapolis (OECD, 1997) e teve como objetivo remover as limitações dos recursos necessários para o desenvolvimento da metodologia de incertezas e diminuir a dependência da influência do usuário nos resultados. A ideia do CIAU é de identificar e caracterizar o *status* da planta e associar as incertezas para cada condição de operação. O RELAP5/mod3.2 (IDAHO, 1995) e a metodologia de incerteza UMAE foram acoplados para constituir o CIAU.

Canadá

A metodologia de avaliação de incerteza da *Atomic Energy of Canada Limited* (AECL) é baseada na experiência do método CSAU. Três amplas classes de fontes de incertezas são abordadas: incertezas do código, incertezas da nodalização e incertezas da planta. As aplicações foram feitas para os reatores nucleares CANDU6 e CANDU9.

Japão

No Japão o cálculo de incertezas foi feito com o código BE TRACG para análise de transientes em reatores do tipo *Boiling Water Reactor* (BWR). Foi utilizada abordagem CSAU, que seguiu a análise estatística semelhante à abordagem GRS. O principal parâmetro de segurança foi a razão de potência crítica mínima. As aplicações foram feitas para o sinal de desligamento da turbina e para a perda de aquecimento da água de alimentação do gerador de vapor. A importância do estudo está na demonstração da aplicabilidade do BEPU para transientes operacionais.

Coréia

O Método KINS (*Korea Institute of Nuclear Safety*) de quantificação de incerteza é baseado no método CSAU da USNRC e é composto por 17 etapas. A principal diferença é a realização individual do cálculo de sensibilidade dos parâmetros, a fim de reduzir o número de parâmetros de entrada.

Reino Unido

O método NE (*Nuclear Energy*), desenvolvido em 1995, tem muitas semelhanças com CSAU, sendo a principal diferença a realização de uma avaliação de engenharia para garantir que o pico de temperatura do revestimento da vareta combustível apresente um alto nível de confiança, obtido por meio de valores conservativos.

Argentina

Na Argentina, para o licenciamento da usina nuclear Atucha-II, a metodologia BEPU foi selecionada e utilizada no Capítulo 15 do RFAS em 2008. A metodologia foi adotada contemplando todo o conjunto de eventos iniciadores postulados, analisando assim não só o LOCA, mas todos os transientes e acidentes documentados no referido capítulo (D'AURIA et al., 2012).

2.4.3 Experiência regulatória com BEPU no Brasil

A usina nuclear de Angra 2 é um reator do tipo PWR da *Siemens* de quatro circuitos primários, com potência elétrica de 1300 megawatts e entrou em operação comercial em 2001. A abordagem BE para LOCA foi formalmente adotada pela Eletronuclear em 1994. Em 1998, quando a análise realista de grande LOCA foi apresentada, com base na metodologia CSAU para avaliar a incerteza, havia poucas aplicações de modelos de avaliação realistas no campo de licenciamento (GALETTI, 2008).

Com o objetivo de realizar uma revisão de segurança e de análise consistentes, o órgão regulador brasileiro treinou sua equipe junto a duas instituições internacionais: o instituto alemão GRS e a Universidade de Pisa (GALETTI, 2008).

A cooperação com várias instituições internacionais envolvidas na análise de acidentes proporcionou uma formação técnica relevante. Ao mesmo tempo, a *National Thermal Hydraulic Journey* (JONATER), coordenada pela CNEN, promoveu a integração de sete instituições (entre órgão regulador, institutos de pesquisa e de serviços públicos) do setor nuclear brasileiro. Um dos resultados da JONATER foi o

uso de uma metodologia de incerteza aplicada a um reator da *Westinghouse* de potência elétrica de 630 megawatts e com dois circuitos primários, como um exercício para a central nuclear de Angra 1. As faixas de incerteza foram estimadas com o método UMAE para os resultados do SBLOCA, simulado com o código RELAP5/mod3.2 (MADEIRA et al., 1998; GALETTI, 2008)

O cálculo de incerteza para SBLOCA de Angra 1 foi um exercício para a aplicação de uma metodologia de incerteza e para isto foi utilizado como banco de dados a instalação experimental LOBI (JEDRZEJCZAK; OHLMER, 1989), cujos resultados experimentais foram comparados com os do código RELAP5.

A análise de um grande LOCA para Angra 2 apresentada no RFAS foi revisada por uma equipe da CNEN levando em consideração as duas revisões independentes realizadas pelos consultores internacionais. Como resultado, foi feito um relatório preliminar de segurança solicitando informações adicionais, com um total de 27 perguntas a Eletronuclear, em que cada uma é classificada de acordo com sua importância para a segurança (GALETTI, 2008).

A metodologia aplicada em Angra 2 seguiu, essencialmente, a abordagem CSAU e usou cálculos do método de Monte Carlo. O tratamento das incertezas foi realizado separadamente em três categorias básicas: incertezas do código (quantificação estatística da diferença entre parâmetros calculados e medidos); parâmetros de incertezas da planta (variações estatísticas); e parâmetros de incertezas do combustível (variações estatísticas). Alguns parâmetros adicionais relacionados com as incertezas foram executados em conjunto com as condições de cenário mais pessimista. Esses parâmetros analisados são a área de quebra e sua localização no circuito primário, a distribuição de potência axial do núcleo, e também, são assumidas hipóteses para o cenário mais pessimista de atuação do Sistema de Injeção de Emergência do Núcleo (SIE) que considera a falha e o reparo de seus subsistemas, perda de energia externa e a cinética de reatores. Os outros dois critérios importantes considerados para o combustível são: oxidação máxima do revestimento e geração de hidrogênio, que foram calculados considerando premissas conservativas (GALETTI, 2008).

Mais recentemente, no contexto do projeto BR3.01/12 “Apoio ao Regulador de Segurança Nuclear do Brasil”, a CNEN/IPEN, juntamente com a GRS e IRSN, realizou uma análise de incertezas para um grande LOCA, por meio da

aplicação do software SUSA (GRS, 2015) com o código RELAP5/mod3.3 (USNRC, 2010). O objetivo foi apoiar a CNEN na realização de uma análise independente de incertezas e uma análise de sensibilidade para quantificar as incertezas associadas com o modelo de avaliação do grande LOCA de Angra 2 com um código *best estimate*, no processo de licenciamento do aumento de potência e de um novo projeto de combustível (MADEIRA et al, 2018).

A simulação de LBLOCA apresentada no RFAS de Angra 2, facilitou o licenciamento da análise de acidentes de Angra 3, já que os técnicos que trabalharam nessas atividades para Angra 1 e 2 já se aposentaram há alguns anos. Nas atividades de licenciamento, devido a requisitos específicos, os licenciados devem apresentar um conjunto rigoroso de documentação para comprovar que sua metodologia para realizar a análise de acidentes é qualificada. Essa análise, embora relacionada principalmente com o uso de uma metodologia de incerteza, também contribuiu muito para o desenvolvimento das atividades de licenciamento previstas para os próximos anos, no que se refere à uma análise independente de acidentes (MADEIRA et al, 2018).

2.4.4 Relatório Final de Análise de Segurança: capítulos e conteúdo

O Relatório Final de Análise de Segurança é feito com base em uma série de documentos redigidos e atualizados constantemente pela USNRC. Na base do processo, estão documentos como o *Standard Review Plan* - NUREG 0800 (USNRC, 1989) e o *Combined License Applications for Nuclear Power Plants - Regulatory Guide 1.206* (USNRC, 2007). Ambos possuem informações referentes ao conteúdo do Relatório e diferem no que diz respeito ao público alvo, sendo que o primeiro é direcionado para os revisores e o segundo para os candidatos a licença.

O RFAS é composto de 19 capítulos e o conteúdo desses capítulos estão detalhados nesses documentos, que contam com outros documentos para dar embasamento, como o 10 *Code Federal Regulation* (CFR) Parte 50 - *Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities* (USNRC, 1956) e o 10 CFR Parte 52 - *Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants* (USNRC, 1989c). Ambos os documentos fazem parte da legislação americana e, portanto, cumpri-los é uma obrigação nos Estados Unidos. Nos outros países que utilizam

tecnologia da *Westinghouse* em seus reatores nucleares, tanto os *Code Federal Regulations* como as NUREGs e os *Regulatory Guides* servem para direcionar e facilitar a redação do Relatório e apresentar um conteúdo satisfatório para cada capítulo. As leis e normas são definidas pelo órgão regulador de cada país, que no caso do Brasil é a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).

Os 19 capítulos que constituem o RFAS apresentam todas as informações importantes para segurança da planta, de maneira que seja provado que a sua operação é segura para as pessoas e para o meio ambiente. Na Tabela 2.1 é apresentado o título e o conteúdo resumido de cada capítulo.

Tabela 2.1 - Conteúdo dos capítulos do RFAS

Capítulo	Conteúdo
1. Introdução e Interfaces	Breve descrição dos principais aspectos da planta, incluindo o tipo da licença solicitada, o tipo da contenção e o cronograma previsto.
2. Características do Sítio	Dados meteorológicos, climatológicos, sismológicos e hidrológicos do sítio onde está localizado a planta nuclear.
3. Projeto de Estruturas, Sistemas, Componentes e Equipamentos	Identificação, descrição e discussão do projeto das estruturas, componentes, equipamentos e sistemas importantes para a segurança.
4. Reator	Características principais do reator, incluindo potência elétrica e térmica, materiais utilizados e projeto do sistema de combustível.
5. Sistema de Resfriamento do Reator (SRR) e Sistemas Conectados	Descrição e avaliação do SRR, demonstrando que o sistema manterá sua integridade em todos os comportamentos do reator.
6. Características de Engenharia de Segurança	Discussão de como as características de segurança de engenharia contemplam os requisitos e regulamentos aplicáveis.
7. Instrumentação e Controle	Instrumentos e equipamentos para a proteção e sistemas de segurança.
8. Energia elétrica	Descrição do sistema elétrico da planta, incluindo fonte de energia externa e interna e operação dos diesel geradores.
9. Sistemas Auxiliares	Identificação de sistemas essenciais para o desligamento seguro da planta e/ou proteção da saúde e segurança do público.

(continua)

Tabela 2.2 - Conteúdo dos capítulos do RFAS - continuação

Capítulo	Conteúdo
10. Sistema de Vapor e Conversão de Energia	Descrição do sistema incluindo informações a respeito dos turbo-geradores e integridade dos componentes do sistema.
11. Gestão de rejeitos radioativos	Descrição dos métodos de tratamento dos rejeitos radioativos líquidos, gasosos e sólidos, assim como caracterização dos radionuclídeos liberados durante a operação da instalação nuclear.
12. Proteção Radiológica	Métodos de proteção radiológica e estimativa da exposição radiológica ocupacional.
13. Condução da Operação	Informações relativas aos preparativos e planos para projeto, construção e operação da usina, incluindo estrutura organizacional, treinamento e elaboração de um plano de emergência.
14. Programas de Verificação	Descrição dos testes de comissionamento.
15. Análise de Acidentes e Transientes	Descrição dos cálculos e resultados para diferentes tipos de acidentes e transientes que podem ocorrer na planta, incluindo perda de refrigerante e diminuição da remoção do calor residual.
16. Especificações Técnicas	Descrição das especificações técnicas da planta incluindo limites, condições de funcionamento e outros requisitos.
17. Garantia de Qualidade e de Confiabilidade	Desenvolvimento e descrição do Programa da Garantia da Qualidade, sendo que esse deve conter os procedimentos de garantia da confiabilidade e atendimento às normas vigentes.
18. Engenharia de Fatores Humanos	Descrição do estado da arte dos princípios de engenharia humana e a inclusão desses no projeto da planta.
19. Avaliação Probabilística de Riscos e Análise de Acidentes na Condição Estendida de Projeto (Acidentes Severos)	Apresentação de uma Análise Probabilística de Segurança para determinar a aceitabilidade dos riscos para a saúde pública e segurança associados com o funcionamento da planta.

Fonte: autora da tese.

2.4.5 NUREG 0800 e BEPU

As questões-chave para um Capítulo 15 do RFAS com base no BEPU para qualquer planta nuclear, em atendimento ao preconizado na NUREG 0800 (USNRC, 1989) são as seguintes (D'AURIA et al, 2012):

- a) é feita a seleção adequada dos eventos postulados por meio de um estudo aprofundado demonstrando que os eventos selecionados contemplam todos os acidentes esperados durante a vida útil da planta;
- b) é realizada a simulação da resposta do sistema de instrumentação e controle;
- c) são disponibilizadas ferramentas computacionais adequadas, que incluem também o acoplamento entre programas, como por exemplo, o acoplamento neutrônico e termo-hidráulico;
- d) é realizada a garantia da qualidade, tanto para as ferramentas computacionais quanto para os procedimentos adotados no processo;
- e) finalmente, esse procedimento deve ter a aceitação da autoridade reguladora, e, além disso, deve ser estabelecido um canal de comunicação e discussão envolvendo licenciante e licenciado, durante todo o processo de licenciamento da planta.

Como mencionado anteriormente às técnicas analíticas adotadas e consistentes com a abordagem BEPU estão relacionadas no próximo item desse trabalho.

2.5 Técnicas analíticas

No que diz respeito às plantas nucleares, as técnicas analíticas são o conjunto de metodologias, códigos computacionais e abordagens para o desenvolvimento de análises que garantam a integridade de barreiras contra a liberação de materiais radioativos para o meio ambiente. Essas técnicas analíticas são aplicadas nas análises de segurança documentadas no RFAS para demonstrar

a segurança da instalação, sendo essa a parte essencial do Relatório. Também, incluem Verificação e Validação (V&V), *scaling*, acoplamento, análise de incertezas (BEPU) e abordagens como Análise Determinística, Análise Probabilística de Segurança (ADS e APS) e Análise de Risco Informado.

No âmbito da presente estrutura do RFAS, as técnicas analíticas incluem:

- os códigos computacionais utilizados no RFAS;
- as detalhadas nodalizações qualificadas para os códigos adotados, incluindo os procedimentos para o desenvolvimento e qualificação;
- os métodos computacionais estabelecidos para a quantificação da incerteza, incluindo o procedimento para a qualificação;
- as plataformas computacionais para acoplamento e interface de parâmetros de entrada e saída dos códigos, e nodalizações em questão;
- os processos de V&V e *scaling*.

Um RFAS típico abrangendo a análise de acidentes no Capítulo 15 pode requerer o uso de diferentes códigos quando a abordagem BE é selecionada. Análises conservativas e códigos com análises de segurança simplificadas devem ser substituídos por códigos de sistemas termo-hidráulicos. Além desses, o *Computational Fluid Dynamics* (CFD), a cinética de nêutrons tridimensional (3-D NK), a contenção, a mecânica estrutural e outros tipos de códigos podem ser utilizados para abordagens BE.

Porém, os códigos termo-hidráulicos e neutrônicos não são os únicos códigos usados para o processo de licenciamento da planta. Há diversos tipos de códigos que são utilizados em outras áreas do RFAS, e a ideia de um BEPU-FSAR implica na aplicação dos conceitos relacionados à metodologia BEPU nesses outros códigos.

A seguir, é apresentada uma descrição detalhada das principais técnicas analíticas necessárias para análise de segurança da planta e parte essencial para aplicação da metodologia BEPU.

2.5.1 Códigos computacionais

Códigos computacionais são amplamente utilizados para análises de segurança em plantas nucleares com diferentes propósitos incluindo licenciamento, programas de aperfeiçoamento de segurança em plantas nucleares existentes, melhor utilização do combustível nuclear, maior flexibilidade operacional, justificativas da extensão da vida útil da planta, desenvolvimento de novos procedimentos de operação de emergência, análises de eventos operacionais e desenvolvimento de programas de gestão de acidentes (D'AURIA et.al, 2006).

A ideia básica dos códigos termo-hidráulicos é realizar uma discretização numérica da planta. Para isso, cada porção da planta é dividida em partes menores, chamadas volumes de controle. Esse processo é chamado de nodalização e é a partir da nodalização da planta que é possível realizar análises de acidentes por meio dos códigos computacionais. O nível de detalhe de cada nodalização depende principalmente das características do código e de suas restrições numéricas.

Os propósitos práticos dos códigos termo-hidráulicos são: processo de licenciamento, análise de segurança, projeto de novas plantas, projeto de reatores com sistemas passivos de segurança, otimização de procedimentos de operação de emergência, treinamento de operadores e qualificação dos simuladores.

2.5.2 Verificação e Validação

A análise de acidentes termo-hidráulicos em plantas nucleares está baseada em três atividades-pilar, que consistem em: *scaling*, acoplamento e V&V. Cada uma delas representa uma tecnologia já estabelecida, com documentos-chave que descrevem seu uso (ANS, 1987), (BESTION et al., 2012), (BESTION et al., 2015) (IAEA,2003).

Entre elas, as atividades de V&V desempenham um papel importante ao confirmar a qualidade de qualquer processo e ferramenta computacional adotados na segurança nuclear. No que diz respeito aos códigos computacionais já mencionados no presente trabalho, V&V constitui um processo essencial a partir do qual é possível realizar uma avaliação de segurança (IAEA, 1999).

A avaliação de um determinado código inclui diversas etapas no ciclo de vida do mesmo, das quais verificação e validação são as principais. Verificação inclui a verificação do código e a verificação da solução. A verificação do código estabelece que ele seja livre de erros de codificação e solucione com precisão o modelo matemático incorporado no mesmo. A verificação da solução avalia a precisão numérica dos algoritmos utilizados para resolver as equações do modelo físico e pode ser realizada pelo desenvolvedor do código, mas também precisa ser feita pelos seus usuários (IAEA, 1999).

Por sua vez, validação é o processo que determina o nível em que um modelo físico é uma representação precisa do mundo real pela perspectiva da intenção do usuário. Em suma, verificação responde à pergunta: “quão boas são as equações resolvidas” e validação responde: “quão boas são as equações?” (IAEA, 1999).

O termo verificação está conectado com a complexidade das equações que são implementadas no código, garantindo que as mesmas sejam codificadas conforme necessário. Validação está conectada com as limitações das características modeladas e com a simulação de dados experimentais, garantindo que o código tem capacidade suficiente de simular a fenomenologia do acidente como ela é na realidade. No caso da validação, o que é relevante é a precisão do código (IAEA, 1999). Verificação lida com processamento de dados, enquanto validação lida com a manipulação física (ROACHE, 2009).

2.5.2.1 V&V e licenciamento

O Capítulo 15 do RFAS (USNRC, 1989) constitui a principal conexão entre licenciamento e V&V. O principal propósito desse capítulo é garantir o nível de segurança para a planta nuclear. A principal ferramenta para garantir a segurança da planta é o próprio código computacional, que contém erros inevitáveis. Sendo assim, para assegurar a segurança da planta é necessário cobrir todas as possíveis incertezas seja por meio de conservadorismo ou quantificando todas as possíveis incertezas (BEPU). O atual *status* na área de V&V e licenciamento pode ser caracterizado pelos requerimentos dos Modelos de Avaliação presentes no conceito

de *Evaluation Model Development and Assessment Process* (EMDAP), propostos no RG 1.203 (USNRC, 2005).

2.5.3 *Scaling*

Scaling é um termo amplo usado na tecnologia de reatores nucleares, assim como na dinâmica de fluidos básicos e na área de termo-hidráulica. Em termos gerais, o processo de *scaling* indica a necessidade de transferir informação de um modelo para um protótipo. O modelo e o protótipo são tipicamente caracterizados por diferentes dimensões geométricas, termo-hidráulicas como pressão, temperatura e velocidades, assim como os materiais adotados (IAEA, 2008).

Scaling constitui-se um problema desde a operação das primeiras centrais nucleares de potência. A complexidade do sistema nuclear trouxe a necessidade de valores atualizados para parâmetros do sistema como pressão, geometria e potência. Assim, o problema está na grande dificuldade na caracterização do desempenho do sistema nas condições de projeto: para se reduzir os custos e as experiências destinadas a compreender o sistema original, denominado protótipo, que são realizadas em sistemas de pequena escala, denominados modelos. Assim, modelos foram projetados, construídos e operados em valores reduzidos para um ou mais dos parâmetros listados. Essa foi a origem do problema do *scaling*, a dificuldade em demonstrar que um modelo se comporta como um protótipo (IAEA, 2008).

Scaling é uma etapa chave para o desenvolvimento de códigos, V&V e sua aplicação, incluindo avaliação de incertezas. Em análises de segurança, *scaling* é uma importante fonte de incerteza. O modelo de avaliação contém numerosas correlações experimentais em que a distorção de escala está embutida. A nodalização pode também incluir efeitos de escalonamento que afetam os resultados na simulação do reator. Portanto, a aplicabilidade e a escalabilidade são duas preocupações principais no modelo. As abordagens atuais disponíveis para satisfazer os requisitos de segurança estão focadas nestas duas áreas (IAEA, 2008).

A metodologia BEPU, diferente da abordagem tradicional conservativa, é uma abordagem para realizar análise de segurança usando as melhores técnicas

disponíveis. A adoção da abordagem BEPU requer lidar com a questão do *scaling*, como por exemplo, a escalabilidade do código e incerteza. Os códigos termo-hidráulicos devem ser considerados como a mais poderosa ferramenta para realizar análises de *scaling*: isto é verdade se procedimentos rigorosos e rastreáveis são adotados para qualquer ferramenta computacional conectada com a aplicação desses códigos. Métodos de *scaling* são essenciais para se atingir conhecimento independente e confirmar os resultados fornecidos pelos códigos (IAEA, 2008).

2.5.3.1 *Scaling* e licenciamento

Dentro do processo de licenciamento de reatores refrigerados a água em que códigos *Best Estimate* são usados, um pedido típico da autoridade regulatória é a demonstração de *scaling* em diferentes níveis. Isto implica na demonstração das capacidades de escalonamento das ferramentas computacionais adotadas incluindo o código, a nodalização e o usuário do código (a qualificação dos dados de entrada constitui uma questão complementar não necessariamente relacionada com a escala) (D'AURIA; GALASSI, 2010).

O processo de licenciamento para uma planta nuclear pode também ser reportado como sendo o ambiente legal-seguro para a planta. Na área de segurança de reatores nucleares, a aplicação de códigos *Best Estimate* para Análise Determinística de Segurança, representa a ligação direta entre *scaling* e licenciamento (D'AURIA; GALASSI, 2010).

Em termos gerais, o licenciamento pode ser visto como formado por duas partes que devem alcançar consistência adequada: os requerimentos definidos pela autoridade responsável e a resposta do requerente, incluindo o suporte de um grupo de pesquisa (D'AURIA; GALASSI, 2010).

2.5.3.2 Roteiro para o *scaling*

Considerando o atual *status* de análises de acidente, a base de dados experimental existente, a atual prática de abordagens BEPU, a evolução de sistemas de códigos e os métodos de incerteza, foi então proposto um roteiro para o processo de *scaling* por D'AURIA e GALASSI (2010), que é apresentado de forma resumida a

Esse roteiro deve ser visto como o procedimento para a aplicação consistente de escala no processo de licenciamento da planta nuclear. O contexto para definir esse roteiro é constituído pelas seguintes suposições (D'AURIA; GALASSI, 2010):

- um código de sistema termo-hidráulico é uma ferramenta aceitável para realizar análise de acidentes: a forma mais viável de demonstrar a conformidade entre a concepção da planta e as metas de segurança;
- a abordagem BEPU é seguida pela aplicação de um código termo-hidráulico para a análise de acidentes no Capítulo 15 da RFAS;
- o princípio ALARA é traduzido para a área de análise de segurança como o melhor uso de práticas, base de dados, informações de relatórios publicados por instituições internacionais (OECD/NEA, AIEA) e de ferramentas computacionais qualificadas e procedimentos de aplicação relacionados para realizar análise de acidentes.

É esperado que esse roteiro cumpra os requisitos de um processo de licenciamento baseado na abordagem BEPU, mesmo que isto só possa ser estabelecido pela autoridade reguladora. É esperado que o roteiro seja seguido toda vez que um novo processo de licenciamento seja iniciado: alguns passos são comuns para processos diferentes.

Quatro macro passos são parte do roteiro após se estabelecer o objetivo e o escopo da atividade de *scaling*. O objetivo e o escopo implicam na seleção da planta, emissão do Capítulo 15 do RFAS e aplicação da abordagem BEPU. Os quatro macro passos são:

- A. definição de parâmetros de escala: o objetivo aqui é utilizar-se das melhores técnicas disponíveis, incluindo o uso de diferentes teorias de escala, conjuntos de parâmetros adequados para o projeto de instalações experimentais. As atividades são realizadas no momento da aplicação do procedimento;

- B. uso de parâmetros de escala: dois tipos de produtos reconhecíveis devem derivar da execução do passo A, por exemplo, os códigos de sistema termo-hidráulico e o projeto da ITF/SETF com matrizes de experiências relacionadas. Deve ser demonstrado que ambos produtos são consistentes com os parâmetros de escala definidos no passo anterior;
- C. exploração de dados (experimentais): os sinais dos transientes medidos durante as experiências e os dados dos cálculos de código são aqui considerados (caso contrário, os dados de projeto estáticos e as capacidades de código estão relacionados no macro-passo anterior).
- D. finalizando a análise de escala: o objetivo geral é usar os dados e informações dos passos anteriores para a análise do cenário do transiente analisado. Isso pode ser alcançado de duas formas:
 - realizando um cálculo de *Kv-scaled*, já requisitado para a aplicação da metodologia UMAE;
 - demonstrando que o fenômeno analisado é parte de uma base de dados experimental disponível. Esta conclusão deve também considerar os intervalos de parâmetros das variáveis-chave e suas combinações.

2.5.4 Acoplamento

O acoplamento de códigos computacionais é especialmente benéfico para a análise de segurança. O acoplamento de códigos computacionais BE é um eficiente método para tratar a natureza multidisciplinar de acidentes em reatores, com complexas interfaces entre as disciplinas. O acoplamento de códigos computacionais é muito vantajoso para estudos relativos a licenciamento de novas plantas nucleares, atualização de avaliações de segurança, revisões periódicas de segurança, renovação de licenças de operação, uso de margens de segurança para aumento de potência do reator, melhor utilização do combustível e desenvolvimento de programas de gestão de acidentes (IAEA, 2003).

Historicamente, os códigos computacionais foram desenvolvidos separadamente, mas os mesmos têm sido acoplados, principalmente, com os códigos termo-hidráulicos. Ao aumentar a capacidade da tecnologia computacional, especialistas em segurança passaram a acoplar os códigos visando a redução das incertezas e erros associados a transferência de dados entre as interfaces, consequentemente melhorando a precisão dos cálculos. Um exemplo típico é o acoplamento entre códigos termo-hidráulicos e neutrônicos (IAEA, 2003).

Determinados requisitos no que diz respeito ao acoplamento de códigos termo-hidráulicos e códigos de cinética de nêutrons devem ser considerados. O objetivo desses requisitos é fornecer soluções exatas em um intervalo de tempo razoável para simulações acopladas de cenários detalhados de transientes operacionais e acidentes. Esses requisitos são alcançados pelo desenvolvimento e aplicação de seis componentes básicos das metodologias de acoplamento:

- 1) abordagem de acoplamento - algoritmo de integração ou processamento paralelo;
- 2) formas de acoplamento - acoplamento interno ou externo;
- 3) superposições de malha espacial;
- 4) algoritmos de tempo - passo acoplados;
- 5) acoplamento numérico - esquemas explícitos, semi-implícitos e implícitos;
- 6) esquemas de convergência acoplados.

2.5.5 Análise Determinística de Segurança e Análise Probabilística de Segurança

Análise Determinística de Segurança (ADS) e Análise Probabilística de Segurança (APS) são os principais ramos da tecnologia nuclear e constituem umas das principais técnicas analíticas usadas para avaliação de segurança. Conclusões e resultados das aplicações da ADS e APS fornecem a base para as análises de segurança que fazem essencialmente parte do processo de licenciamento de reatores nucleares (D'AURIA et al., 2012).

2.5.5.1 Análise Probabilística de Segurança

O termo APS está em uso dentro da segurança nuclear desde o relatório WASH-700 (posteriormente WASH-1400, *Reactor Safety Study*) (USNRC, 1975). Três níveis de APS são distinguidos para avaliar o risco: danos no núcleo, falha da contenção e consequências externas em operação normal, para eventos internos e externos a instalação (Nível 1, Nível 2 e Nível 3, respectivamente). Esses níveis incluem a probabilidade e as consequências (ou seja, o impacto radiológico) de eventos em qualquer momento da vida de uma planta nuclear. Além disso, a análise pode ser utilizada para transientes operacionais ou acidentes (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Análise Probabilística de Segurança completa normalmente não tem sido solicitada para fazer parte do RFAS de reatores de segunda geração. Porém, muitas APSs foram realizadas. Em reatores de terceira geração, as APSs estão documentadas juntamente à avaliação de acidentes na condição estendida de projeto (acidentes severos). Os principais objetivos dessas análises são: demonstrar que o projeto da planta possui um baixo risco de acidentes com danos no núcleo, identificar oportunidades de melhorias efetivas durante a fase de projeto, por meio de uma avaliação sistemática do projeto e fornecer a base para uma APS específica da planta. A parte do RFAS que lida com APS descreve a abordagem técnica utilizada na sua realização e nas avaliações de acidentes na condição estendida de projeto e descreve os resultados e *insights* obtidos a partir dessas análises (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

A seção de acidente na condição estendida de projeto do RFAS descreve as características da planta utilizadas para prevenir e mitigar esses acidentes, o desempenho da contenção como uma barreira dos produtos de fissão durante um acidente grave, considerações de gerenciamento de acidente e uma avaliação de alternativas de projeto para mitigação desses acidentes.

A análise probabilística tem a finalidade de complementar a análise determinística e outras considerações de engenharia por meio da identificação das sequências de falhas, que de outra forma poderiam ser ignoradas. Também serve para ajudar a desenvolver projetos e práticas operacionais que proporcionam mais segurança para a planta. Considerações probabilísticas podem variar desde a coleta

e avaliação de dados sobre eventos simples, como falhas na manutenção, por meio da análise da confiabilidade do sistema, até análises complexas por meio de uma APS formal (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

A análise probabilística de segurança fornece uma abordagem abrangente e estruturada para identificar cenários de acidentes e obter estimativas numéricas de riscos. APS para as centrais nucleares, como mencionado anteriormente, são normalmente realizadas em três níveis, da seguinte forma (D'AURIA; DEBRECIN, 2014):

- APS Nível 1, que identifica a sequência de eventos que podem levar ao dano do núcleo, estima a frequência de dano do núcleo e fornece *insights* sobre os pontos fortes e fracos dos sistemas de segurança e procedimentos para evitar danos no núcleo;
- APS Nível 2, que identifica formas pelas quais pode ocorrer liberação radioativa e estima a magnitude e frequência. Essa análise fornece informações adicionais sobre a importância relativa das medidas de prevenção e mitigação de acidentes, como o uso da contenção do reator;
- APS Nível 3, que estima riscos radiológicos para o público e o meio ambiente em torno da instalação, como a contaminação de terras ou alimentos.

Em cada nível, a APS fornece estimativas das probabilidades (frequências) de consequências adversas e informações sobre a dependência desses valores em vários fatores, tais como características técnicas de projeto, potenciais erros humanos ou condições climáticas.

Em aplicações para usinas nucleares, a análise probabilística adota um método estruturado e abrangente para identificar os cenários de falhas, caracterizando não apenas uma ferramenta conceitual, mas também matemática, que permite elaborar estimativas numéricas de risco.

A APS deve preferencialmente utilizar os melhores métodos de estimativa a fim de proporcionar uma avaliação realista do risco. Isso inclui a análise para apoiar os critérios de sucesso dos sistemas de segurança, a modelagem dos

fenômenos que ocorreriam dentro do confinamento, após o dano do núcleo, e o transporte de material radioativo liberado para o meio ambiente (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Entretanto, o alcance desse realismo depende da completude do modelo de risco e da capacidade de prever eventos conhecidos, mas muito raros, que poderiam ter consequências graves. Quando um procedimento *Best Estimate* não é possível, pressupostos razoavelmente conservativos devem ser utilizados (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Em geral, a metodologia probabilística não adota hipóteses conservativas, mas sim realistas, utilizando modelos chamados de “melhor estimativa” e permitindo tratar de forma explícita diversas incertezas envolvidas nos processos. As análises permitem quantificar as margens de segurança do projeto.

A APS fornece uma série de medidas quantitativas que permitem avaliar os efeitos das mudanças, bem como a comparação de critérios probabilísticos de segurança quando esses foram definidos para a planta. Um possível enquadramento para a definição de critérios probabilísticos de segurança é dado na referência IAEA (1992), que define um “limiar de tolerabilidade” acima do qual o nível de risco seria intolerável e um “objetivo de concepção” abaixo do qual o risco seria amplamente aceitável.

Entre esses dois níveis existe uma região em que o risco seria aceitável apenas se tiverem sido tomadas todas as medidas razoavelmente viáveis para reduzi-lo. Embora essa abordagem tenha sido adotada em alguns países, não há consenso internacional sobre sua aplicação e é mais comum encontrar critérios probabilísticos de segurança identificados como metas, objetivos, diretrizes ou valores de referência para orientação. Além disso, não há consenso internacional sobre os valores numéricos dos níveis de risco que correspondem ao limiar de tolerabilidade e alvos de projeto (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

A análise de incertezas é uma parte essencial da APS e a consideração cuidadosa das incertezas precisa ser reconhecida na utilização desses resultados no processo de tomada de decisão. Geralmente, não são incluídas na APS incertezas de modelos dos códigos computacionais utilizados que calculam as sequências de eventos.

Os métodos probabilísticos permitem investigar além do risco, a confiabilidade e o desempenho de sistemas, a interação entre sistemas e vulnerabilidades no projeto e aplicar a estratégia da defesa em profundidade.

APS é uma técnica consolidada, mas tem suas limitações. É importante considerar a qualidade da APS. A qualidade da APS depende tanto do escopo do modelo, das escolhas feitas pelo analista, e da disponibilidade do projeto e das informações operacionais. Documentos como o IAEA TECDOC discute sobre a qualidade da APS (IAEA, 2006) e o RG 1.200 (USNRC, 2008) descreve mais detalhadamente o processo da APS.

2.5.5.2 Análise Determinística de Segurança

O termo ADS está associado com a disponibilidade de pessoal qualificado nas ferramentas computacionais ou códigos *Best Estimate* que estão em uso desde os anos 90. No entanto, os primeiros reatores de potência nuclear foram concebidos com base em uma análise de acidentes conservativa, utilizando-se de hipóteses extremamente conservativas para a simulação de acidentes e elevando assim os custos de projeto (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Análise Determinística de Segurança de uma planta nuclear prevê a resposta da instalação aos eventos iniciais postulados. As regras específicas e os critérios de aceitação são estabelecidos e devem ser aplicados. A análise é realizada em diferentes áreas, como neutrônica, termo-hidráulica, radiologia, termomecânica e estrutural, para as quais usualmente são aplicadas ferramentas computacionais diferentes. Os cálculos são realizados para modos de operação pré-determinados e condições operacionais (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

O objetivo da análise determinista é especificar e aplicar um conjunto genérico de regras e requisitos conservativos previamente estabelecidos para projeto e operação da planta, e examinar a resposta da instalação a um conjunto postulado de perturbações, incluindo mau funcionamento e falhas. Quando esses requisitos e regras são aplicados na análise de segurança, o nível de risco radiológico para trabalhadores e membros do público será aceitavelmente baixo, com um alto grau de confiança. Esta abordagem conservadora fornece uma maneira

de compensar as incertezas no desempenho de equipamentos e dos operadores por meio de uma grande margem de segurança (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

No método determinista, eventos limitantes são escolhidos para cobrir um conjunto determinado de eventos iniciadores que podem desafiar a segurança da instalação. As análises são usadas para demonstrar que a resposta da instalação e dos seus sistemas de segurança para esses eventos cumpre especificações pré-determinadas e limites regulatórios associados à integridade de componentes, à preservação das funções de segurança e das barreiras contra a liberação de material radioativo, bem como ao impacto radiológico para o público e o meio ambiente (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Para confirmar que as análises de acidentes cobrem um espectro suficiente de eventos iniciadores, os eventos são classificados de acordo com a frequência esperada de ocorrência e podem ser agrupados em famílias, conforme o tipo de desafio às funções básicas de segurança, como já descrito anteriormente nesse trabalho.

As hipóteses e os resultados dessas análises deterministas estabelecem as bases para as condições e os limites autorizados para a condução da operação, assim como os valores para os pontos de atuação automática de sistemas de proteção e segurança e as especificações de projeto de sistemas e componentes que garantem a proteção da saúde do público e a segurança da instalação. Os resultados das análises devem ser confrontados com limites de doses e limites aceitáveis para o projeto (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Análises deterministas devem ser usadas para demonstrar que condições estendidas de projeto podem ser gerenciadas por meio da combinação das ações automáticas dos sistemas de segurança com a utilização de características de segurança e das ações esperadas dos operadores (IAEA, 2009).

Os resultados dos cálculos são diferentes variáveis físicas dependentes do tempo e espaço, tais como fluxo de nêutrons, potência térmica do reator, pressão, temperatura, vazão e velocidade do fluido refrigerante do primário, tensões em materiais estruturais, composição física e química, concentrações de radionuclídeos ou, no caso da avaliação das consequências radiológicas, doses de radiação para os trabalhadores ou para o público. Os resultados devem demonstrar que os requisitos de segurança, como garantir a integridade das barreiras contra a

liberação de materiais radioativos e vários outros critérios de aceitação, são atendidos para todos os eventos iniciadores postulados que podem ocorrer em uma ampla gama de condições operacionais, incluindo diferentes níveis de disponibilidade dos sistemas de segurança (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

A maioria das abordagens determinísticas de licenciamento considera critérios de aceitação específicos para cada um dos grupos de eventos iniciadores postulados e transientes associados, e tratam da disponibilidade de sistemas e das condições iniciais da planta. Todos os mecanismos de falha admissíveis das diferentes barreiras devem ser analisados. As falhas limitantes, como acidentes de grandes perdas de refrigeração por quebra da tubulação do primário, também devem fazer parte da análise de segurança determinística e não devem ser excluídas devido à sua baixa frequência. No entanto, o critério de vazamento antes da quebra (*leak-before-break*) pode ser usado para melhor definir requisitos de estruturas, sistemas e componentes (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Em geral, APS pode ser utilizada para dar suporte à ADS em diversas áreas, incluindo a determinação de eventos iniciais e a análise da progressão do acidente após um evento iniciador.

A prática internacional de ADS e APS inclui itens como: projeto, licenciamento, modificações no projeto e na operação da instalação, estudos dos níveis de defesa em profundidade, análises de custo-benefício, procedimentos de operação anormal, gerenciamento de acidentes na condição estendida de projeto (acidentes severos) e revisão periódica de segurança (D'AURIA, 2012).

A seguir estão listadas as categorias de eventos e sequências de eventos iniciadores em plantas nucleares.

Classificação de eventos e sequências de eventos iniciadores

Os eventos incluem transientes previstos, acidentes postulados, acidentes na condição estendida de projeto, com e sem degradação do núcleo. Potenciais eventos iniciais são classificados em diferentes categorias de condições da planta em relação à esperada frequência dos eventos iniciadores. Um exemplo dessas categorias é dado em IAEA (2002) e (2009):

- Categoria 1: Operação normal;
- Categoria 2: Ocorrências operacionais previstas (frequência $> 10^{-2}$ / reator ano);
- Categoria 3: Acidentes base de projeto (frequência de 10^{-2} / reator ano a 10^{-4} / reator ano);
- Categoria 4: Acidentes na condição estendida de projeto sem degradação do núcleo (frequência de 10^{-4} / reator ano a 10^{-6} / reator ano);
- Categoria 5: Acidentes na condição estendida de projeto com degradação do núcleo (acidentes severos) (frequência $< 10^{-6}$ / reator ano).

Tanto ADS quanto APS são necessárias para a publicação de um consistente Relatório de Análise de Segurança, principalmente para os Capítulos 15 e 19. Além disso, existe uma variedade de interações entre as duas categorias que serão expostas a seguir.

2.5.5.3 Risco Informado: Integração APS e ADS

Uma análise de segurança na maior parte dos casos é realizada utilizando-se tanto uma abordagem determinística como probabilística. A abordagem determinística normalmente considera um número reduzido de transientes para os quais regras conservativas para a disponibilidade do sistema e valores de parâmetros são aplicados. Por outro lado, a abordagem probabilística enfatiza o conjunto de diferentes cenários e métodos BE (D'AURIA et al., 2015).

Para mitigação de acidentes na condição estendida de projeto (acidentes severos), há características de projetos endereçadas para a variedade de desafios desse tipo de acidente, incluindo controle de hidrogênio por meio de recombinadores, capacidade de resfriamento do núcleo, interação combustível-refrigerante, desempenho da contenção e tempo de vida de equipamentos. Como suporte para gerenciamento de acidentes na condição estendida de projeto, são necessárias análises determinísticas dos mesmos, para prevenção e mitigação. ADS

é necessária também como apoio para APS Nível 2, na avaliação de termo fonte e para programas de qualificação de equipamentos (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

As duas abordagens foram desenvolvidas independentemente uma da outra, por isso a dificuldade de integrar as duas abordagens consistentemente em uma única metodologia abrangente, necessária para explorar as margens de segurança (D'AURIA et al., 2015).

Consequentemente, uma generalização dos conceitos de margens de segurança é necessária para tornar esse conceito operacional tanto no campo de aplicação probabilístico como no determinístico, mantendo o significado tradicional de cada um na medida do possível (D'AURIA et al., 2015).

Além disso, o conceito de margens de segurança e a quantificação de mudanças nas margens de segurança estão aparecendo como componentes-chave das discussões para modificações nos parâmetros de projeto da planta e condições operacionais que incluem, por exemplo, aumentos da potência da planta, extensão de sua vida útil, utilização de combustíveis óxidos mistos, diferentes materiais de revestimento, projeto e operação de sistemas passivos e mudanças nas especificações técnicas. Algumas dessas modificações impactam as margens de segurança em análises determinísticas, enquanto outras impactam a confiabilidade de sistemas e componentes e ainda outras que impactam ambas simultaneamente (D'AURIA et al., 2015).

As tecnologias relacionadas com ADS e APS aproveitaram enormemente o desenvolvimento da ciência computacional. Não obstante o número e a grande variedade de tópicos que se aplicam a ambas as tecnologias, seu desenvolvimento progrediu de uma forma tal que não pode ser entendida como totalmente integrada. Além disso, conceitos importantes foram criados dentro da segurança de reatores nucleares, que utilizam técnicas de ADS e APS.

O conceito de Risco Informado foi propagado para a comunidade internacional de segurança nuclear na década de 90: a ideia é que a relevância de qualquer ação ou de qualquer componente ou estrutura conectada à planta, incluindo as análises numéricas, seja avaliada com base em seu impacto sobre a segurança, ou risco (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Recentemente foi formulada uma arquitetura mais robusta para a mesma ideia: o conceito de *Integrated Risk Informed Decision Making Process* (IRIDM) ou

Processo Integrado de Tomada de Decisão de Risco Informado, que também se aproveitou das infraestruturas tecnológicas relevantes de Garantia da Qualidade e gestão de dados. Finalmente, durante a última década, foram feitas tentativas de integrar APS e ADS, por meio da organização de *workshops* abertos para especialistas de ambas às áreas. A opção 3 e a opção 4 para a realização de análise de acidentes, demonstradas na Tabela 1.1, constituem o quadro para fornecer as bases para a integração entre as duas áreas. A pirâmide de competência do processo de licenciamento é mostrada na Figura 2.9, sendo que no topo da pirâmide está representada a área conjunta de APS e ADS (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Figura 2.9 - Pirâmide de competência do processo de licenciamento

Fonte: D'AURIA; DEBRECIN, 2014.

A figura acima é identificada como a pirâmide de competência do licenciamento, embora apenas alguns aspectos de licenciamento sejam retratados. É mostrado que o resultado final do processo de licenciamento é o RFAS aprovado pelo órgão licenciador; na base estão as leis que, nos Estados Unidos, por exemplo, são o *Code of Federal Regulations* (CFR). Entre o topo e a base estão os conceitos de Risco Informado e IRIDM, e no topo os conceitos de ADS, APS, opção 3 e opção 4 e BEPU, já mencionados anteriormente.

O objetivo geral da Figura 2.9 é demonstrar a necessidade de se considerar o conceito de conversão das duas setas. Isso implica garantir a segurança e o projeto para a segurança dos reatores existentes e os em construção, de acordo com o entendimento atual e os últimos desenvolvimentos da tecnologia de segurança nuclear.

Com base no exposto neste capítulo, observou-se que não há na literatura algum trabalho sobre a aplicação da metodologia BEPU em outros capítulos do RFAS que não o Capítulo 15, demonstrando assim a originalidade desse trabalho.

A seguir serão discutidos os métodos para desenvolvimento desse estudo.

3. METODOLOGIA

Com base na teoria exposta é possível concluir que o uso da metodologia BEPU implica na utilização das mais recentes técnicas analíticas, na existência de ferramentas computacionais validadas e na caracterização de erros esperados ou na avaliação das incertezas afetando os resultados dos cálculos.

O presente trabalho tem como objetivo apresentar uma proposta de método para a aplicação da metodologia BEPU para o RFAS de uma planta nuclear como um todo, por isso esse estudo propõe uma homogeneização das análises, incluindo processos de cálculo, que não são limitados à área de análise de acidentes, porém englobando tópicos selecionados que estão conectados com o projeto e a operação da planta.

Essa proposta de trabalho trata-se de uma abordagem pioneira. A metodologia do trabalho foi desenvolvida etapa por etapa, com suporte do colaborador estrangeiro. Sendo assim, os métodos utilizados para o desenvolvimento do trabalho estão em contínuo processo de desenvolvimento e, conseqüentemente, aprimoramento.

O trabalho proposto iniciou-se com o estudo da metodologia BEPU na Universidade de Pisa. Por ser uma abordagem ainda pouco utilizada no Brasil, essa primeira etapa foi muito importante para o aprofundamento nos fundamentos dessa metodologia, para então direcionar sua aplicação para outros capítulos. Esse foi o passo inicial para a identificação e caracterização, dentre os capítulos do RFAS, dos tópicos em que é possível a aplicação da metodologia BEPU, ou seja, tópicos (ou itens do RFAS) em que análises numéricas são necessárias, havendo a necessidade do uso de códigos computacionais e técnicas analíticas em geral.

A partir desses tópicos, foi proposta uma nova organização do RFAS por disciplinas-chave (ou áreas tecnológicas), definidas com base nas áreas de conhecimento presentes nos tópicos previamente selecionados, nas divisões do *Regulatory Guide* (USNRC, 2015) e nos *IAEA Safety Standard Series* (IAEA, 2015).

Foram identificados os principais códigos computacionais utilizados para cada disciplina-chave, representando o *status* atual das atividades computacionais em cada área, resultando em uma extensa lista de códigos usados no RFAS, e conseqüentemente, no processo de licenciamento da planta. Muitos desses códigos

são pouco conhecidos, até para os licenciadores de plantas nucleares, evidenciando a importância de uma abordagem mais integrada no processo de licenciamento.

Paralelamente, no decorrer do trabalho foram estudadas as bases das técnicas analíticas presentes no processo de licenciamento, e consequentemente da metodologia BEPU, incluindo os códigos computacionais, V&V, *scaling*, acoplamento, ADS e APS, para possibilitar o uso dessas técnicas em outras áreas do RFAS. Essa etapa constitui basicamente a fundamentação teórica desse trabalho, que representa uma parte muito importante do mesmo, ao fornecer as definições dos principais elementos para a metodologia BEPU, e a partir deles torna-se possível a discussão da extensão de seu uso para outras áreas do RFAS.

A última etapa do trabalho concentra-se na homogeneização das técnicas analíticas para que seja possível a aplicação da metodologia BEPU nos tópicos definidos previamente. Isso pode ser realizado transferindo-se os conceitos da metodologia BEPU, reunindo experiência e banco de dados para cada área. A aplicação da metodologia BEPU em outro capítulo que não o Capítulo 15, como é feito até então, é um passo importante para a proposta de um BEPU-RFAS, ou seja, todo um RFAS com base na metodologia BEPU. O fluxograma abaixo explica a metodologia do trabalho, Figura 3.1.

Figura 3.1 - Metodologia BEPU-RFAS

Fonte: autora da tese.

Acima, no centro do fluxograma encontra-se o processo de licenciamento de uma planta nuclear, no qual tanto o RFAS quanto a metodologia BEPU estão integrados. Se por um lado, a elaboração do Relatório Final de Análise de Segurança é essencial e obrigatória para a construção e operação de uma planta nuclear, por outro lado, a metodologia BEPU é, até então, umas das opções como alternativa para o cálculo de análise de acidentes.

O RFAS é composto por diversos capítulos que se complementam e exprimem todas as informações importantes para a operação segura da planta. A partir desses capítulos, ou seja, do conteúdo do RFAS, foram selecionados tópicos em que os princípios da metodologia BEPU podem ser aplicados. Esses tópicos, denominados tópicos BEPU, foram a base para a definição das disciplinas-chave do processo de licenciamento. Para cada uma dessas áreas, representadas pelas disciplinas-chave, há a necessidade de demonstração de aspectos de segurança, que pode ser feita por meio de ferramentas computacionais e metodologias em

geral. Para cada área foi listado um código computacional como exemplo, onde seria possível a aplicação da metodologia BEPU.

Paralelamente, os pilares da metodologia BEPU também são os pilares do processo de licenciamento, consistindo em, conforme denominado nesse trabalho, um conjunto de técnicas analíticas como V&V, acoplamento, *scaling*, ADS, APS e análise de incerteza. A aplicação dessas técnicas analíticas em códigos computacionais como os citados nesse trabalho, seria o passo primordial para o desenvolvimento de um BEPU-RFAS.

O conceito BEPU-RFAS foi desenvolvido para um Relatório Final de Análise de Segurança de uma planta genérica e os resultados são apresentados no próximo capítulo.

4. RESULTADOS

Devido a razões históricas, a parte do RFAS designada à área de acidentes recebe maior atenção na segurança de reatores nucleares. Entretanto, uma gama de acidentes pode ocorrer em áreas periféricas, ou como consequência de eventos precursores, o que eventualmente pode levar a planta nuclear a condições fora daquelas consideradas previamente na análise de acidentes. Isto pode ser facilmente observado pelas causas raiz dos maiores acidentes nucleares da história, como por exemplo, o ocorrido em Fukushima. Portanto, a homogeneização dos tópicos presentes no RFAS é necessária, por meio da identificação sistemática dos tópicos e a consideração de cada um deles na análise (D'AURIA; DEBRECIN, 2014).

Para realizar um RFAS baseado na metodologia BEPU, ou também chamado BEPU-RFAS, é proposta a homogeneização das análises presentes no RFAS, incluindo todos os processos de cálculo (e não somente análise de acidentes), assim cobrindo todos os tópicos que estão conectados com o projeto e operação da planta nuclear.

O primeiro passo em direção ao BEPU-RFAS é a identificação e caracterização de partes do RFAS em que análises numéricas são requeridas, ou seja, partes do processo do licenciamento da planta em que são utilizados cálculos e códigos computacionais. Essas partes, denominadas tópicos BEPU, foram determinadas nesse trabalho e são apresentadas na Tabela 4.1.

Tabela 4.1– Tópicos BEPU

Capítulo	Título	
Capítulo 2	Características do Sítio	
	Determinação de acidentes básicos de projeto	2.2.3.1
	Condições meteorológicas regionais para bases de projeto e operação	2.3.1.2
	Estimativas de dispersão atmosférica em curto prazo para liberação radioativa em caso de acidentes	2.3.4.2
	Estimativas de dispersão atmosférica em longo prazo para liberação de rotina	2.3.5.2
	Engenharia Hidrológica	2.4
	Análise probabilística de risco sísmico e controle de terremoto	2.5.2.4
	Características de transmissão de ondas sísmicas no sítio	2.5.2.5
	Espectro de resposta ao movimento de solo	2.5.2.6
	Potencial de liquefação	2.5.4.8
Capítulo 3	Projeto de Estruturas, Sistemas, Componentes e Equipamentos	
	Carregamentos de ventos	3.3.1
	Projeto de nível de água (inundação) - Procedimentos de Análise	3.4.2
	Proteção contra mísseis - Riscos de aeronaves	3.5.1.6
	Estruturas, sistemas e componentes a serem protegidos de mísseis gerados externamente.	3.5.2
	Procedimentos de projeto da barreira	3.5.3
	Proteção contra efeitos dinâmicos associados à ruptura postulada de tubulação	3.6
	Critérios usados para definir o local e a configuração de quebra	3.6.2.1
	Métodos analíticos para definir funções de força e modelos de resposta	3.6.2.3
	Métodos de análise dinâmica para verificar integridade e operabilidade	3.6.2.4
	Procedimentos de avaliação de vazamento antes da ruptura (<i>Leak-before-Break</i>)	3.6.3
	Espectros de resposta ao movimento em terra	3.7.1.1.1
	Métodos de análise sísmica	3.7.2.1
	Análise de subsistema sísmico	3.7.3
	Cargas e combinações de carga	3.8.1.3
	Critérios de aceitação estruturais	3.8.1.5

(continua)

Tabela 4.1 – Tópicos BEPU - continuação

Capítulo	Título	
Capítulo 3	Projeto de Estruturas, Sistemas, Componentes e Equipamentos	
	Transientes de projeto	3.9.1.1
	Teste de qualificação sísmica	3.9.2.2.1
	Métodos de análise do sistema sísmico	3.9.2.2.2
	Resultados de teste e análise	3.9.2.2.14
	Análise de resposta dinâmica de internos do reator sob transientes de fluxo operacional e condições de estado estacionário	3.9.2.3
	Análise dinâmica do sistema dos internos do reator sob condição de falha	3.9.2.5
	Combinações de carregamento, transientes operacionais do sistema e limites de estresse	3.9.3.1
	Projeto e instalação de dispositivos de alívio de pressão	3.9.3.2
	Internos do vaso de pressão do Reator – Bases de projeto	3.9.5.3
	Qualificação ambiental de equipamentos mecânicos e elétricos - Perda de ventilação	3.11.4
	Estimativa química e radiação ambiental	3.11.5
	Método de análise inelástica	3.12.3.5
	Técnica de modelagem de tubulações - Modelo de tubulação dinâmica	3.12.4.2
	Estratificação térmica	3.12.5.10
Capítulo 4	Reator	
	Projeto do sistema do combustível - Bases de projeto	4.2.1
	Projeto do sistema do combustível - Avaliação do projeto	4.2.3
	Plano de teste e inspeção	4.2.4
	Projeto do núcleo - Bases de projeto	4.3.1
	Projeto do núcleo - Distribuição de potência	4.3.2.2
	Projeto do núcleo - Irradiação do vaso	4.3.2.8
	Projeto termo-hidráulico - Bases de projeto	4.4.1
	Projeto termo-hidráulico - Taxa de geração de calor linear	4.4.2.3
	Projeto termo-hidráulico - Quedas de pressão do núcleo e cargas hidráulicas	4.4.2.6
	Projeto termo-hidráulico - Efeitos térmicos de transientes operacionais	4.4.2.8

(continua)

Tabela 4.1 – Tópicos BEPU - continuação

Capítulo	Título	
Capítulo 4	Reator	
	Projeto termo-hidráulico - Incertezas nas estimativas	4.4.2.9
	Hidráulica nuclear	4.4.4.2
	Avaliações de desempenho combinado	4.6.5
Capítulo 5	Sistema de Refrigeração do Reator e Sistemas Conectados	
	Conformidade com os casos de códigos aplicáveis	5.2.1.2
	Avaliação de projeto	5.2.2.2
	Deteção de vazamento de limite de pressão do refrigerante do reator	5.2.5
	Resistência à fratura	5.3.1.5
	Choque térmico pressurizado	5.3.2.3
	Integridade do vaso reator - Condições de operação	5.3.3.6
	Bombas de refrigeração do reator	5.4.1
	Geradores de vapor	5.4.2
	Sistema de remoção do calor residual	5.4.7
	Tanque de alívio do pressurizador	5.4.11
Capítulo 6	Características de Engenharia de Segurança	
	Composição e compatibilidade de refrigerantes e sprays de contenção	6.1.1.2
	Estrutura da contenção	6.2.1.1
	Subcompartimentos da contenção	6.2.1.2
	Análises de liberação de massa e energia para acidentes postulados de perda de refrigerante	6.2.1.3
	Análise de pressão mínima da contenção para estudos do desempenho do sistema de resfriamento de emergência do núcleo	6.2.1.5
	Sistemas de remoção de calor de contenção	6.2.2
	Controle de gás combustível na contenção	6.2.5
	Sistema de resfriamento de emergência do núcleo	6.3
	Projeto de blindagem	6.4.2.5
	Sistemas de remoção e controle de produtos de fissão	6.5

(continua)

Tabela 4.1– Tópicos BEPU - continuação

Capítulo	Título	
Capítulo 7	Instrumentação e Controle	
	Identificação de sistemas relacionados à segurança	7.1.1
	Identificação de critérios de segurança	7.1.2
	Sistema de <i>Trip</i> do reator - Análise	7.2.2
	Sistemas de informação importantes para a segurança - Análise	7.5.2
	Sistemas de controle não necessários para segurança	7.7
	Instrumentação diversa e sistemas de controle - Análise	7.8.2
	Guia de aplicação de sistemas de controle e instrumentação digital	7-A
	Conformidade com a IEEE Std 603	7-B
	Conformidade com a IEEE Std 7-4.3.2	7-C
Capítulo 8	Energia Elétrica	
	Sistema externo de energia - Descrição	8.2.1
	Sistema interno de energia - Análise	8.3.1.2
	<i>Station blackout</i> - Análise	8.4.2
Capítulo 9	Sistemas Auxiliares	
	Criticalidade de segurança no armazenamento e manuseio de combustível novo e usado - Avaliação de segurança	9.1.1.3
	Armazenamento de Combustível Novo e Usado - Avaliação de segurança	9.1.2.3
	Sistema de manuseio de carga pesada - Avaliação de segurança	9.1.5.3
	Dissipador de calor final - Bases de projeto	9.2.5.1
	Sistema químico e controle de volume (incluindo o sistema de recuperação de boro) (PWR)- Avaliação de segurança	9.3.4.3
	Sistema de controle de líquido em espera (BWR) - Avaliação de segurança	9.3.5.3

(continua)

Tabela 4.1 – Tópicos BEPU - continuação

Capítulo	Título	
Capítulo 10	Sistema de Vapor e Conversão de Energia	
	Sistema principal de fornecimento de vapor - Avaliação	10.3.3
	Outras características do sistema de conversão de vapor e energia - Condensadores principais	10.4
	Sistema de evacuação do condensador - Principal	10.4.2
	Sistemas de condensação e alimentação	10.4.7
	Sistema de purga do gerador de vapor (PWR)- Avaliação de segurança	10.4.8.3
	Sistema auxiliar de alimentação de água (PWR) - Bases de projeto	10.4.9.1
	Sistema auxiliar de alimentação de água (PWR) - Avaliação de segurança	10.4.9.3
Capítulo 11	Gestão de rejeitos radioativos	
	Termo fontes	11.1
	Sistemas de gerenciamento de resíduos líquidos - Bases de projeto	11.2.1
	Sistemas de gestão de resíduos gasosos - Liberação de efluentes radioativos	11.3.3
	Monitoramento radiológico de efluentes e sistemas de amostragem	11.5
Capítulo 12	Proteção Radiológica	
	Assegurando que as Exposições de Radiação Ocupacional são Tão Baixas Quanto Razoavelmente Exequível (ALARA)	12.1
	Fontes de radiação	12.2
	Características de projeto para proteção contra radiação	12.3
	Avaliação de dose	12.3.5
Capítulo 13	Condução da Operação	
	Plano de Emergência	13.3
Capítulo 14	Programas de Verificação	
	Programa inicial de testes da planta - Revisão, avaliação e aprovação dos resultados dos testes	14.2.5

(continua)

Tabela 4.1– Tópicos BEPU - continuação

Capítulo	Título	
Capítulo 16	Especificações Técnicas	
	Aplicabilidade das Condições Limites para Operação (LCO)	16.3
	Condições Limite para Operação	16.3.5
Capítulo 17	Garantia de Qualidade e de Confiabilidade	
	Escopo, etapas e objetivos do programa de garantia de confiabilidade	17.4.2
	Implementação do programa de garantia de confiabilidade	17.4.3
	Descrição do Programa de Garantia da Qualidade	17.5
	Regra de manutenção	17.6
Capítulo 18	Engenharia de Fatores Humanos	
	Análise de tarefas	18.4
	Análise de confiabilidade humana	18.6
	Desenvolvimento de procedimentos	18.8
	Verificação e Validação	18.10
Capítulo 19	Avaliação Probabilística de Riscos e Análise de Acidentes Severos	
	Usos da APS e Análise de acidentes severos (na condição estendida de projeto)	19.2

Fonte: autora da tese.

Na Tabela 4.1 são apresentados na primeira coluna os capítulos de um RFAS, na segunda coluna o título e o seu respectivo número, na terceira coluna. Esses são os itens do RFAS onde seria possível aplicar a metodologia BEPU, uma vez que análises numéricas são necessárias em cada um desses itens. Como se pode observar, o Capítulo 15 não foi incluído nessa tabela, uma vez que todos os tópicos desse capítulo, sendo ele o de análise de acidentes, incluem análises numéricas.

No APÊNDICE B é apresentada a Tabela B.1 que contém todos os tópicos BEPU, incluindo os itens do Capítulo 15 e como os itens estão relacionados entre si, assim como as normas da CFR relacionadas e GDCs aplicáveis.

A partir dos tópicos BEPU, o próximo passo é criar uma lista de áreas técnicas chave, denominadas nesse trabalho de disciplinas-chave e seus relativos

tópicos. Disciplinas-chave e tópicos-chave, assim como alguns importantes sub-tópicos, foram definidos por áreas de conhecimento com base nos capítulos do RFAS, divisões do *Regulatory Guide* (USNRC, 2015) e nas *IAEA Safety Standard Series* (IAEA, 2015). Essa lista é o resultado de uma vasta análise dos tópicos presentes na área de licenciamento e representa o esforço desse trabalho de integrar áreas até então separadas, propondo uma nova forma de divisão.

Na Tabela 4.2 é apresentada a lista de disciplinas-chave e os relativos tópicos obtidos nesse trabalho.

Tabela 4.2 – Disciplinas e tópicos-chave do processo de licenciamento

Disciplinas-chave	Tópicos-chave
Estrutura Legal de Licenciamento	Escrita e Avaliação do RFAS Conhecimento das normas da IAEA, USNRC, ASME, IEEE Formato e conteúdo Aplicação da Defesa em Profundidade Conformidade com o código aplicável
Local e Ambiente	Climatologia Sismologia Terremoto e Tsunami Geologia Hidrologia Meteorologia Eventos Catastróficos Difusão atmosférica Distribuição da população
Engenharia mecânica: projeto de estruturas, sistemas e componentes	Estruturas mecânicas Máquinas termodinâmicas Mecanismos da haste de controle Projeto do reator Funções de segurança
Combustível Nuclear	Desempenho do combustível nuclear Movimentação do combustível - Máquinas de carga e descarga - Barril de combustível usado
Materiais	Corrosão Resistência Mecânica Dano por radiação Análise de Fluência Análise de Fadiga Erosão
Física de Nêutrons	Seção de Choque Monte Carlo Cinética do Reator
Engenharia Química	Química dos fluidos do reator Produção de vapor Reações do Zircaloy Controle de Boro Química ambiental

(continua)

Tabela 4.2 – Disciplinas e tópicos-chave do processo de licenciamento - continuação

Disciplinas-chave	Tópicos-chave
Engenharia Eletrônica	Instrumentação e Controle (I & C) Instrumentação nuclear Sistemas digitais Sistemas analógicos Sistemas de segurança
Engenharia Elétrica	Sistemas de alimentação offsite Sistemas de alimentação insite Blackout da estação
Engenharia Civil	Contenção Fundação
Análise Determinística de Segurança	Análise de acidentes Ferramentas computacionais Termo-hidráulica <i>Computational Fluid Dynamics</i> (CFD) Análise de Incertezas Consequências de acidentes severos (na condição estendida de projeto)
Análise Probabilística de Segurança	Confiabilidade Análise de custo benefício Avaliação Probabilística de Risco Probabilidade de acidentes severos (na condição estendida de projeto)
Engenharia de Fatores Humanos	Interface homem máquina Simulador Falha humana
Saúde Ocupacional e Radioproteção	Proteção Radiológica Doses Impacto de Doses Acessibilidade para zonas radioativas Blindagem
Segurança Física	Proteção contra fogo Perigos
Operação da Planta e Procedimentos	Preparação para emergências Procedimentos da planta para operação normal Inspeção em serviço Manutenção Produção de energia Procedimentos administrativos Inspeções, testes, análises e critérios de aceitação
Garantia da Qualidade	Gerenciamento Procedimentos Padrões
Ciência da Computação	Tecnologia da Informação, <i>Softwares</i>

Fonte: autora da tese.

Para realizar uma completa análise de segurança em uma planta nuclear, muitas áreas devem ser consideradas a fim de se construir uma avaliação abrangente e garantir a sua licença de operação. O conhecimento exigido para entender devidamente os fenômenos é normalmente muito amplo, frequentemente

envolvendo diferentes áreas como física de nêutrons, combustível nuclear, transferência de calor, entre outros. Por essa razão, códigos computacionais são tão importantes e geralmente focam-se em áreas específicas como termo-hidráulica, acidentes na condição estendida de projeto (severos) ou neutrônica. Além disso, os resultados de um código frequentemente podem ser usados como dados de entrada para outro código, como no acoplamento entre códigos de física de nêutrons e termo-hidráulico, por exemplo, o código PARCS/RELAP5.

O próximo passo em direção ao BEPU-RFAS inclui uma revisão dos códigos computacionais atuais em cada área técnica. A atividade computacional inclui todas as atividades conduzidas no RFAS usando diferentes técnicas numéricas e metodologias relacionadas, essencialmente necessárias para demonstração da segurança da planta.

Para cada código citado, há diversos exemplos de aplicação na literatura, relacionados com análises incluídas no processo de licenciamento.

Na Tabela 4.3 é apresentada uma revisão de códigos numéricos, com os correspondentes exemplos de aplicação mais recentes na literatura, que tipicamente são empregados em diferentes partes do RFAS.

Tabela 4.3 - Visão geral dos códigos numéricos usados no RFAS

Disciplinas	Tópicos	Códigos	Exemplos
Local e Ambiente	Difusão atmosférica	XOQDOQ (PNNL, 1982)	JEONG et al., 2013
	Sismologia	<i>Strong Ground Motion Simulation</i> (SGMS) (HALLDORSSON, 2004)	MEDEL-VERA; JI, 2016
		<i>Ds-Simulia</i> ABAQUS (ABAQUS, 2008)	NOUR et al., 2016
		<i>System for Analysis of Soil-Structure Integration</i> (SASSI) (LYSMER, 1981)	TYAPIN, 2006
Engenharia mecânica: projeto de estruturas, sistemas e componentes	Estruturas mecânicas	<i>System for Analysis of Soil-Structure Integration</i> (SASSI) (LYSMER, 1981)	TYAPIN, 2006
		<i>Ds-Simulia</i> ABAQUS (ABAQUS, 2008)	NOUR et al., 2016
		ANSYS (ANSYS, 2013)	VASILEV et al., 2015

(continua)

Tabela 4.3 - Visão geral dos códigos numéricos usados no RFAS - continuação

Disciplinas	Tópicos	Códigos	Exemplos
Combustível Nuclear	Desempenho do combustível nuclear	TRANSURANUS (LASSMANN, 1992)	BONEVA et al., 2011
		FRAPCON-3 (FRAPCON 3.4, 2011)	OLIVEIRA; SABUNDJIAN, 2015 UNAL et al., 2013
		FRAPTRAN (FRAPTRAN 1.4, 2011)	OLIVEIRA; SABUNDJIAN, 2015 MAGEDANZ et al., 2015
Materiais	Corrosão	CATE (<i>Corrosion, Activation, and Transport Evaluation</i>) (LI et al., 2015)	LI et al., 2015
Física de Nêutrons	Monte Carlo	PENELOPE (SALVAT et al., 2008)	DEL LAMA et al., 2016
		MCNP (X-5 Monte Carlo Team, 2003)	PECCHIA, 2015
	Cinética do Reator	PARCS (DOWNAR et.al, 2004)	GAJEV et al., 2014
Engenharia Química	Controle de Boro	COBRA-TF (USNRC, 1983)	ABARCA et al., 2011
		FLICA4 (TOUMI et al, 2000)	JIMENEZ et al., 2015
Engenharia Elétrica	<i>Station Blackout</i>	TRACE (USNRC, 2014)	LIN et al., 2016
		RELAP5 (IDAHO, 1995)	GENCHEVA et al., 2015
Engenharia Civil	Contenção	COCOSYS (KLEIN-HESSLING et al., 2000)	SILVA, 2017
		CONTAIN (SNL, 1997)	NOORI-KALKHORAN et al., 2016

(continua)

Tabela 4.3 - Visão geral dos códigos numéricos usados no RFAS - continuação

Disciplinas	Tópicos	Códigos	Exemplos
Análise Determinística de Segurança	Termo-Hidráulica	RELAP5 (IDAHO,1995)	WANG et al., 2016 SALEHI; JAHANFARNIA , 2016 KOVTONYUK et al., 2016
		CATHARE (LAVIALLE et al., 2012)	SABOTINOV et al., 2014, KOVTONYUK et al., 2016 PAWLUCZYK et al., 2016
		TRACE (USNRC, 2014)	GAJEV et al., 2014
	<i>Computational Fluid Dynamics (CFD)</i>	NEPTUNE-CFD (GUELF et al., 2007)	MAÑES et al., 2014
		OpenFOAM (OpenCFD, 2009)	CAI; WATANABE, 2011
		ANSYS CFX (STUBLEY, 2008)	PAPUKCHIEV; BUCHHOLZ, 2017
		STAR-CCM+ (STAR-CCM+ 2011)	AGBODEMEGBE et al., 2015
Análise Probabilística de Segurança	Acidente Severo (na condição estendida de projeto)	MELCOR (GAUNTT et al., 1998)	YIN et al., 2016
		ATHLET-CD (AUSTREGESILO et al., 2014)	DI MARCELLO et al., 2016
	Avaliação Probabilística de Risco	SAPHIRE (RUSSEL et al., 1998)	FAGHIHI et al., 2008
Saúde Ocupacional e Radioproteção	Proteção Radiológica	VARSKIN (DURHAM, 2006)	COVENS et al., 2011
	Blindagem	MCNP-X (PELOWITZ, 2005)	KIM et al., 2015
Segurança Física	Proteção contra incêndio	FDS (MCGRATTAN et al., 2007)	MATALA; HOSTIKKA, 2011

Fonte: autora da tese.

Cada um desses códigos contém técnicas analíticas que podem ser aperfeiçoadas com análises de incertezas, e consequentemente com a metodologia BEPU, que é atualmente usada somente no Capítulo 15. Todos esses códigos são um exemplo de que a metodologia BEPU pode ser replicada para cada uma dessas áreas técnicas.

A aplicação da metodologia BEPU em todas as partes do RFAS onde técnicas analíticas são necessárias é um passo importante para o futuro da análise de acidentes e introduz inovações ao processo de licenciamento.

A primeira inovação fundamental a ser mencionada é que seja feita a análise independente de segurança por técnicos especializados que não pertençam ao grupo: da operadora, do fornecedor ou do projetista da planta em questão. Isto é desafiado pelo fato dos projetistas e das operadoras de plantas nucleares não compartilharem seus dados mesmo quando autoridades regulatórias requerem a disponibilidade dos mesmos. Devido a razões diretamente conectadas com a propriedade intelectual, capacidades analíticas e competição de mercado, muitas vezes os dados de plantas nucleares permanecem indisponíveis para os especialistas.

A segunda inovação fundamental é que as técnicas analíticas mais recentes devem ser adotadas, bem como as últimas descobertas de pesquisas, consistentes com a abordagem BEPU. Por outro lado, há que se destacar a situação de que poucas autoridades regulatórias tem a capacidade de investir em pesquisa, podendo acompanhar a miríade de desenvolvimentos em cada uma das áreas tecnológicas listadas. A indústria nuclear, por sua vez, pode ter a mesma limitação e falta de interesse em propor inovações. Inevitavelmente, existe uma defasagem de 10 a 30 anos entre os resultados e a aplicação de uma pesquisa qualificada. Isso é frustrante para os especialistas nos diversos setores e é prejudicial para a segurança da planta. Essa situação pode ser observada em qualquer uma das três grandes tragédias nucleares.

A terceira inovação fundamental é a de alcançar a homogeneidade no domínio da tecnologia de segurança de reatores nucleares: análises incluindo processos de cálculo que não devem ser limitadas a análise de acidente, mas devem englobar qualquer tópico conectado com o projeto, construção e operação da planta. Devido a razões históricas, a análise de acidentes recebe maior atenção dos

especialistas envolvidos em tecnologia de segurança nuclear. Porém, acidentes acontecem tanto em áreas periféricas quanto como resultado de eventos que levaram a planta a condições fora daquelas consideradas na análise de acidentes. Portanto, a homogeneização de áreas de segurança é necessária: isso implica na identificação sistemática de tópicos e a consideração dos mesmos na análise.

A quarta inovação fundamental consiste na criação de uma conexão tecnológica (sistema ou controle) entre análise de segurança BEPU e a parte física (*hardware*) da planta. Até agora, o objetivo estratégico da análise de segurança é demonstrar a aceitabilidade da planta em relação aos critérios de segurança. Propõe-se então, que o resultado de cada análise de segurança se torne um alvo para a medição física do *status* da planta.

Na próxima seção os resultados apresentados serão discutidos de maneira aprofundada e as conclusões serão apresentadas.

5. CONCLUSÕES

O uso da metodologia BEPU implica na melhor, por exemplo, mais profunda possível, exploração de técnicas analítico-numéricas consistentes com as necessidades de projeto e segurança da planta. O processo de licenciamento é um componente essencial para a metodologia BEPU, possui também um conjunto de regras estabelecido e critérios de aceitação que contribuem para garantir a qualidade em aplicações da metodologia BEPU.

Algumas das principais conclusões a respeito da metodologia BEPU são que a mesma é um processo ou abordagem que conecta o entendimento de segurança de reatores nucleares com a termo-hidráulica nuclear e o seu ponto de partida é o entendimento dos fenômenos envolvidos. Portanto, BEPU implica na identificação de cenários de acidentes que são parte dos acidentes básicos de projeto e na existência de ferramentas computacionais qualificadas incluindo códigos numéricos lidando com diferentes disciplinas, dados de entrada, nodalizações e um método para avaliar a incerteza. As palavras “diferentes disciplinas” implicam no acoplamento entre códigos e na habilidade em qualificar os resultados desses códigos acoplados.

A metodologia BEPU também implica na existência de procedimentos qualificados para a aplicação de ferramentas computacionais e usuários qualificados, capazes de avaliar os resultados e estabelecer se são necessárias análises adicionais. Essa metodologia requer a existência de critérios de aceitação legais, que é parte da estrutura de licenciamento pré-definida.

A aplicação da metodologia BEPU implica em um conhecimento profundo do processo de licenciamento do país em que a planta nuclear está instalada e do país em que a mesma planta foi projetada. Esse é um processo contínuo, de maneira que os avanços no processo de licenciamento devem ser continuamente considerados.

A estrutura de um RFAS deve ser adaptada à metodologia BEPU e devem ser identificadas conexões entre os diferentes capítulos: isso é especialmente verdade em relação ao projeto do núcleo, aos dados experimentais executados durante o período de comissionamento da planta e ao projeto operacional e procedimentos de emergência. Por estas razões, qualquer relatório onde a

metodologia BEPU está sendo utilizada, bem como qualquer descoberta relacionada a essa metodologia, deve ser um documento atualizado periodicamente.

A aplicação dos métodos BEPU vem sendo realizada com êxito em diversos países, porém, o quadro para a introdução tanto da análise BE, como da metodologia BEPU, no processo de licenciamento é ainda uma questão aberta. Não obstante, ao longo dos anos, mais e mais aplicações se revelaram satisfatórias, uma vez que a análise BE com a avaliação de incertezas é a única forma de quantificar as margens de segurança existentes, mesmo considerando as avaliações de incertezas como uma necessidade de melhorar a praticabilidade dos métodos existentes.

Alguns problemas podem ser associados ao processo de licenciamento como alto custo, relutância em inovação e falta de homogeneidade. Atualmente, o processo de licenciamento é baseado em uma interpretação não homogênea dos requisitos regulatórios, envolvendo diferentes grupos de especialistas sem coordenação, resultando na falta de homogeneidade. Reúne-se a competência de nível superior em cada um dos tópicos e disciplinas listados, e se por um lado há uma obrigação e importância de demonstrar a segurança de qualquer instalação nuclear, por outro lado, há a dificuldade de abordar a segurança de uma forma holística. A proposta de um inteiro RFAS baseado na metodologia BEPU tem o objetivo de preencher essa falta de homogeneidade, proporcionando a homogeneização de técnicas analíticas e, assim, aumentando a segurança da planta.

A realização de um RFAS com o uso da metodologia BEPU pode ser sintetizada da seguinte forma: uma avaliação significativa das margens de segurança para qualquer central nuclear deve estar baseada na última tecnologia disponível. A abordagem BEPU é o que há de mais novo na área de análise de acidentes e seu uso no licenciamento de plantas nucleares vem crescendo nos últimos anos, constituindo uma tecnologia madura pronta para aplicações industriais.

A ideia do BEPU-RFAS está conectada com o uso da metodologia BEPU para ferramentas computacionais qualificadas, assim como para técnicas analíticas que estão presentes no RFAS. As técnicas analíticas qualificadas devem ser adotadas juntamente com as últimas conclusões da pesquisa em tecnologia disponível, homogeneizando assim o que está no centro da segurança de plantas

nucleares: as análises incluindo processos de cálculos, não somente análise de acidentes, como também todas as análises presentes no RFAS. Para este propósito, é necessário estabelecer conexões entre análise de acidentes e o *hardware* da planta, começando pelas conexões entre capítulos e disciplinas. Na lista de disciplinas-chave e tópicos-chave relacionados, derivados do conteúdo do RFAS, podem ser reconhecidas áreas para as quais a disponibilidade de ferramentas computacionais qualificadas e conhecimentos específicos (por exemplo, Climatologia, Instrumentação e Controle, entre outros) são necessários.

A fim de se obter um BEPU-RFAS, todas as áreas técnicas do RFAS devem ser logicamente integradas e todas as relações entre as áreas propriamente consideradas. A metodologia BEPU implica na melhor exploração das técnicas analíticas consistentes com as necessidades do projeto e da segurança da planta. O processo de licenciamento consiste em um componente essencial para a metodologia BEPU uma vez que o conjunto de regras e critérios de aceitação é estabelecido e contribui para garantir a qualidade nas suas aplicações. Por outro lado, a abordagem BEPU implica em uma complexidade que é consistente com a complexidade do objeto do licenciamento, a planta nuclear. Esse procedimento é inédito e foi discutido com propriedade nesse trabalho.

Esse trabalho discute também a ampliação da aplicação da metodologia BEPU no processo de licenciamento, bem como os desenvolvimentos previstos envolvendo um profundo papel da APS, ou a mudança dos limites atuais de aplicabilidade do BEPU da área de termo-hidráulica para qualquer área de segurança de reatores nucleares onde técnicas analíticas são necessárias.

Baseando-se nas aplicações realizadas da metodologia BEPU, conclui-se que esta é factível, o que encoraja a extensão do seu alcance de uso para outras áreas tecnológicas do RFAS, e, portanto, demonstra seu valor e interesse industrial.

Os próximos passos desse trabalho serão focados na propagação de conhecimentos especializados nas áreas técnicas restantes do RFAS, adicionando novo conhecimento e criando uma rigorosa base para a metodologia e para a ideia de um BEPU-RFAS.

Esses passos são os seguintes:

- transferir os conceitos da metodologia BEPU dentro de cada área técnica do RFAS;

- demonstrar o valor industrial e interesse da metodologia por meio de análises comparativas com as atuais abordagens (por exemplo: demonstração da possibilidade de reduzir o conservadorismo, melhor entendimento dos fenômenos físicos e modelos de códigos quando se realiza análise de incertezas, intervalos operacionais mais longos para os componentes da planta, entre outros).

O futuro desenvolvimento esperado para a metodologia BEPU é, por um lado, a completa integração entre ADS e APS (incluindo o ramo de Risco Informado), e por outro lado, uma visão mais ambiciosa incluindo a conexão de BEPU com todas as áreas da segurança de reatores nucleares e licenciamento em que é necessário um suporte analítico. Nessa visão, uma definição estendida dos conceitos de margens de segurança é esperada para vincular a estes resultados os das análises BEPU. Notavelmente, a definição estendida de margens de segurança implica em modificações do *hardware* como consequência das análises de BEPU.

Essa pesquisa fornece uma ampla visão do processo de licenciamento em plantas nucleares no mundo, suprimindo uma carência nessa área, principalmente no Brasil.

Esse trabalho traz uma importante contribuição científica para o processo de licenciamento de plantas nucleares, pelo fato de não ter sido encontrado na literatura nenhum trabalho que considere a metodologia BEPU, que já mostrou ser factível de ser utilizada, para outras áreas que não a de análise de acidentes, demonstrando assim a originalidade desse trabalho de pesquisa.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ABAQUS. DS Simulia ABAQUS. Version 6.8, User Manual, 2008.

ABARCA, A.; MIRÓ, R.; BARRACHINA, T.; VERDÚ, T. A Procedure for Coupled Thermal-Hydraulic Subchannel and Neutronic Codes Using Cobra-TF and Parcs. In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE, October 24-28, 2011, Belo Horizonte, MG, Brazil.

ABDUL-RAZZAK, A. Guidelines for application of the Best Estimate Analysis and Uncertainty (BEAU) methodology to licensing analysis in the Canadian CANDU Nuclear Power Industry. In: IAEA TM, Application of Deterministic Safety Analysis, September 21-29, 2009, Pisa, Italy.

AGBODEMEGBE, V.Y.; CHENG, X.; AKAHO, E.H.K.; ALLOTEY, F.K.A. Correlation for cross-flow resistance coefficient using STAR-CCM+ simulation data for flow of water through rod bundle supported by spacer grid with split-type mixing vane. ***Nuclear Engineering and Design***, v. 285, p. 134-149, 2015.

ANS. American National Standard Guidelines for the Verification and Validation of Scientific and Engineering Computer Programs for the Nuclear Industry, ANSI/ANS-10.4-1987.

ANSYS. ANSYS Mechanical APDL Structural Analysis Guide, 2013. Disponível em <<http://148.204.81.206/Ansys/150/ANSYS%20Mechanical%20APDL%20Structural%20Analysis%20Guide.pdf>>. Acesso em 15 abril, 2018.

AUSTREGESILO, H.; BALS, C.; HOLLANDS, T.; KÖLLEIN, C.; LUTHER, W.; SCHUBERT, J.D.; TRAMBAUER, K.; WEBER, S. **ATHLET-CD Mod. 3.0 – Cycle B – User's Manual**. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2014.

BESTION D.; D'AURIA F.; JEONG J.; PARK C. ***Verification and Validation of Systems Codes for Nuclear Safety Analyses***, draft IAEA document, 2012.

BESTION D.; D'AURIA F.; LIEN P.; NAKAMURA H. **THE OECD/NEA/CSNI SOAR ON SCALING (The S-SOAR)**, Final draft, Aug., 2015.

BORGES, R. C. **Qualificação e Aplicação de Código de Análise de Acidentes de Reatores Nucleares com Capacidade Interna de Avaliação de Incerteza**. 2001. 145 p. Tese (Doutorado em Engenharia Nuclear) Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro.

BOYACK B.; GRIFFITH, P.; ROMNEY B.; DUFFEY, R.B.; ZUBER, N. Quantifying reactor safety margins. **Nuclear Engineering and Design**, v. 119, p. 1-117, 1990.

CAI, J.; WATANABE, T. Numerical Simulation of Thermal Stratification in Cold Legs by Using OpenFOAM. **Progress in Nuclear Science and Technology**, v. 2, p. 107-113, 2011.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. CNEN NE 1.04 Licenciamento de Instalações Nucleares, 1984.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Glossário de Segurança Nuclear. Setembro, 2015. Disponível em:
<<http://appasp.cnen.gov.br/seguranca/normas/pdf/glossario.pdf>>. Acesso em 11 abril, 2018.

COVENS, P.; BERUS, D.; CAVELIERS, V.; STRUELENS, L.; VERELLEN, D. The contribution of skin contamination dose to the total extremity dose of nuclear medicine staff: First results of an intensive survey. **Radiation Measurements**, v. 46, n.11, p. 1291-1294, 2011.

D'AURIA, F.; DEBRECIN, N.; GALASSI, G.M., Outline of the uncertainty methodology based on accuracy extrapolation (UMAE). **Nuclear Technology**. v. 109, p. 21-37, 1995.

D'AURIA, F.; ERAMO, A.; GIANNOTTI, W. Code with internal assessment of uncertainty (CIAU): the next advancement of thermal hydraulic computer codes. **Proceedings of ICONE-6, International Conference on Nuclear Engineering**, San Diego, CA, May, 1998.

D'AURIA, F.; BOUSBIA-SALAH, A.; PETRUZZI, A.; DEL NEVO, A. State of the Art in Using Best Estimate Calculation Tools in Nuclear Technology. **Nuclear Engineering and Technology**, v.38, n.1, 2006.

D'AURIA, F.; GIANNOTTI, W. Development of code with capability of internal assessment of uncertainty. **Nuclear Technology**, v.131, n.1, p.159–196, 2000.

D'AURIA F.; GALASSI G.M. Scaling in nuclear reactor system thermal–hydraulics. ***Nuclear Engineering and Design***, v. 240, n. 10, p. 3267–3293, 2010.

D'AURIA, F.; CAMARGO, C.; MAZZANTINI, O. The Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) approach in licensing of current nuclear reactors. ***Nuclear Engineering and Design***, v. 248, p. 317– 328, 2012.

D'AURIA, F. Creating Synergy between Deterministic and Probabilistic Safety Analyses. In: Technical Meeting on Combining Insights from Deterministic and Probabilistic Safety Analyses, June 11-15, 2012, Pisa, Italy.

D'AURIA, F.; DEBRECIN, N. Perspectives in licensing and nuclear reactor safety technology. In: Third International Scientific and Technical Conference “Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power” (ISTC NIKIET-2014), Moscow, Russia, October 7-10, 2014.

D'AURIA, F.; GLAESER, H.; KIM, M. A Vision for Nuclear Reactor Safety. In: Jahrestagung Kerntechnik - Annual Meeting on Nuclear Technology, Berlin, Germany, May 5-7, 2015.

D'AURIA, F. Best-Estimate plus Uncertainty (BEPU) Approach for Accident Analysis. In: 1st International Conference on Nuclear Power Plants; Structures, Risk & Decommissioning (NUPP 2017), Feb 6-8, 2017, London, UK.

DEL LAMA, L.S.; CUNHA, D.M.; POLETTI, M.E. Validation of a modified PENELOPE Monte Carlo code for applications in digital and dual-energy mammography. ***Radiation Physics and Chemistry***, v.137, p.151-156, 2016.

DI MARCELLO, V.; IMKE, U.; SANCHEZ, V. Validation and application of the system code ATHLET-CD for BWR severe accident analyses. ***Nuclear Engineering and Design***, v. 307, p. 284-298, 2016.

DOWNAR, T.; LEE, D.; XU, Y.; KOZLOWSKI, T.; STAUDENMIER, J. PARCS v2.6 U.S. NRC Core Neutronics Simulator THEORY MANUAL. School of Nuclear Engineering Purdue University, Indiana.,2004. Disponível em: <https://engineering.purdue.edu/PARCS/Code/Manual/Theory/PDF/PARCS_TheoryManual.pdf>. Acesso em: 12 outubro, 2016.

DURHAM, J.S. VARSKIN 3: a computer code for assessing skin dose from skin contamination. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 2006. NUREG/CR-6918.

FAGHIHI, F.; RAMEZANI, E.; YOUSEFPOUR, F.; MIRVAKILI, S.M. Level-1 probability safety assessment of the Iranian heavy water reactor using SAPHIRE software. *Reliability Engineering & System Safety*, v. 93, p. 1377-1409, 2008.

FIORI, F. *Application of Best Estimate Plus Uncertainty methods in licensing of Water Cooled Reactors*. 2009. 245 p. Tese (Doutorado em Engenharia Nuclear), Universidade de Pisa, Itália.

FRAPCON 3.4. A Computer Code for the Calculation of Steady-State, Thermal Mechanical Behavior of Oxide Fuel Rods for High Burnup. PNNL-19418, Volume 1, 2011.

FRAPTRAN 1.4. A Computer Code for the Transient Analysis of Oxide Fuel Rods. NUREG/CR-7023, PNNL-19400, Volume 1. 2011.

GAJEV, I.; MA, W.; KOZLOWSKI, T. Sensitivity analysis of input uncertain parameters on BWR stability using TRACE/PARCS. *Annals of Nuclear Energy*, v. 67, p. 49-58, 2014.

GALETTI, M.R. Regulatory Scenario for the acceptance of uncertainty analysis methodologies for the LB-LOCA and the Brazilian approach. *Science and Technology of Nuclear Installations*, v. 2008, 2008.

GAUNTT, R.O.; COLE, R.; HODGE, S.; RODRIGUEZ, S.; SANDERS, R.; SMITH, R.; STUART, D.; SUMMERS, R.; YOUNG, M. MELCOR Computer Code Manuals. Division of Systems Technology, Office of Nuclear Regulatory Research. US Nuclear Regulatory Commission, 1998.

GENCHEVA, R.V.; STEFANOVA, A.E.; GROUDEV, P.P. Investigation of station blackout scenario in VVER440/v230 with RELAP5 computer code. *Nuclear Engineering and Design*, v. 295, p. 441-456, 2015.

GLAESER H.; HOFER E.; KLOOS M.; SKOREK T. Uncertainty and sensitivity analysis of a post-experiment calculation in thermal hydraulics. *Reliability Engineering & System Safety*, v. 45, n.1-2, p. 19-33, 1994.

GLAESER, H. Uncertainty evaluation of thermal-hydraulic code results, Best Estimate Methods in Nuclear Installations Safety Analysis (BE-2000). **Proceedings Int. Mtg** Washington, DC, 2000, American Nuclear Society, La Grange Park, IL (2000) CD-ROM.

GLAESER, H. BEMUSE Phase 6 Report – Status Report on the area, Classification of the Methods, Conclusions and Recommendations, CSNI Report, Paris (F), 2010.

GLAESER, H. Evaluation of licensing margins of reactors using “Best Estimate” methods including uncertainty analysis. In: IAEA Regional Workshop on Application of Deterministic Best Estimate (BE) Safety Analysis for Advanced NPP, AERB of India, Mumbai, December 13-17, 2010b.

GRS. Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses (SUSA) Version 4.0 – User’s Guide and Tutorial, January 2015.

GUELF, A.; BESTION, D.; BOUCKER, M. NEPTUNE: a new software platform for advanced nuclear thermal hydraulics. **Nuclear Science and Engineering**, v. 156, p. 281–324, 2007.

HALLDORSSON. Engineering Seismology Laboratory, State University of New York, Buffalo, New York, 2004. Disponível em: <<http://civil.eng.buffalo.edu/engseislab/products.htm>>. Acesso em 10 março, 2017.

HOFER E. Probabilistische Unsicherheitsanalyse von Ergebnissen umfangreicher Rechenmodelle, GRSA-2002, 1993.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. The Role of Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety. Vienna, 1992. (ISBN:92-0-101492-9).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. The Safety of Nuclear Installations. Vienna, 1993. (Safety Series, 110).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Verification and Validation of Software Related to Nuclear Power Plant Instrumentation and Control. Vienna, 1999. (Technical Reports Series, 384).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Accident Analysis for Nuclear Power Plants. Vienna, 2002. (Safety Report Series 23)

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Use and Development of Coupled Computer Codes for the Analysis of Accidents at Nuclear Power Plants. Proceedings of a technical meeting held in Vienna, November 26-28, 2003. (IAEA-TECDOC-1539).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Determining the quality of probabilistic safety assessment (PSA) for applications in nuclear power plants. Vienna, 2006. (IAEA-TECDOC-1511).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation. Vienna, 2008. Safety Report Series SRS 52.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants. Vienna, 2009. Specific Safety Guide SSG-2.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. The Fukushima Daiichi accident. Vienna, 2015. Disponível em: < <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1710-ReportByTheDG-Web.pdf> >. Acesso em 06 setembro, 2018.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. IAEA Safety Standards, 2015. Disponível em: <<http://www-ns.iaea.org/standards/>>. Acesso em: 17 abril, 2015.

IDAHO. THE RELAP5 DEVELOPMENT TEAM, RELAP5/MOD3 Code Manual NUREG/CR-5535, Idaho National Engineering Laboratory, USA, 1995.

JEDRZEJCZAK, D.; OHLMER, E. Experimental Data Report on Lobi-Mod2 Test A1-93. Communication N° 4233, LEC 89-59, Joint Research Centre, Ispra, Italy, Jan. 1989.

JEONG, H.; PARK, M.; HWANG, W.; KIM, E.; HAN, M. The effect of calm conditions and wind intervals in low wind speed on atmospheric dispersion factors. ***Annals of Nuclear Energy***, v. 55, p. 230-237, 2013.

JIMENEZ, G.; HERRERO, J.J.; GOMMLICH, A.; KLIEM, S.; CUERVO, D.; JIMENEZ, J. Boron dilution transient simulation analyses in a PWR with neutronics/thermal-hydraulics coupled codes in the NURISP project. ***Annals of Nuclear Energy***, v. 84, p. 86–97, 2015.

KIM, J.D.; AHN, S.; LEE, Y.D.; PARK, C.J. Design optimization of radiation shielding structure for lead slowing-down spectrometer system. ***Nuclear Engineering and Technology***, v. 47, p. 380-387, 2015.

KLEIN-HESSLING, W.; ARNDT, S.; WEBER, G.; COCOSYS User Manual. Reference Manual, Implementation Manual, GRS-P-3/1, v.3, n.2, 2000.

KOVTONYUK, A.; LUTSANYCH, S.; MORETTI, F.; D'AURIA, F. Development and assessment of a method for evaluating uncertainty of input parameters. ***Nuclear Engineering and Design***, v.321, p. 219-229, 2016.

LASSMANN, K. TRANSURANUS: a fuel rod analysis code ready for use. ***Journal of Nuclear Materials***, v. 188, p. 295-302, 1992.

LAVIALLE, G. General Description of the CATHARE 2 V25_2mod8.1 System Code, 2012. DEN/DANS/DM2S/STMF/LMES/RT/12-008/A.

LI, L.; ZHANG, J.; SONG, W.; FU, Y.; XU, X.; CHEN, Y. CATE: A code for activated corrosion products evaluation of water-cooled fusion reactor. ***Fusion Engineering and Design***, v. 100, p. 340-344, 2015.

LIN, H-T; WANG, J-R.; HUANG, K-C.; SHIH, C.; CHIANG, S-C; LIU, C. Station blackout mitigation strategies analysis for Maanshan PWR plant using TRACE. ***Annals of Nuclear Energy***, v. 89, p. 1-18, 2016.

LUDMANN, M.; SAUVAGE, J.Y. LB LOCA analysis using the deterministic realistic methodology — Application to the 3-loop plant". Nuclear Engineering (ICONE-7), Proceedings of International Conference, 1999, Tokyo, Japan Society of Mechanical Engineers.

LYSMER, J.P. SASSI—a computer system for dynamic soil–structure interaction analysis. Report No. UCB IGT/81-02, University of California, Berkeley, 1981.

MADEIRA, A.A; GALETTI, M.R.S; BORGES, R.C. A Brazilian National Program for User and Plant Nodalization Qualification on Accident Analysis with RELAP5 Code (I, II and III JONATER). In: The IAEA Specialist Meeting on User Qualification for and User Effect on Accident Analysis for Nuclear Power Plants, International Atomic Energy Agency (IAEA), Aug. 01 – Sep. 04, Vienna, Austria, 1998.

MADEIRA, A.A. **Gerenciamento de acidentes além da base de projeto relacionados à usina de potência nuclear Angra 2**. 2002. Tese (Doutorado em Engenharia Nuclear) - Universidade Federal do Rio de Janeiro, Rio de Janeiro.

MADEIRA, A.A.; SABUNDJIAN, G.; PEREIRA, L.C.M. Technical Note on an Angra 2 LBLOCA Simulation Model for Relap5mod3.3 Code With Uncertainty Analysis. INSC Project BR3.01/12, Revision R2, May 2018.

MAGEDANZ, J.; AVRAMOVA, M.; PERIN, Y.; VELKOV, A.K. High-fidelity multi-physics system TORT-TD/CTF/FRAPTRAN for light water reactor analysis. **Annals of Nuclear Energy**, v. 84, p. 234-243, 2015.

MAÑES, J.P.; ESPINOZA, V.S.; VICENT, S.C.; BÖTTCHER, M.; STIEGLITZ, R. Validation of NEPTUNE-CFD Two-Phase Flow Models Using Experimental Data. **Science and Technology of Nuclear Installations**, v. 2014, 2014.

MATALA, A.; HOSTIKKA, S. Probabilistic simulation of cable performance and water based protection in cable tunnel fires. **Nuclear Engineering and Design**, v. 241, n. 12, p. 5263-5274, 2011.

MCGRATTAN, S.; HOSTIKKA, J.; FLOYD, H.; BAUM, R.; REHM, W.; MELL, R. Fire Dynamics Simulator (Version 5), Technical Reference Guide. Volume 1: Mathematical Model'. National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD, 2007.

MEDEL-VERA, C.; JI, T. Seismic probabilistic risk analysis based on stochastic simulation of accelerograms for nuclear power plants in the UK. **Progress in Nuclear Energy**, v. 91, p. 373-388, 2016.

MICAELLY, J.; BESTUIB, D. CATHARE the New Improved French Thermal Hydraulic Code for Safety Reactor Studies, International ENS/ANS Conference on Thermal Reactor Safety, Avignon, France, 1988.

MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume I: Overview and Theory, X-5 Monte Carlo Team, April 24, 2003.

MYERS, R. H.; MONTGOMERY, D. C. Response surface methodology: process and product optimization using designed experiments. 2nd ed. New York: John Wiley Professional, 1995. (Wiley Series in Probability and Statistics)

NOORI-KALKHORAN, O.; SHIRANI, A.S.; AHANGARI, R. Simulation of Containment Pressurization in A Large Break-Loss of Coolant Accident Using Single-Cell and Multicell Models and CONTAIN Code. ***Nuclear Engineering and Technology***, v. 48, n.5, p. 1140-1153, 2016.

NOUR, A.; CHERFAOUI, A.; GOCEVSKI, V.; LÉGER, L. Probabilistic seismic safety assessment of a CANDU 6 nuclear power plant including ambient vibration tests: Case study. ***Nuclear Engineering and Design***, vol. 304, pp. 125-138, 2016.
OECD/NEA. Report of a CSNI workshop on uncertainty analysis methods. London, England, 1994.

OECD. ***Proceedings of the OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements***, Annapolis, MA, USA, 5–8 November, 1996, NUREG/CP-0159, NEA/CSNI/R(97)4, July 1997.

OECD/NEA. Best Estimate Methods (Including Uncertainty Methods and Evaluation) Qualification and Application, First Meeting of the Programme Committee, NEA/SEN/SIN/AMA, Issy-les-Moulineaux, France, February 12-13, 2003.

OLIVEIRA, F.B.V.; SABUNDJIAN, G. Conservative Performance Analysis of a PWR Nuclear Fuel Rod Using the FRAPCON Code. In: International Nuclear Atlantic Conference, October 04-09, 2015, São Paulo, Brazil, 2015.

OPENCFD. OpenFOAM User Guide, Version 1.6, 2009.

PACIFIC NORTHWEST NATIONAL LABORATORY. XOQDOQ: Computer Program for the Meteorological Evaluation of Routine Effluent Releases at Nuclear Power Stations, NUREG/CR-2919, 1982.

PAPUKCHIEV, A.; BUCHHOLZ, S. Validation of ANSYS CFX for gas and liquid metal flows with conjugate heat transfer within the European project THINS. ***Nuclear Engineering and Design***, v.312, p.338-350, 2017.

PAWLUCZYK, M.; MAZGAJ, P.; GURGACZ, S.; GATKOWSKI, M.; DARNOWSKI, P. Loss of coolant accident in pressurized water reactor. Prediction of a 6-inch cold leg break with Relap5 and Cathare 2. **Procedia Engineering**, v. 157, p. 333-340, 2016.

PECCHIA, M.; PARISI, C.; D'AURIA, F.; MAZZANTINI, O. Application of MCNP for Predicting Power Excursion during LOCA in ATUCHA-2 PHWR. **Annals of Nuclear Energy**, v.85, p. 271-278, 2015.

PELOWITZ, D.B. MCNPX User's Manual. LA-CP-05-0369, Los Alamos National Laboratory, 2005.

PROSEK, A.; MAVKO, B. Review of Best Estimate plus Uncertainty Methods of Thermal-Hydraulic Safety Analysis. In: International Conference Nuclear Energy for Central Europe, 2003

ROACHE P.J. **Fundamentals of Verification and Validation**, Hermosa Publishers, New Mexico, 2009.

RUSSELL K.D.; HOFFMAN, C.L.; KVARFORDT, K.J.; LOIS, E.; SMITH, C.L.; WOOD, S.T. Systems Analysis Programs for Hands-on Reliability Evaluations (SAPHIRE) Version 6.0—system overview manual. NUREG/CR-6532, 1998.
Disponível em:
<<http://citeseerx.ist.psu.edu/viewdoc/download?doi=10.1.1.3.3338&rep=rep1&type=pdf>>. Acesso em 17 abril, 2018.

SABOTINOV, L.; DIMITROV, B.; BRUNA, G. Safety Assessment and Accident Analysis of VVER-1000/466B with Active and Passive Safety Systems for Belene NPP. In: 22nd International Conference on Nuclear Engineering, July 7–11, 2014.

SALEHI, M.; JAHANFARNIA, G. Small break LOCA analysis without emergency core cooling systems using the RELAP5/SCDAP code in VVER-1000 reactor. **Annals of Nuclear Energy**, v. 87, p. 299-307, 2016.

SALVAT, F.; FERNANDEZ-VAREA, J.; SEMP AU, J. A Code System for Monte Carlo Simulation of Electron and Photon Transport. OECD Nuclear Energy Agenc, Issyles-Moulineaux, 2008.

SANDIA NATIONAL LABORATORIES. Code Manual for CONTAIN 2.0: a Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis, Albuquerque, NM, 1997.

SILLS, H.E. Best estimate methods for safety margin assessments. In: Best Estimate Methods in Nuclear Installations Safety Analysis (BE-2000). ***Proceedings of International Mtg, Washington***, DC, 2000. American Nuclear Society, La Grange Park, IL (2000) CD-ROM.

SILVA, D. F. ***Análise de Comportamento da Contenção do Reator Angra 2 durante um Acidente de Base de Projeto***. 2017. 143p. Dissertação (Mestrado em Ciências na área de Tecnologia Nuclear) Universidade de São Paulo, Brasil.

SOLLIMA, C. ***Framework and Strategies for the Introduction of Best Estimate Models into the Licensing Process***. 2008. 172 p. Tese (Doutorado em Segurança Nuclear e Industrial) Universidade de Pisa, Itália.

SCHNURR, N.M.; STEINKE, R.G.; MARTINEZ, V; SPORE, J.W. TRAC-PF1/MOD2 Theory Manual LA-12031-M, NUREG/CR-5673, VOL. 1, USA, 1992.

STAR-CCM+ Version 6.04, User Guide, CD-Adapco, 2011.

TOUMI, I.; BERGERON, A.; GALLO, D.; ROYER, E.; CARUGE, D. FLICA-4: a three-dimensional two-phase flow computer code with advanced numerical methods for nuclear applications. ***Nuclear Engineering and Design***, v. 200, p. 139–155, 2000.

STUBLEY, G.D. Computational Fluid Dynamics for Fluids Engineering Design ANSYS CFX STUDENT USER MANUAL Version 11, 2008. Disponível em: <<https://pt.scribd.com/document/212409494/ANSYS-CFX-STUDENT-USER-MANUAL>>. Acesso em: 17 abril, 2018.

TYAPIN, A. The frequency-dependent elements in the code SASSI: A bridge between civil engineers and the soil–structure interaction specialists. ***Nuclear Engineering and Design***, v. 237, p. 1300-1306, 2006.

UNAL, C.; WILLIAMS, B.J.; YACOUT, A.; HIGDON, D.M. Application of advanced validation concepts to oxide fuel performance codes: LIFE-4 fast-reactor and FRAPCON thermal-reactor fuel performance codes. ***Nuclear Engineering and Design***, v. 263, p.102-128, 2013.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. 10 CFR 50.46 - Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors, 1974.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in US. Commercial Nuclear Power Plants, WASH 1400. (NUREG - 75/014), 1975.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. COBRA/TRAC. A Thermal-Hydraulics Code for Transient Analysis of Nuclear Reactor Vessels and Primary Coolant Systems. Equations and Constitutive Models. Vol. 1. NUREG/CR-3046 PNL-4385, 1983.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition (NUREG-0800, Formerly issued as NUREG-75/087), 1989.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Best-estimate Calculations of Emergency Core Cooling System Performance. Regulatory Guide 1.157 (Task RS 701-4), Washington D.C., USA, May. 1989b.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. MELCOR Computer Code Manuals, Sandia National Laboratories. NUREG/CR-6119, February, 1990.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Regulatory Guide 1.203 - Transient and Accident Analysis Method. Washington D.C., USA, December, 2005.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Regulatory Guide 1.206 - Combined License Applications for Nuclear Power Plant. Washington D.C., USA, June, 2007.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Regulatory Guide 1.200 - An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities, Washington D.C., USA, June. 2008.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Relap5/Mod3.3 Code Manual – Volume I: Code Structure, System Models, and Solution Methods, Information Systems Laboratories, Inc., Idaho, October, 2010.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. TRACE V5.840 User's Manual, 2014.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Regulatory Guides. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/reg-guides/>>. Acesso em 13 julho, 2015.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Appendix A General Design Criteria for Nuclear Power Plants to 10 CFR Part 50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities. August, 2017. Disponível em: <<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appa.html>>. Acesso em 12 julho, 2018.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. 10 Code of federal Regulations Part 52 - Licenses, Certifications, And Approvals for Nuclear Power Plants, 1989c. Disponível em: <<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part052/>>. Acesso em 17 abril, 2018.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Nuclear Power Plant Licensing Process, 2004. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0298/br0298r2.pdf>>. Acesso em: 17 abril, 2018.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. 10 Code of federal Regulations Part 50 – Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities, 1956. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/>>. Acesso em 17 abril, 2018.

VASILEV, G.; PARVANOV, S.; DINEVA, P.; WUTTKE, F. Soil-structure interaction using BEM–FEM coupling through ANSYS software package. ***Soil Dynamics and Earthquake Engineering***, v. 70, p. 104-117, 2015.

WANG, G.; PENG, C.; GUO, Y. The preliminary thermal–hydraulic analysis of a water cooled blanket concept design based on RELAP5 code. ***Fusion Engineering and Design***, v.109, n.11, p. 489-495, 2016.

WICKETT, T.; NEILL, A.; SWEET, D.; SANCHIS, J.I.S. Report of the Uncertainty Methods Study for Advanced Best Estimate Thermal Hydraulic Code Applications, 2 v., Rep. NEA/CSNIR(97)35, OECD, Paris, 1998

WILKS, S.S. Determination of sample sizes for setting tolerance limits. ***Annals of Mathematical Statistics***, v. 12, p. 91-96, 1941.

YIN, S.; ZHANG, Y.; TIAN, W.; QIU, S.; SU, G.H.; GAO, X. Simulation of the small modular reactor severe accident scenario response to SBO using MELCOR code. ***Progress in Nuclear Energy***, v. 86, p. 87-96, 2016.

APÊNDICE A – Critérios Gerais de Projeto

Neste Apêndice é apresentada a Tabela A.1 onde estão listados os Critérios Gerais de Projeto que são utilizados no processo de licenciamento.

Tabela A. 1 - Critérios Gerais de Projeto

Grupo	Critério	Número
I – Requisitos Gerais	Padrões de Qualidade e Registros	1
	Bases de Projeto para Proteção contra Fenômenos Naturais	2
	Proteção contra fogo	3
	Bases de Projeto de Efeitos Dinâmicos e Ambientais	4
	Compartilhamento de estruturas, sistemas e componentes	5
II. Proteção por Barreiras Múltiplas de Produtos de Fissão	Projeto do Reator	10
	Proteção Inerente do Reator	11
	Supressão de oscilações de potência do reator	12
	Instrumentação e Controle	13
	Limite de Pressão do Refrigerante do Reator	14
	Projeto do Sistema de Resfriamento do Reator	15
	Projeto da Contenção	16
	Sistema de Potência Elétrica	17
	Inspeção e Testes do Sistema de Potência Elétrica	18
	Sala de Controle	19
	Funções dos Sistemas de Proteção	20
III. Sistemas de Controle de Proteção e Reatividade	Confiabilidade e Testabilidade do Sistema de Proteção	21
	Independência do Sistema de Proteção	22
	Modos de falha do sistema de proteção	23
	Separação de Sistemas de Proteção e Controle	24
	Requisitos do sistema de proteção para falhas de controle de reatividade	25
	Redundância e Capacidade do Sistema de Controle de Reatividade	26
	Capacidades Combinadas de Sistemas de Controle de Reatividade	27
	Limites de Reatividade	28
	Proteção contra Ocorrências Operacionais Previstas	29

(continua)

Tabela A. 1 - Critérios Gerais de Projeto - continuação

Grupo	Critério	Número
IV. Sistemas fluidos	Qualidade do Limite da Pressão do Refrigerante do Reator	30
	Prevenção de Fratura do Limite de Pressão do Refrigerante do Reator	31
	Inspeção do Limite de Pressão do Refrigerante do Reator	32
	Refrigerante do Reator <i>Makeup</i>	33
	Remoção de Calor Residual	34
	Resfriamento de Emergência do Núcleo	35
	Inspeção do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo	36
	Teste do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo	37
	Remoção de Calor da Contenção	38
	Inspeção do Sistema de Remoção de Calor da Contenção	39
	Teste do Sistema de Remoção de Calor da Contenção	40
	Limpeza da atmosfera da contenção	41
	Inspeção dos Sistemas de Limpeza da Atmosfera da Contenção	42
	Teste dos Sistemas de Limpeza da Atmosfera da Contenção	43
	Água de Resfriamento	44
	Inspeção do Sistema de Água de Resfriamento	45
	Teste do Sistema de Água de Resfriamento	46
V. Contenção do Reator	Bases de Projeto da Contenção	50
	Prevenção da Fratura do Limite de Pressão da Contenção	51
	Capacidade para Testes de Taxa de Vazamento da Contenção	52
	Provisões para Testes e Inspeção da Contenção	53
	Sistemas de Penetração da Contenção	54
	Limite de Pressão do Refrigerante do Reator na Penetração da Contenção	55
	Isolação Primária da Contenção	56
	Válvulas de Isolamento de Sistemas Fechados	57
VI. Controle de Combustível e Radioatividade	Controle de Liberações de Materiais Radioativos ao Meio Ambiente	60
	Armazenamento e Manuseio de Combustível e Controle de Radioatividade	61
	Prevenção da Criticalidade no Armazenamento e Manuseio de Combustível	62
	Monitoramento de Armazenamento de Combustível e Resíduos	63
	Monitoramento de Liberações Radioativas	64

Fonte: autora da tese.

APÊNDICE B – Tópicos BEPU

Neste Apêndice são apresentados os tópicos BEPU de maneira mais completa, englobando também a relação de cada item com os demais itens e capítulos do RFAS, os GDCs aplicáveis e a lei da 10 *Code Federal Regulation* correspondente.

Tabela B. 1 – Tópicos BEPU e itens relacionados

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
2 - Características do Sítio	Determinação de acidentes básicos de projeto	2.2.3.1		3.5, 6.4, 9.2.5	10 CFR Parte 100
	Condições meteorológicas regionais para bases de projeto e operação	2.3.1.2		3	
	Estimativas de dispersão atmosférica em curto prazo para liberação radioativa em caso de acidentes	2.3.4.2	19	6.4, 15	Apêndice I do 10 CFR Parte 50
	Estimativas de dispersão atmosférica em longo prazo para liberação de rotina	2.3.5.2		11.3	Apêndice I dos 10 CFR Parte 50
	Engenharia Hidrológica	2.4	2	3.4, 13.5, 9.2.5, 11.2.3	
	Análise probabilística de risco sísmico e controle de terremoto	2.5.2.4	2	3.7.1, 17, 19	
	Características de transmissão de ondas sísmicas no sítio	2.5.2.5	2	3.7.1, 17, 19	
	Espectro de resposta ao movimento de solo	2.5.2.6	2	3.7.1, 17, 19	
	Potencial de liquefação	2.5.4.8	1, 2, 44	3, 17, 19	

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
3 - Projeto de Estruturas, Sistemas, Componentes e Equipamentos	Carregamentos de ventos	3.3.1	2	2.3.1, 2.3.2	10 CFR 50 Apêndice A
	Projeto de nível de água (inundação) - Procedimentos de Análise	3.4.2	2	2.4, 2.5, 2.4.3, 2.4.12, 14.3	10 CFR 50 Apêndice A
	Proteção contra mísseis - Riscos de aeronaves	3.5.1.6	3,4	2.2, 9.5.1.1, 14.3	10 CFR 50.34(a)/ 10 CFR 52.79
	Estruturas, sistemas e componentes a serem protegidos de mísseis gerados externamente	3.5.2	2,4	14.3	10 CFR 52.47, 10 CFR 52.80
	Procedimentos de projeto da barreira	3.5.3	2,4	14.3	10 CFR 52.47, 10 CFR 52.80
	Proteção contra falhas postuladas da tubulação em sistemas fluidos fora da contenção	3.6.1	2,4	3.2.1, 3.2.2, 3.8.4, 3.6.2, 3.4.1, 3.11, 3.6.3, 6.2.1, 6.6	
	Critérios usados para definir o local e a configuração de quebra	3.6.2.1	4	14.3, 5.2.4, 6.6, 6.3, 6.2.4	10 CFR 52.47, 10 CFR 52.80
	Métodos analíticos para definir funções de força e modelos de resposta	3.6.2.3	4	14.3, 5.2.4, 6.6, 6.3, 6.2.4	10 CFR 52.47, 10 CFR 52.80
	Métodos de análise dinâmica para verificar integridade e operabilidade	3.6.2.4	4	14.3, 5.2.4, 6.6, 6.3, 6.2.4	10 CFR 52.47, 10 CFR 52.80
	Procedimentos de avaliação de vazamento antes da ruptura (<i>leak - before-break</i>)	3.6.3	4	14.3, 5.2.5	

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
3 - Projeto de Estruturas, Sistemas, Componentes e Equipamentos	Espectros de resposta ao movimento em terra	3.7.1.1.1	2	2.5.3, 2.5.4, 14.3	10 CFR 52.47, 10 CFR 52.79, 10 CFR 52.80
	Métodos de análise sísmica	3.7.2.1	2	2.5, 19	10 CFR 52.47, 10 CFR 52.80
	Análise de subsistema sísmico	3.7.3	2	14.3, 2.5.3, 2.5.4, 19	10 CFR 52.47, 10 CFR 52.79
	Cargas e combinações de carga	3.8.1.3	1,2,4,16,50	6.2.1, 17, 19	10 CFR 50.34(f)(3), 10 CFR 50.55a, 50.44, 50.47, 50.80
	Critérios de aceitação estruturais	3.8.1.5	1,2,4,16,50	6.2.1, 17, 19	10 CFR 50.34(f)(3), 10 CFR 50.55a, 50.44, 50.47, 50.80
	Transientes de projeto	3.9.1.1	1,2,14,15	15.0, 6.1.1	10 CFR 52.47, 10 CFR 52.80
	Teste de qualificação sísmica	3.9.2.2.1	1,2,4,14,15	14.3	10 CFR 50.55a
	Métodos de análise do sistema sísmico	3.9.2.2.2	1,2,4,14,15		10 CFR 50.55a
	Resultados de teste e análise	3.9.2.2.14	1,2,4,14,15		10 CFR 50.55a
	Análise de resposta dinâmica de internos do reator sob transientes de fluxo operacional e condições de estado estacionário	3.9.2.3	1,2,4,14,15		10 CFR 50.55a

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
3 - Projeto de Estruturas, Sistemas, Componentes e Equipamentos	Análise dinâmica do sistema dos internos do reator sob condição de falha	3.9.2.5	1,2,4,14,15		10 CFR 50.55a
	Combinações de carregamento, transientes operacionais do sistema e limites de estresse	3.9.3.1	1,2,4,14,15	5.2.2, 5.4.7, 6.3	10 CFR 50.55a, 52.47, 52.80
	Projeto e instalação de dispositivos de alívio de pressão	3.9.3.2	1,2,4,14,15	5.2.2, 5.4.7, 6.3	10 CFR 50.55a, 52.47, 52.80
	Internos do vaso de pressão do Reator – Bases de projeto	3.9.5.3	1,2,4,10	4.2, 4.5.2	10 CFR 50.55a
	Qualificação ambiental de equipamentos mecânicos e elétricos - Perda de ventilação	3.11.4	1,2,4,23	6.2.1 ao 6.2.6, 5.4.6, 5.4.7, 6.3, 7, 8, 6.5.2, 9.4.5	10 CFR 50.49
	Estimativa química e radiação ambiental	3.11.5	1,2,4,23	15.0.3, 13.4	10 CFR 50.67
	Método de análise inelástica	3.12.3.5	1,2,4,14,15	5.2.1, 5.2.2, 5.4.7, 6.3, 6.1.1, 6.2.1.2, 10.3	10 CFR 50.55a, 52.47, 52.80
	Técnica de modelagem de tubulações - Modelo de tubulação dinâmica	3.12.4.2	1,2,4,14,15	5.2.1, 5.2.2, 5.4.7, 6.3, 6.1.1, 6.2.1.2, 10.3	10 CFR 50.55a, 52.47, 52.80
	Estratificação térmica	3.12.5.10	1,2,4,14,15	5.2.1, 5.2.2, 5.4.7, 6.3, 6.1.1, 6.2.1.2, 10.3	10 CFR 50.55a, 52.47, 52.80

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
4 - Reator	Projeto do sistema do combustível - Bases de projeto	4.2.1	10,27,35	6.3	
	Projeto do sistema do combustível - Avaliação do projeto	4.2.3	10,27,35	15	10 CFR 50.46, 10 CFR 50.34, and 10 CFR 50.67
	Plano de teste e inspeção	4.2.4	10,27,35		
	Projeto do núcleo - Bases de projeto	4.3.1	10,11,12,13,20, 25,26,27,28		
	Projeto do núcleo - Distribuição de potência	4.3.2.2	10,11,12,13,20, 25,26,27,28		
	Projeto do núcleo - Irradiação do vaso	4.3.2.8	10,11,12,13,20, 25,26,27,28	9.3.5, 15.8	
	Projeto termo-hidráulico - Bases de projeto	4.4.1	10,12		10 CFR 50.47, 10 CFR 50.80
	Projeto termo-hidráulico - Taxa de geração de calor linear	4.4.2.3	10,12		10 CFR 50.47, 10 CFR 50.80
	Projeto termo-hidráulico - Quedas de pressão do núcleo e cargas hidráulicas	4.4.2.6	10,12	15	10 CFR 50.47, 10 CFR 50.80
	Projeto termo-hidráulico - Efeitos térmicos de transientes operacionais	4.4.2.8	10,12	15	10 CFR 50.47, 10 CFR 50.80
	Projeto termo-hidráulico - Incertezas nas estimativas	4.4.2.9	10,12		10 CFR 50.47, 10 CFR 50.80
	Hidráulica nuclear	4.4.4.2	10,12		10 CFR 50.47, 10 CFR 50.80
	Avaliações de desempenho combinado	4.6.5	4,23,25,26, 27,28,29	7, 15, 9.3.5, 6.3	10 CFR 50.62, 10 CFR 50.47

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
5 - Sistema de Refrigeração do Reator e Sistemas Conectados	Conformidade com os casos de códigos aplicáveis	5.2.1.2	1	3.8.1, 3.8.3, 3.8.5, 3.9.6, 3.12, 3.13,	10 CFR 50.55a, 10 CFR 50.47, 10 CFR 50.80
	Avaliação de projeto	5.2.2.2	1,15,30,31	3.2.1, 3.2.2, 3.9.6, 3.10, 3.11, 3.12, 6.2.1.1, 6.3, 7.6, 14.2, 14.3, 16, 17.5	10 CFR 50.34(f)(2)(x) e 10 CFR 50.34(f)(2)(xi), 10 CFR 52.47(a)(8), 10 CFR 52.79(a)(17), 10 CFR 52.47(b)(1), 10 CFR 52.47(b)(1)
	Detecção de vazamento de limite de pressão do refrigerante do reator	5.2.5	2,30	3.2, 3.9.1 ao 3.9.3, 3.10, 3.11, 6.2.4, 6.6, 7.5, 8.3,16,17	10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Resistência à fratura	5.3.1.5	1,4,14,30,31,32	4.3, 17, 13.4	Apêndice G do 10 CFR Parte 50
	Choque térmico pressurizado	5.3.2.3	1,14,31,32	4.3	10 CFR 50.61
	Integridade do vaso reator - Condições de operação	5.3.3.6	1,4,14,30,31,32	17, 13.4	10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Bombas de refrigeração do reator	5.4.1	1,4,10		Apêndice A do 10 CFR Part 50, 10 CFR 50.2, 10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Geradores de vapor	5.4.2	1,4,14,15,30,31,32		
	Sistema de remoção do calor residual	5.4.7	2,4,5,19,34	3.12, 9.3.4, 10.3, 10.4.9, 6.8, 9.2.1, 9.2.2, 6.2.2, 6.2.4, 14.3, 16, 17	10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Tanque de alívio do pressurizador	5.4.11	2,4	6.6, 3.9.1 ao 3.9.3, 3.2.1, 3.2.2, 9.5.1, 16, 17	10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
6 - Características de Engenharia de Segurança	Composição e compatibilidade de refrigerantes e sprays de contenção	6.1.1.2	1,4,14,31,35,41	9.3.4, 3.9.3	10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Projeto da contenção	6.2.1	4,13,16,38,39,40,50,64	1.5, 7	Apêndice A do 10 CFR Parte 50/10 CFR 50.46
	Subcompartimentos da contenção	6.2.1.2	4,50		
	Análises de liberação de massa e energia para acidentes postulados de perda de refrigerante	6.2.1.3	50		
	Análise de pressão mínima da contenção para estudos do desempenho do sistema de resfriamento de emergência do núcleo	6.2.1.5			
	Sistemas de remoção de calor de contenção	6.2.2	38,39,40	9.2.2, 9.2.3, 7.3, 3.11, 3.2.1, 3.2.2, 16	10 CFR 50.46(b)(5)
	Controle de gás combustível na contenção	6.2.5	5,41,42,43	3.2.1, 3.2.2, 7.5, 12.3, 16	10 CFR Parte 50, § 50.44, 10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Sistema de resfriamento de emergência do núcleo	6.3	2,4,5,17,27,35,36,37	3.12, 15.6.5, 19, 3.6.1, 3.11, 9.2.1, 9.2.2, 9.2.5, 9.2.6, 9.3.1, 7.3, 6.2.2, 6.2.4, 8.1, 8.2, 8.3.1, 8.3.2, 5.3.2, 5.3.3, 14.2, 13.5.1, 17.5, 12.1 ao 12.5, 16	10 CFR 50.34(f)/ 10 CFR 50.46, 10 CFR 50.63
	Projeto de blindagem	6.4.2.5	4,5,19	15.6.5, 12.1 ao 12.5	
	Sistemas de remoção e controle de produtos de fissão	6.5	19,41,42,43,61, 64	7, 15	10 CFR 50.55a(h)/ 10 CFR Parte 52

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
7 - Instrumentação e Controle	Identificação de sistemas relacionados à segurança	7.1.1			10 CFR 50.55a, 10 CFR 52.47(b) 55.80 (a)
	Identificação de critérios de segurança	7.1.2			10 CFR 50.55a(h)/ 10 CFR 50.34 (h)
	Sistema de <i>Trip</i> do reator - Análise	7.2.2	2,4,1013,15,19, 20,21,22,23,24, 25,29		10 CFR 50.55a(a)(h), 10 CFR 50.34(f)
	Sistemas de informação importantes para a segurança - Análise	7.5.2	2,4,13,19,24		10 CFR 50.34
	Sistemas de controle não necessários para segurança	7.7	1,10,13,15,19,2 4,28,29,44		10 CFR 50.55a(a)(h), 10 CFR 50.34(f)
	Instrumentação diversa e sistemas de controle - Análise	7.8.2	1,13,19,24	15	10 CFR 50.62
	Guia de aplicação de sistemas de controle e instrumentação digital	7-A			
	Conformidade com a IEEE Std 603	7-B		15, 18	Apêndice B do 10 CFR Parte 50
	Conformidade com a IEEE Std 7-4.3.2	7-C			Apêndice B do 10 CFR Parte 50

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
8 - Energia Elétrica	Sistema externo de energia – Descrição	8.2.1	2,4,5,17,18,33,34,35,38,41,44	4.6, 5.4.6, 5.4.7, 5.4.12, 6.3, 9.3.5, 6.5.1, 6.7, 9.1.3, 9.1.4, 9.2.1, 9.2.2, 9.2.4, 9.2.5, 9.2.6, 9.3.1, 9.3.3, 9.4.1 ao 9.4.5, 9.5.1, 10.4.5, 10.4.7, 10.4.9, 7.2 ao 7.7, 14.2, 13.5	Apêndice A do 10 CFR Parte 50, 10 CFR 50.65, 10 CFR 50.63, 10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Sistema interno de energia – Análise	8.3.1.2	2,4,5,17,18,50	3.11, 9.4.1 ao 9.4.5, 3.4.1, 3.5.1.1, 3.5.2, 3.6.3, 6.5.1, 6.7, 9.1.3, 9.1.4, 9.2.1, 9.2.2, 9.2.4, 9.2.5, 9.2.6, 9.3.1, 9.3.3, 10.4.5, 10.4.7, 10.4.9, 5.4.8, 9.2.3, 9.3.2, 9.3.4, 4.6, 5.4.6, 5.4.7, 5.4.12, 6.3, 7.5, 7.6, 14.2	10 CFR 50.65 (a), 10 CFR 50.55a(h), 10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	<i>Station blackout</i> - Análise	8.4.2	17,18	4.6, 5.4.6, 5.4.7, 5.4.12, 6.3, 9.3.5, 6.5.1, 6.7, 9.1.3, 9.1.4, 9.2.1, 9.2.2, 9.2.4, 9.2.5, 9.2.6, 9.3.1, 9.3.3, 9.4.1 ao 9.4.5, 9.5.1, 10.4.5, 10.4.7, 10.4.9, 7.2, 16, 6.2.2 ao 6.2.5	10 CFR 50.63, 10 CFR 50.65(a), 10 CFR 52.47(b) 10 CFR 52.80 (a)

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
9 - Sistemas Auxiliares	Criticalidade de segurança no armazenamento e manuseio de combustível novo e usado - Avaliação de segurança	9.1.1.3	62	3.2.1, 3.8.4, 12.3, 12.4	10 CFR 50.68(a), 10 CFR 70.24, 10 CFR 52.47(b) 10 CFR 52.80 (a)
	Armazenamento de Combustível Novo e Usado - Avaliação de segurança	9.1.2.3	2,4,5,61,63	3.10, 3.11, 3.2.1, 3.2.2, 3.4.1, 3.5.1, 3.5.2, 6.6, 12.3, 12.4, 16, 17	10 CFR 20.1101(b), 10 CFR 50.68, 10 CFR 52.47 (b), 10 CFR 52.80 (a)
	Sistema de manuseio de carga pesada - Avaliação de segurança	9.1.5.3	1,2,4,5	3.2, 3.7.1 ao 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 3.9.1 ao 3.9.3, 3.10, 17.5	10 CFR 52.47(b) 10 CFR 52.80 (a)
	Dissipador de calor final - Bases de projeto	9.2.5.1	2,5,44,45,46	2.4, 3.2, 3.3, 3.4.2, 3.5.3, 3.7.1 ao 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 3.4.1, 3.5.1.1, 3.5.2, 3.6.1, 6.3, 7.1, 8.3.1, 16, 17	10 CFR 52.47(b) 10 CFR 52.80 (a)
	Sistema químico e controle de volume (incluindo o sistema de recuperação de boro) (PWR)- Avaliação de segurança	9.3.4.3	1,2,5,14,29,33,35,60,61	3.4.1, 3.5, 3.6.1, 3.11, 3.12, 4.3, 6.3, 15.6, 15.4.6, 12.1, 12.3, 7.1, 7.6, 8.4, 3.3, 3.4.2, 3.5.3, 3.7, 3.8, 5.2.4, 6.6, 3.2, 3.9, 3.10, 6.2.4,11	10 CFR 50.34(f), 10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Sistema de controle de líquido em espera (BWR) - Avaliação de segurança	9.3.5.3	2,4,5,26,27	3.2, 3.12, 3.3, 3.5.3, 3.7, 3.8.4, 3.4.1, 3.5, 3.6.1, 3.9, 3.10, 3.11, 4.3, 4.4, 4.6, 5.2.3, 6.6, 7.1, 7.8, 8.1, 15.8	10 CFR 50.62(c)(4), 10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
10 - Sistema de Vapor e Conversão de Energia	Sistema principal de fornecimento de vapor - Avaliação	10.3.3	2,4,5,34	3.6, 3.2.1, 3.2.2, 3.3.1, 3.3.2, 3.5.3, 3.7.1 ao 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 3.4.1, 3.5.1.1, 3.5.1.2, 3.5.2, 3.6.1, 3.9.1 ao 3.9.3, 3.9.6, 3.10, 3.11, 5.2.2, 5.2.3, 10.3.6, 5.4.7, 6.2.4, 6.2.6, 6.7, 7.1, 7.4, 7.5, 7.7, 8.3.1, 8.4, 9.5.1, 10.2, 14.2, 16, 17	10 CFR 50.63, 10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Outras características do sistema de conversão de vapor e energia - Condensadores principais	10.4.1	60	11.5, 3.2.1, 3.2.2, 3.4.1, 3.7.2, 9.3.2, 9.5.1, 16, 17	Apêndice B do 10 CFR Parte 20, 10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Sistema de evacuação do condensador - Principal	10.4.2	60	11.3, 11.5, 3.2.1, 3.2.2, 17	10 CFR 50.55a, 10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Sistemas de condensação e alimentação	10.4.7	2,4,5,44,45,46	3.4.1, 3.5.1.1, 3.5.1.4, 3.5.2, 3.6.1, 9.5.1, 3.11, 10.4.9, 15.1.1 ao 15.1.4, 15.2.7, 5.4.6, 8.3.1, 3.3.1, 3.3.2, 3.5.3, 3.7.1 ao 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 3.9.1 ao 3.9.3, 3.2.1, 3.9.6, 6.6, 10.3.6, 16, 17, 3.10, 7.7	10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
10 - Sistema de Vapor e Conversão de Energia	Sistema de purga do gerador de vapor (PWR)- Avaliação de segurança	10.4.8.3	1,2,13,14	9.3.2, 10.3.6, 3.2.1, 3.2.2, 3.3.1, 3.3.2, 3.5.3, 3.7.1, 3.7.2, 3.7.3, 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 11.2 ao 11.5, 3.6.1, 3.5.1.1, 3.5.1.2, 6.2.4, 17	10 CFR 52.47(b), 10 CFR 52.80(a)
	Sistema auxiliar de alimentação de água (PWR) - Bases de projeto	10.4.9.1	2,4,519,34,44,45,46	3.3.1, 3.3.2, 3.5.3, 3.7.1 ao 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 3.5.1.1, 3.5.1.3, 3.5.1.4, 3.5.2, 3.6.1, 3.9.1 ao 3.9.4, 3.9.6, 3.10, 3.11, 6.6, 7.1, 7.3 ao 7.5, 7.8, 8.3, 9.5.1, 15.8, 6.1.1, 16, 17	10 CFR 50.34(f)(1)/50.62(c)(1)/ 50.63
	Sistema auxiliar de alimentação de água (PWR) - Avaliação de segurança	10.4.9.3	2,4,519,34,44,45,46	3.3.1, 3.3.2, 3.5.3, 3.7.1 ao 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 3.5.1.1, 3.5.1.3, 3.5.1.4, 3.5.2, 3.6.1, 3.9.1 ao 3.9.4, 3.9.6, 3.10, 3.11, 6.6, 7.1, 7.3 ao 7.5, 7.8, 8.3, 9.5.1, 15.8, 6.1.1, 16, 17	10 CFR 50.63

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
11 - Gestão de rejeitos radioativos	Termo fontes	11.1	60,61	11.2, 11.3, 11.5	10 CFR 20.1301/ 1302/ Apêndice I Parte 50
	Sistemas de gerenciamento de resíduos líquidos - Bases de projeto	11.2.1	2,3,60,61	3.3.1, 3.3.2, 3.4.2, 3.5.3, 3.7.1 ao 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 9.3.2, 9.4.1 ao 9.4.5, 9.2.4	Apêndice B do 10 CFR Parte 20, 10 CFR 20.1406
	Sistemas de gestão de resíduos gasosos - Liberação de efluentes radioativos	11.3.3	2,3,60,61	3.3.1, 3.3.2, 3.4.2, 3.5.3, 3.7.1 ao 3.7.4, 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 9.5.1, 3.2.1, 3.2.2, 16, 17.5, 9.3.2, 9.2.4, 9.4	Apêndice B do 10 CFR Parte 20/ 10 CFR 20.1302, 10 CFR 20.1406
	Monitoramento radiológico de efluentes e sistemas de amostragem	11.5	2,19,60,61,63,64	9.3.2, 7.5, 13.3, 12.3, 12.4, 16, 2.3.5, 11.2, 11.4, 3.3.1, 3.3.2, 3.4.2, 3.5.3, 3.7.1 ao 3.7.4, 3.8.4, 3.8.5, 3.2.1, 3.2.2, 9.2.4, 13.4	10 CFR Parte 20/ 10 CFR Parte 50/ 50.34/ 50.36, 10 CFR 20.1302, 10 CFR 20.1301
12 - Proteção Radiológica	Assegurando que as Exposições de Radiação Ocupacional são Tão Baixas Quanto Razoavelmente Exequível (ALARA)	12.1			10 CFR Parte 20, 10 CFR 20.1406
	Fontes de radiação	12.2	4,19,61	3.11, 4.2, 4.5.1, 4.5.2, 5.2.3, 5.3.1, 5.4, 5.4.7, 5.4.13, 6.5.1, 9.1.2, 9.1.3, 9.2.2, 9.2.6, 9.3.2, 9.3.4, 9.4.1, 9.4.2, 9.4.3, 10.4.6, 10.4.8, 11, 16	10 CFR 20.1101, 10 CFR 20.1201, 10 CFR 20.1202, 1203, 1204, 106, 10 CFR 20.120

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
12 - Proteção Radiológica	Características de projeto para proteção contra radiação	12.3	4,14,19,30,61,63	3.8.3, 3.8.4, 3.11, 4.2, 4.5.1, 4.5.2, 5.2.3, 5.2.4, 5.2.5, 5.3.1, 5.4, 5.4.2.1, 5.4.7, 5.4.13, 6.1.1, 6.2.1, 6.2.2, 6.4, 6.5.3, 6.6, 7.1, 7.3, 7.5, 9.1.1, 9.1.3, 9.1.4, 9.2.2, 9.2.4, 9.2.6, 9.3.1, 9.3.2, 9.3.3, 9.3.4, 9.4.1, 9.4.2, 9.4.3, 9.5.2, 9.5.3, 10.4.6, 10.4.8, 11, 14, 16	10 CFR 50.34(f)(2), 10 CFR 20.1101(b), 10 CFR 20.1201, 10 CFR 20.1202, 10 CFR 20.1203, 10 CFR 20.1204, 10 CFR 20.1701, 10 CFR 20.1702
	Avaliação de dose	12.3.5	4,14,19,30,61,63		10 CFR 50.34(f)(2)
13 - Condução da Operação	Plano de Emergência	13.3		2.1.1, 2.1.2, 2.1.3, 2.4.13, 2.3.1 ao 2.3.5, 6.4, 7.5, 9.5.2, 9.3.2, 12.2, 12.4, 18	10 CFR 52.77/ 10 CFR 52.79/ 10 CFR 52.80/10 CFR 50.47
14 - Programas de Verificação	Programa inicial de testes da planta - Revisão, avaliação e aprovação dos resultados dos testes	14.2.5			10 CFR 50.34(b)(6)(iii), 10 CFR 30.53(c), 10 CFR 52.47(b)(1), 10 CFR 52.79(a)(28), 10 CFR 52.80(a)

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
15 - Análise de Acidentes e Transientes	Análise das consequências radiológicas usando termo fonte alternativos	15.0.1	19		10 CFR 52.80
	Revisão dos métodos de análise de acidentes e transientes	15.0.2			10 CFR 50.34
	Análise das consequências radiológicas dos acidentes básicos de projeto para LWR	15.0.3	19	2.3.4, 11.1, 6.4, 13.3, 6.5.1, 6.5.2, 6.5.3, 6.5.4, 6.5.5	10 CFR 50.46, Seção 50.34(a)(1)
	Diminuição da temperatura da água de alimentação	15.1.1	10,13,15,20,26	7.2 ao 7.5, 16	10 CFR 50.49
	Aumento da vazão da água de alimentação	15.1.2	10,13,15,20,26	7.2 ao 7.5, 16	Apêndice A do 10 CFR Part 50
	Aumento da vazão de vapor	15.1.3	10,13,15,20,26	7.2 ao 7.5, 16	
	Abertura inadvertida da válvula de alívio do gerador de vapor ou válvula de segurança	15.1.4	10,13,15,20,26	7.2 ao 7.5, 16	
	Falhas na tubulação do sistema de vapor dentro e fora da contenção (PWR)	15.1.5	13,17,27,28,31, 35	4.2, 4.3, 4.4, 10.4.9, 3.6.2, 3.9.1 ao 3.9.3, 5.2.3, 5.3.1, 6.2.1, 6.2.1.3, 7.1 ao 7.7,	10 CFR 50.34(f)

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
15 - Análise de Acidentes e Transientes	Consequências radiológicas de falhas na linha principal de vapor fora da contenção em um reator PWR	15.1.5 A			10 CFR Parte 100
	Perda de carregamento externo	15.2.1	10,13,15,17,26	7.2 ao 7.5, 16.0	
	<i>Trip</i> da turbina	15.2.2	10,13,15,17,26	7.2 ao 7.5, 16.0	
	Perda de vácuo do condensador	15.2.3	10,13,15,17,26	7.2 ao 7.5, 16.0	
	Fechamento da válvula de isolamento principal do vapor (BWR)	15.2.4	10,13,15,17,26	7.2 ao 7.5, 16.0	
	Falha do regulador de pressão de vapor	15.2.5	10,13,15,17,26	7.2 ao 7.5, 16.0	10 CFR Parte 52
	Perda de energia dos sistemas auxiliares	15.2.6	10,13,15,26	7, 16.0, 10.4.9, 4.2, 4.3, 4.4	
	Perda da vazão normal de água de alimentação	15.2.7	10,13,15,17,26	4.2, 4.3, 4.4, 16.0, 10.4.9, 7.2 ao 7.5	10 CFR 50.34(f)(2)(xii)
	Quebra da tubulação do sistema de alimentação de água dentro ou fora da contenção (PWR)	15.2.8	13,17,27,28,31, 35	3.6.2, 3.9.1 ao 3.9.3, 4.2, 4.3, 4.4, 5.2.3, 5.3.1, 6.2.1, 6.2.1.3, 7.1 ao 7.7, 10.4.9	10 CFR Parte 100

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
15 - Análise de Acidentes e Transientes	Perda da vazão forçada do refrigerante do reator, incluindo o <i>trip</i> do motor da bomba	15.3.1	10,13,15,17,20, 26	7.2 ao 7.5, 4.4, 14.2	
	Mau funcionamento do controlador de vazão	15.3.2	10,13,15,17,20, 26	7.2 ao 7.5, 4.4, 14.2	
	Captura do rotor da bomba de refrigeração do reator	15.3.3	17,27,28,31	7.2 ao 7.5, 5.2.3, 5.3.1, 9.2.2	10 CFR Parte 100
	Ruptura do eixo da bomba de refrigeração do reator	15.3.4	17,27,28,31	7.2 ao 7.5, 5.2.3, 5.3.1, 9.2.2	10 CFR Parte 100
	Retirada descontrolada da barra de controle de uma condição inicial subcrítica ou de baixa potência	15.4.1	10,17,20,25	4.3	
	Retirada descontrolada da barra de controle	15.4.2	10,13,17,20,25	4.2, 4.3, 4.4	
	Falha de operação das barras de controle (Falha no sistema ou erro do operador)	15.4.3	10,13,20,25	4.2, 4.3, 4.4, 7.2, 7.7	
	Inicialização de um <i>loop</i> inativo ou <i>loop</i> de recirculação em uma temperatura incorreta	15.4.4	10,13,15,20,26, 28	4.2, 4.3, 4.4, 7.2 ao 7.5	
	Mau funcionamento do controlador de vazão causando um aumento na taxa de vazão do núcleo BWR	15.4.5	10,13,15,20,26, 28	4.2, 4.3, 4.4, 7.2 ao 7.5	

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
15 - Análise de Acidentes e Transientes	Diminuição inadvertida da concentração de boro no refrigerante do reator (PWR)	15.4.6	10,13,15,26	4.2, 4.3, 4.4, 6.3, 7.2 ao 7.7, 9.3.4	
	Carregamento inadvertido e operação de montagem de combustível em uma posição imprópria	15.4.7	13		
	Espectro de acidentes de ejeção das barras de controle (PWR)	15.4.8	13,28	4.3, 4.4, 7.2, 7.3	10 CFR 100.11, 10 CFR 50.67
	Consequências radiológicas de um acidente de ejeção das barras de controle (PWR)	15.4.8 A			10 CFR Parte 100
	Espectro de acidentes de queda das barras de controle em um BWR	15.4.9	13,28	4.3, 4.4, 7.2, 7.3	10 CFR 100.11, 10 CFR 50.67
	Consequências radiológicas de um acidente de queda das barras de controle	15.4.9 A		2.1.1, 2.1.2, 2.1.3	10 CFR Parte 100
	Operação inadvertida do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo	15.5.1	10,13,15,26	15.0, 15.03	
	Defeito no Sistema Químico e de Volume que aumenta o inventário de refrigerante no reator	15.5.2	10,13,15,26	15.0, 15.03	

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
15- Análise de Acidentes e Transientes	Abertura inadvertida da válvula de alívio de pressão do pressurizador do PWR ou válvula de alívio de pressão do BWR	15.6.1	10,13,15,26	7, 8, 18	10 CFR 52.47(a) e 52.79(a),
	Consequências radiológicas de falha de pequenas linhas de refrigerante primário fora da contenção	15.6.2	55	2.3.4	10 CFR Parte 100, §100.11
	Consequências radiológicas de falha do tubo do gerador de vapor (PWR)	15.6.3			10 CFR Parte 100, §100.11
	Consequências radiológicas de falha da linha de vapor principal fora da contenção (BWR)	15.6.4		2.3.4	10 CFR Parte 100, §100.11
	LOCAs resultantes de acidentes postulados de quebra de tubulação dentro do limite de pressão do refrigerante do reator	15.6.5	13,35	4.2, 6.2.1, 7.2, 7.3, 8.3.1, 8.3.2, 9.2.2, 3.6.2, 3.9.2, 3.9.3, 3.9.4, 3.9.5, 13.5.2.1	10 CFR 50.46, 10 CFR 100, 10 CFR 50.67
	Consequências radiológicas de um LOCA incluindo contribuição de vazamento da contenção.	15.6.5 A		2.3.4, 6.5.2	10 CFR Parte 100, §100.11
	Incluindo vazamento dos componentes de segurança fora da contenção	15.6.5 B		2.3.4	10 CFR Parte 100, §100.11
	Incluindo vazamento do Sistema de Controle de Vazamento da Válvula de Isolamento de Vapor Principal	15.6.5 D		6.5.3	10 CFR Parte 100, §100.11

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
15- Análise de Acidentes e Transientes	Liberações radioativas postuladas devido a falhas no tanque contendo líquido	15.7.3		2.4.12, 16	10 CFR Parte 20
	Consequências radiológicas de acidentes de manuseio de combustível	15.7.4		2.3.4, 6.5.1, 9.4.1, 9.4.2	10 CFR Parte 100, §100.11
	Acidentes de queda de combustível usado	15.7.5		2.3.4, 9.4.1	10 CFR Parte 100, §100.11
	Transientes Antecipados sem <i>SCRAM</i>	15.8	12,14,16,35,38, 50	4.3, 9.3.5, 7.1, 7.2,7.8	10 CFR 50.62, 10 CFR 50.46
	Estabilidade do núcleo do BWR	15.9	10,12,13,20,29	7.0-A, 7.2	
16- Especificações Técnicas	Aplicabilidade das Condições Limites para Operação (LCO)	16.3			10 CFR 50.36
	Condições Limite para Operação	16.3.5		4, 5, 7, 8, 10, 15	
17 - Garantia de Qualidade e de Confiabilidade	Escopo, etapas e objetivos do programa de garantia de confiabilidade	17.4.2			10 CFR 52.47
	Implementação do programa de garantia de confiabilidade	17.4.3		19.0, 19.3, 14.3	10 CFR 52.80
	Descrição do Programa de Garantia da Qualidade	17.5	1	3.2.1, 4.5.1, 5.4.12, 13.4	Apêndice B do 10 CFR Part 50, 10 CFR 52.79
	Regra de manutenção	17.6		13.4	10 CFR 50.65

(continua)

Tabela B.1 – Tópicos BEPU e itens relacionados – continuação

Capítulo	Item	Número	GDC aplicável	Capítulos/itens relacionados	10 CFR relacionada
18 - Engenharia de Fatores Humanos	Análise de tarefas	18.4		6.3, 7, 13.1.1, 13.1.2, 13.1.3, 13.2.1, 13.2.2, 13.5.1.1, 13.5.1.2, 13.5.2.1, 13.5.2.2, 13.6.1, 13.6.2, 14.3.9, 15, 19	10 CFR 50.34, 10 CFR 50.54, 10 CFR 50.120, 10 CFR 52.47, 10 CFR 52.79, 10 CFR 52.80
	Análise de confiabilidade humana	18.6			
	Desenvolvimento de procedimentos	18.8		13.5	10 CFR 50.34(f)(2)(ii)
	Verificação e Validação	18.10			
19 - Avaliação Probabilística de Riscos e Análise de Acidentes Severos	Usos da APS e Análise de acidentes severos (na condição estendida de projeto)	19.2			10 CFR Parte 50

Fonte: autora da tese.