INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

DANIEL CORRÊA DE GUAMÁ

ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA E OS GUIAS DE GERENCIAMENTO DE ACIDENTES SEVEROS – UM ESTUDO DE CASO PARA UMA USINA SIMILAR À ANGRA 1

Rio de Janeiro

2017

DANIEL CORRÊA DE GUAMÁ

ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA E OS GUIAS DE GERENCIAMENTO DE ACIDENTES SEVEROS – UM ESTUDO DE CASO PARA UMA USINA SIMILAR À ANGRA 1

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Energia Nuclear como parte dos requisitos necessários para a obtenção do Grau de Mestre em Ciências em Engenharia Nuclear - Profissional em Engenharia de Reatores

Orientadores: Prof. Dr. Celso Marcelo Franklin Lapa

Dr. Edmundo Selvatici

Rio de Janeiro

2017

CORR Corrêa de Guamá, Daniel

Análise Probabilística de Segurança e os Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos – Um Estudo de Caso Para uma Usina Similar à Angra 1 / Daniel Corrêa de Guamá – Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2017.

61f.

Orientadores: Celso Marcelo Franklin Lapa e Edmundo Selvatici

Dissertação (Mestrado em Engenharia de Reatores) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGIEN, 2017.

1. Análise de Segurança. 2. Gerenciamento de Acidentes. 3. APS. 4. SAMG.

FOLHA DE APROVAÇÃO

AGRADECIMENTOS

Primeiramente, agradeço à Deus, força invisível que une todos seres, fonte de paz e luz. Sem sua percepção meus dias seriam mais escuros.

Um agradecimento especial eu devo à minha namorada, atual noiva e futura esposa, Leilane, sem a qual sequer teria iniciado o curso de Mestrado. Seu apoio foi essencial no desenvolvimento deste trabalho. Sua simples existência é, para mim, motivo de alegria.

À toda minha família, especialmente meus pais Ernesto e Vanilda, meus irmãos Rafael Isabel, minha avó Marina e minha tia Marina pelo suporte emocional e incentivo para que desse mais este passo na minha vida acadêmica e profissional.

Aos meus orientadores, Celso Marcelo e Edmundo Selvatici pela paciência na realização deste trabalho e por sempre se mostrarem disponíveis para solução dos problemas que por vez e outra apareciam nesta caminhada.

A todos meus colegas de trabalho, especialmente José Onusic e Luiz Eurípedes pela liberação para realização do curso, e a todos os outros pela compreensão e incentivo.

Ao IEN e tudo o grupo de professores e funcionários que me receberam e deram suporte em todas as atividades que lá realizei, especialmente à tia Cláudia, que sempre nos atendia com muita educação e gentileza.

À Eletronuclear, por ter me liberado para a realização deste curso.

A contribuição de todos esses e de outros mais não mencionados vai muito além da realização deste trabalho, corroborou na formação do ser humano que sou hoje.

Resumo da Dissertação apresentada ao PPGIEN/CNEN como parte dos requisitos necessários para obtenção do grau de Mestre em Ciências (M. Sc.)

ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA E OS GUIAS DE GERENCIAMENTO DE ACIDENTES SEVEROS – UM ESTUDO DE CASO PARA UMA USINA SIMILAR À ANGRA 1

Daniel Corrêa de Guamá

Maio / 2017

Orientadores: Prof. Celso Marcelo Franklin Lapa e Dr. Edmundo Selvatici

Programa: Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do IEN

A Análise Probabilística de Segurança (APS) tem mostrado papel relevante na indústria nuclear contribuindo para o aumento da segurança das plantas. Seus resultados servem de referência para melhoria de projeto, processos e procedimentos. Ao analisar a progressão de acidente com a fusão do núcleo do reator, ela acaba por fornecer diversos resultados que colaboraram para a elaboração dos Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos (SAMG).

A fim de estudar esta interação entre a APS e o SAMG, o trabalho proposto consistiu no desenvolvimento de uma análise preliminar de uma APS Nível 2 para uma usina similar à Angra 1.

Durante este desenvolvimento foram verificados os seguintes pontos relevantes da APS: o agrupamento das sequências de acidentes em Estados de Dano à Planta (EDP), sintetizando todas as possíveis combinações de eventos que levam à fusão do núcleo do reator em um pequeno número de cenários; o estudo da evolução do acidente através das Árvores de Progressão de Acidente, avaliando os fenômenos associados; e a percepção de que ações propostas para a prevenção da fusão do núcleo podem ser prejudiciais após a sua ocorrência, de modo que devem ser avaliados e balanceados seus impactos positivos e negativos antes de sua utilização.

Abstract of the thesis presented to PPGIEN/CNEN as a partial fulfillment of the requirements of the degree of Master in Science (M. Sc.)

PROBABILISTIC SAFETY ANALYSIS AND THE SEVERE ACCIDENT MANAGEMENT GUIDANCE – A CASE STUDY FOR A PLANT SIMILAR TO ANGRA 1

Daniel Corrêa de Guamá

Maio / 2017

Advisor: Prof. Celso Marcelo Franklin Lapa and Dr. Edmundo Selvatici

School: Programa de Pós-Graduação em Ciências e Tecnologia Nucleares do IEN

Probabilistic Safety Assessment (PSA) plays an important role in the nuclear industry contributing for an increase in the plant safety. Their results are reference for improvements in design, process and procedures. When analyzing the accident progression with the reactor core fusion, it provides many insights that collaborated for the elaboration of the Severe Accident Management Guidance (SAMG).

In order to study this interaction between PSA and SAMG, the proposed work consisted in the development a preliminary Level 2 PSA analysis for a plant similar to Angra 1.

During this work it was found the following relevant steps of a PSA: the grouping of the Level 1 accident sequences into Plant Damage States (PDS), defining all combinations of events that could lead to the fusion of the reactor core in a small number of scenarios; the study of the accident evolution through the Accident Progression Event Trees (APET), evaluating the associated phenomena; and the perception that actions proposed to prevent core fusion in some cases could worsen the conditions after the core is damaged. So they have to be evaluated and balanced their positives and negatives impacts before being used.

Índice de Figuras

Índice de Tabelas

Lista de Abreviaturas e Siglas

ACH – Avaliação de Confiabilidade Humana

AEC – *Atomic Energy Commission* ou Comissão de Energia Atômica

AIEA – Agência Internacional de Energia Atômica

APA – Árvore de Progressão de Acidente

APS – Análise Probabilística de Segurança

APSBPD – APS de Baixa Potência e Desligamento

APSEE – APS de Eventos Externos

ASR – Avaliação de Significância de Risco

BRR – Bomba de Refrigeração do Reator

BWR – *Boiling Water Reactor* ou Reator de Água Fervente

CDF – *Core Damage Frequency* ou Frequência de Dano ao Núcleo

CHLA – *Candidate High Level Actions* ou Candidatas a Ações de Alto Nível

CNAAA – Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto

CNPQ – Conselho Nacional de Pesquisas

DBA – *Design Basis Accident* ou Acidente Base de Projeto

EDP – Estado de Dano à Planta

EOP – Estado Operacional da Planta

ESC – Estruturas, Sistemas e Componentes

FDN – Frequência de Dano ao Núcleo

GV – Gerador de Vapor

INES - The International Nuclear and Radiological Event Scale

LERF – *Large Early Release Frequency* ou Frequência de Grande Liberação Imediata

LOCA – *Loss of Coolant Accident* ou Acidente de Perda de Refrigerante

LOOP – *Loss of Offsite Power* ou Perda de Energia Elétrica Externa

LWR – *Light Water Reactor* ou Reator de Água Leve

NRC – Comissão Regulatória Nuclear dos EUA

ONU – Organização das Nações Unidas

PBR – Priorização Baseada no Risco

PCU – Piscina de Combustível Usado

POE – Procedimento Operacional de Emergência

PWR – *Pressurized Water Reactor* ou Reator de Água Pressurizada

PZR – Pressurizador

RAC – Sistema de Recirculação de Ar da Contenção

RBMK – *Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy* ou Reator de Canais de Alta Potência

RSS – *Reactor Safety Study*

RTGV – Ruptura de Tubo do Gerador de Vapor

SAMG – *Severe Accident Management Guidance* ou Guia de Gerenciamento de Acidente Severo

SBO – *Station Blackout* ou Perda de Energia Total

SEC- Sistema de Spray do Envoltório da Contenção

SREN – Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo

SRR – Sistema de Refrigeração do Reator

TAP – Tanque de Alívio do Pressurizador

TMI – *Three Mile Island*

VPR – Vaso de Pressão do Reator

Sumário

1 INTRODUÇÃO

1.1 Usinas Nucleares e Segurança Nuclear

A aplicação da energia nuclear com o objetivo de gerar energia elétrica surgiu nos Estados Unidos da América (EUA) logo após o fim da Segunda Guerra Mundial no projeto intitulado Átomos pela Paz.

Devido ao histórico recente do uso bélico da energia nuclear, para desassociar seu fim pacífico, foi necessária uma campanha midiática de convencimento e esclarecimento da sociedade quanto aos benefícios da mesma. Porém, a associação com a bomba atômica povoa o imaginário de muitas pessoas até os dias atuais.

A preocupação com segurança ou filosofia de segurança vem, desde então, sendo um dos pilares do tema não só por ser demandada pela própria operação dos reatores, mas também por questão de aceitação pública.

O perigo de um acidente nuclear consiste na liberação de materiais radioativos – que são produtos da fissão do Urânio – para o meio ambiente. Alguns destes produtos são voláteis e biologicamente ativos, isto é, tendem a se depositar no organismo. O Iodo-131 (meia-vida de oito dias) e o Césio-137 (meia-vida de 30 anos) são dois exemplos de produtos de fissão biologicamente ativos. Outros materiais radioativos ou não são voláteis ou não são biologicamente ativos (gases nobres, por exemplo).

Os projetos iniciais consistiam de protótipos de reatores nucleares de tamanhos relativamente pequenos, comparados aos atuais reatores em operação. Com o advento dos

primeiros reatores comerciais (Shipping Port, 1953), foi necessário estabelecer toda uma estrutura de licenciamento e requisitos de segurança para garantir a segurança da população.

A Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), fórum intergovernamental para cooperação científica e técnica na área nuclear, define como objetivo final de segurança [1]: "proteger as pessoas e o meio ambiente dos efeitos nocivos da radiação ionizante". Ele se aplica a todas as etapas de todos os processos que lidam com materiais radioativos. A fim de se alcançar este objetivo, devem ser tomadas as seguintes medidas:

- Controlar a exposição radioativa de pessoas e a liberação de materiais radioativos para o meio ambiente;

- Reduzir as probabilidades de eventos que podem levar à perda de controle do núcleo do reator nuclear, da reação em cadeia e da fonte radioativa;

- Mitigar as consequências de tais eventos se eles ocorrerem.

Nos Fundamentos de Segurança [1], a AIEA define dez princípios de segurança que são as bases para a formulação dos requisitos de segurança. O oitavo princípio, Prevenção de Acidentes, traz à luz a necessidade de se haver medidas para prevenir e mitigar acidentes nucleares. De modo que surge um requisito geral de segurança demandando a Avaliação de Segurança para Instalações e Atividades [2], cujo décimo quinto item determina que: "ambas aproximações determinística e probabilística devem ser incluídas na análise de segurança".

1.2 Defesa em Profundidade

O conceito de "defesa em profundidade" surgiu durante o desenvolvimento dos projetos dos primeiros reatores. Ela consiste no estabelecimento de um conjunto escalonado de medidas físicas e procedimentais que têm como objetivo prevenir a liberação de substâncias radioativas no meio ambiente.

Ela prevê, por exemplo, a existência das três barreiras físicas (passivas) para contenção dos materiais radioativos presentes no reator. São elas: encamisamento do elemento combustível, vaso do reator e circuito primário fechado, e o edifício estanque chamado popularmente de Contenção. Para proteção destas barreiras existem sistemas de segurança mecânicos, elétricos e de I&C (Instrumentação e Controle), assim como procedimentos (de operação normal, perturbada e de acidentes).

Outra medida relevante foi a adoção de margens de segurança largas o suficiente para acomodar as incertezas de projeto e de resposta da usina em caso de acidente.

O projeto dos sistemas de segurança, responsáveis pelo controle dos acidentes previstos (Acidentes Base de Projeto), foi, desde o início, de alta confiabilidade. Entre os critérios de projeto dos sistemas de segurança está a utilização de redundâncias. Como o próprio nome diz, esta consiste na existência de réplicas, seja de sistema, parte do sistema ou componente, com o objetivo de evitar a chamada "falha única".

O critério de falha única [3] define que, se um determinado sistema é projetado para realizar uma função de segurança, ele deve ser capaz de cumprir sua função em despeito de

haver uma falha de qualquer componente, seja de seu próprio sistema ou de um sistema suporte, o que leva à necessidade de duplicação do sistema (redundância).

1.3 Bases de Projeto – Análise Determinística

Para medir a efetividade e performance dos sistemas de segurança o órgão regulatório norte americano da época (AEC – *Atomic Energy Commission*) propôs usar aproximações determinísticas conservadoras nas bases de projeto de novas plantas nucleares e para avaliação das plantas já existentes, criando assim a chamada Análise Determinística.

A análise Determinística busca, através de uma análise termohidráulica, avaliar a capacidade dos sistemas de segurança em cumprir suas funções em determinados cenários de acidentes, definindo assim seus critérios de sucesso.

Neste contexto foi definido inicialmente o conceito de Máximo Acidente Crível (ruptura total de tubulação do SRR) que evoluía para Acidentes Base de Projeto (DBA na sigla em inglês para "*Design Basis Accident*") a fim de medir a efetividade das barreiras de liberação de radionuclídeos. Acidentes Base de Projeto consistem em um conjunto pré-determinado de cenários de acidentes para os quais a planta, por projeto, deve ser capaz de resistir.

A premissa era que se a planta conseguisse lidar com DBA, ela poderia lidar com quaisquer outros acidentes.

AEC acreditava que acidentes seriam críveis somente se fossem originados de falhas simples ou erros operacionais seguindo certos eventos iniciadores.

1.4 O Surgimento da Análise Probabilística

A Análise Probabilística de Segurança ou de Risco para utilização na área nuclear, nos moldes que conhecemos hoje, foi primeiramente concebida em um estudo dirigido pela AEC, o famoso *Reactor Safety Study* (RSS, ou Estudo de Segurança de Reator) ou WASH-1400 [4]. Ele começou a ser elaborado em 1972, sendo concluído três anos depois. Seu objetivo era estimar o risco de operação de todos os reatores americanos existentes.

WASH-1400 usava inicialmente árvores de falhas como base para cálculos de risco para projetos BWR e PWR.

Embora árvores de falhas tivessem sido desenvolvidas para todos os principais sistemas relacionados com a segurança, o trabalho de integrar todas as análises de árvores de falhas de toda uma planta nuclear seria um trabalho muito complexo para o RSS.

Isto levou ao desenvolvimento do conceito de árvore de eventos para modelar a linha do tempo aproximada dos possíveis cenários de acidentes.

A metodologia de árvores de eventos remediou os vínculos em tempo e recursos associados à análise exclusiva de árvores de falhas.

As árvores de eventos dividiam-se em duas áreas. A primeira cobrindo falhas em sistemas principais, como sistemas de segurança. A segunda investigava a habilidade da Contenção em prevenir a liberação de radiação em caso de acidente.

Árvores de eventos começam com um evento iniciador que leva o reator a um transiente de sua condição de operação estável. Ela objetiva decompor qualquer processo que possa

ocorrer seguido a um evento iniciador, em eventos de falhas discretos, tais que as probabilidades de tais eventos possam ser estimadas. A partir das árvores de falhas que são então determinadas as probabilidades de cada um dos eventos incluídos na árvore de eventos.

Usando árvores de falhas, sistemas muito complexos podem ser quebrados em partes constituintes e probabilidades de falhas podem ser designadas para cada segmento. Essas probabilidades levam em consideração falha humana e falhas de causa comum.

Para contar com a incerteza devido à limitação de dados, probabilidades de falhas dos eventos modelados são representadas por distribuições lognormal ao invés de estimativas pontuais.

O esforço da modelagem do RSS foi bem-sucedido em produzir um resultado acurado e mais realístico comparado aos esforços anteriores, usando árvores de falhas e de eventos, examinando a interação do núcleo fundido com o sistema da Contenção, investigando falhas de causa comum e falhas humanas, entendendo a significância à segurança dos sistemas suportes e outros não relacionados à segurança e determinando possíveis problemas em procedimentos de operação, testes e manutenção.

1.5 Acidentes Severos

Uma das maiores argumentações da necessidade dos desenvolvimentos e constantes melhorias e aperfeiçoamentos da APS e do SAMG (acrônimo em inglês para Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos, descrito no item 2.3.2) é o histórico de acidentes severos e suas implicações. A fim de ilustrar a importância disso, a seguir serão brevemente descritos

os três maiores – e mais relevantes – acidentes nucleares da história, enfatizando as causas que levaram a cada acidente e as lições aprendidas.

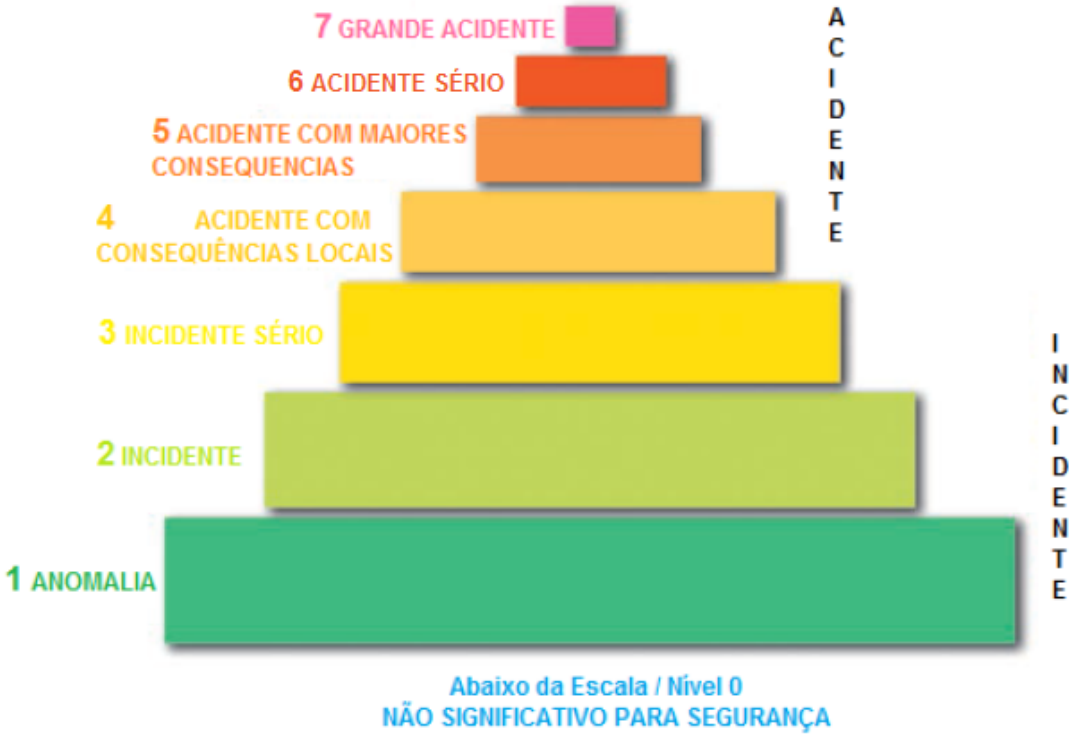

Figura 1 - Escala INES [5].

Para mostrar o grau de severidade de cada acidente, foi colocado ao lado de seu título seu valor referente à escala INES ("*The international nuclear and radiological event scale*", ou Escala de Evento Radiológico e Nuclear Internacional) [5]. A escala INES é uma ferramenta para comunicação ao público sobre grau de severidade, em relação à segurança, de eventos radiológicos e nucleares. Os eventos são classificados em sete níveis: Níveis 1-3 são chamados "incidentes" e Níveis 4-7 de "acidentes".

TMI-2 (1979) – Nível 5 do INES

Março de 1979 ficou marcado na indústria nuclear devido ao acontecimento do primeiro grande acidente nuclear da história, o acidente da usina de Three Mile Island 2 (TMI-2), no qual houve a fusão parcial do núcleo do reator.

A Central Nuclear de TMI, localizada no estado da Pensilvânia (EUA), compreende dois reatores tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*, ou Reator de Água Pressurizada) de potências similares (TMI-1 com capacidade de geração de 852 MWe e TMI-2 com 906 MWe). TMI-2 começou a operar em dezembro de 1978, tendo o acidente ocorrido após somente três meses do início de operação.

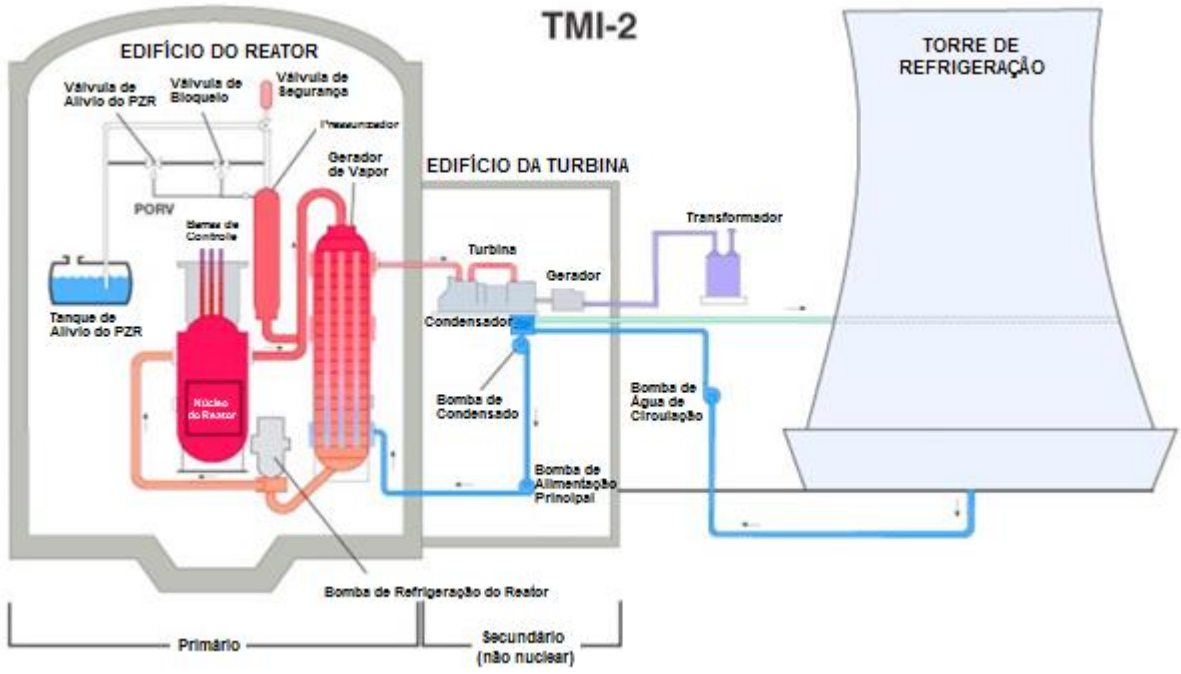

Figura 2 - Esquema da Usina de TMI-2 [6].

O acidente de TMI-2 começou com um problema no Sistema Secundário que levou ao desarme das bombas de Água de Alimentação dos Geradores de Vapor. Com a falha destas, as bombas de Água de Alimentação Auxiliar deveriam partir e refrigerar os GV, porém, devido a uma falha de manutenção, uma válvula que deveria estar aberta, não estava, o que gerou a perda de remoção de calor pelos GV e o desarme do reator. Com a perda dos GV, temperatura e pressão subiram no Sistema Primário, alcançando o *setpoint* de abertura da válvula de alívio do Pressurizador, que descarrega no Tanque de Alívio do Pressurizador (TAP). Conforme a pressão foi caindo, os operadores deram o comando de fechamento da válvula na Sala de Controle com a indicação sinalizando que a mesmo fechou, porém, a válvula não fechou, levando à ruptura dos discos de ruptura do TAP, passando a descarregar refrigerante dentro do edifício da Contenção, causando um LOCA ("*Loss of Coolant Accident"*, ou Acidente com Perda de Refrigerante) pelo pressurizador.

Respondendo ao LOCA, as bombas de injeção de segurança partiram automaticamente para repor refrigerante ao Primário. Posteriormente, devido ao vapor formado no reator, um falso aumento do nível no pressurizador (único indicativo de nível de água no reator) induziu os operadores a diminuir a vazão das bombas. Com a diminuição do fluxo, mais vapor se formou a tal ponto que as BRR tiveram de ser desligadas. Com o fim da circulação forçada o núcleo foi descoberto e as barras de combustível foram danificadas liberando material radioativo no refrigerante.

Somente algumas horas depois do início do evento os operadores fecharam a válvula de bloqueio da válvula de alívio do PZR interrompendo o LOCA. E só mais tarde foram capazes de reestabelecer o fluxo de injeção de segurança.

Apesar de ser um evento onde houve fusão (parcial) do núcleo do reator, ele terminou sem grandes consequências. O edifício da Contenção foi preservado e nenhuma vítima foi contabilizada. Foi somente liberada uma pequena quantidade de produtos de fissão gasosos, sendo a maior parte gases nobres.

A principal lição aprendida do evento de TMI foi que acidentes levando à fusão do núcleo, considerados até então não críveis, podiam acontecer.

A força-tarefa designada pela NRC [7] para avaliar as lições aprendidas deste acidente recomendou modificações em diversos aspectos da segurança de plantas nucleares, desde o projeto e operação até no processo regulatório.

A principal conclusão da força-tarefa foi que as lições mais importantes eram relacionadas à área de segurança operacional. Esta área inclui os tópicos de Engenharia de Fatores Humanos, principalmente melhoria de informações apresentadas na Sala de Controle, qualificação e treinamento de operadores, integração do elemento humano no projeto, operação e regulação de sistemas de segurança, e garantia de qualidade da operação.

Ademais, uma das recomendações da força-tarefa foi o início da utilização da Análise Probabilística de Segurança para avaliação de deficiências no projeto de reatores, utilizando como referência à metodologia desenvolvida no WASH-1400, como complementar à Análise Determinística.

Por parte da indústria nuclear americana e internacional foi implementado extenso programa de P&D (Pesquisa e Desenvolvimento), com o objetivo de compreender os fenômenos que ocorrem numa fusão de núcleo e desenvolver ferramentas analíticas (códigos)

para simular esses fenômenos, o que resultou no desenvolvimento, em 1994, do primeiro conjunto de diretrizes para gerenciamento de acidentes severos pela Westinghouse para seus reatores (SAMG) que apresentariam diretrizes para orientação dos operadores para evitar ou pelo menos mitigar as consequências. Outros projetistas de reatores americanos e internacionais desenvolveram SAMGs correspondentes para seus reatores.

Outros desenvolvimentos associados foram a criação de procedimentos de emergência orientados por sintomas (além dos existentes orientados por eventos), melhoria substancial da modelagem de APS Nível 2 (detalhada no item 2.1.2) em relação ao WASH-1400.

Chernobyl-4 (1986) – Nível 7 do INES

A central nuclear de Chernobyl, localizada na Ucrânia (na época parte da União Soviética), possuía em 1986 quatro usinas operantes e duas em construção. Todas com reatores tipo RBMK-1000 (acrônimo de "*Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy*", em tradução livre, "reator de canais de alta potência"), capazes de gerar 1000MWe de potência. Este modelo é projetado para produzir plutônio e energia elétrica, usa água leve para refrigeração e grafite para moderação, sendo possível usar urânio natural (sem enriquecimento) como combustível. Seu projeto possibilitava uma alta geração de energia a um baixo custo. Uma figura esquemática é apresentada abaixo.

Na manhã de 26 de abril de 1986 tem início o acidente quando operadores tomaram ações que violavam as especificações técnicas, operando a planta à baixa potência sem as adequadas precauções de segurança. Um aumento descontrolado de potência, causando um aumento repentino do calor no reator, danifica os tubos que continham elemento combustível.

Quando combustível à alta temperatura entra em contato com a água é gerada uma reação de explosão de vapor, que arranca a tampa do reator e destrói o restante dos 1660 (mil seiscentos e sessenta) tubos de pressão liberando os elementos combustíveis, o que levou a uma segunda explosão de vapor que expôs o núcleo do reator. Com a concentração de Hidrogênio elevada, uma nova explosão causou um incêndio no grafite que durou dez dias liberando uma grande quantidade de material radioativo na atmosfera.

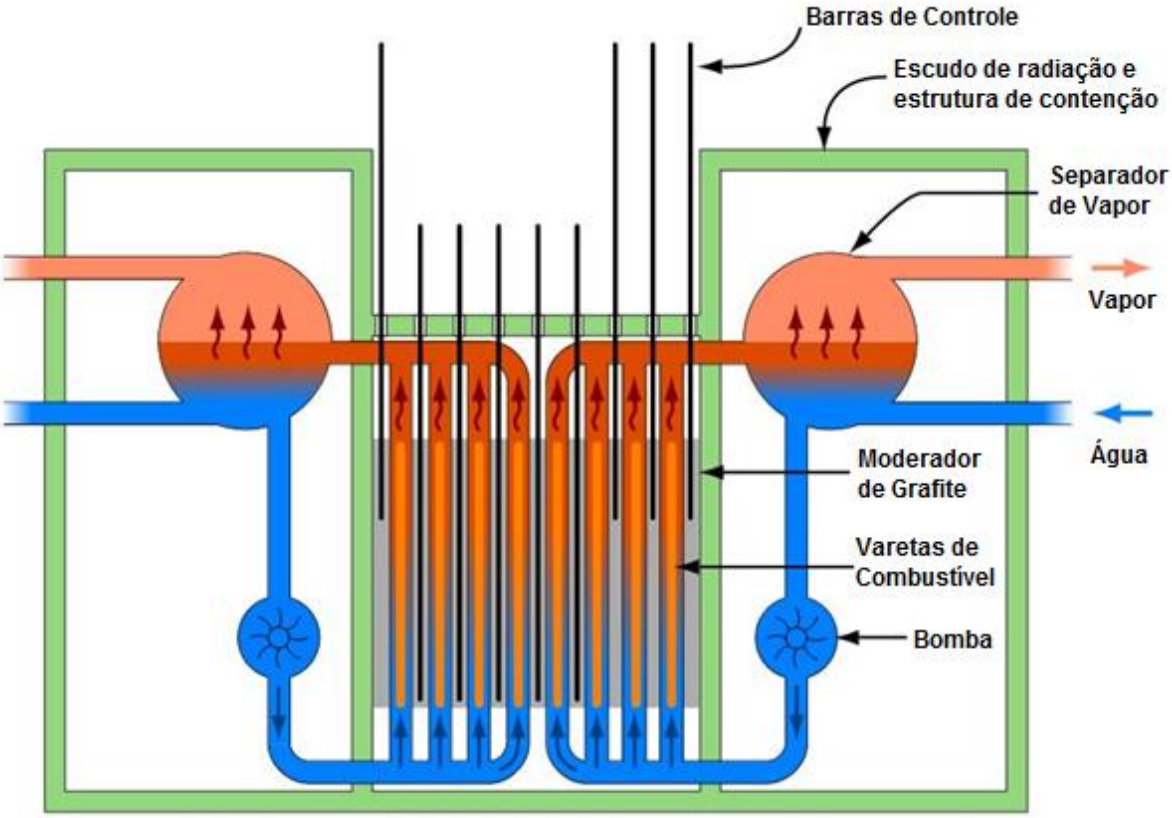

Figura 3 - Esquema de um reator tipo RBMK [8].

Além da dispersão de material radioativo que contaminou uma área gigantesca nas vizinhanças da instalação, chegando ao solo de outros países, principalmente a Bielorrússia (a

nuvem de poeira radioativa se espalhou pelo norte da Europa, sendo detectada primeiramente na Suécia), o episódio matou 28 (vinte e oito) trabalhadores da planta (pessoal da brigada de incêndio que tentou controlar o fogo), por efeitos severos da radiação nos primeiros quatro meses depois do evento; 2 (dois) trabalhadores morreram de causas não relacionadas à radiação; e 106 (cento e seis) trabalhadores receberam doses de radiação altas o suficiente para causar a Síndrome Aguda da Radiação.

Após o acidente, várias deficiências de projeto deste tipo de reator foram levantadas [9], tal como a instabilidade à baixa potência e a ausência de uma estrutura de Contenção. O resultado foi a interrupção da construção de novos reatores RBMK e a mudança de projeto dos reatores existentes.

A conclusão do relatório da comissão responsável pela avalição do acidente apontou como causa fundamental uma cultura de segurança deficiente, tanto na planta como no projeto, operação e regulação soviéticos da época. Desta maneira, as lições não se aplicariam às plantas ocidentais.

Fukushima Daiichi (2011) – Nível 7 do INES

O acidente mais recente da indústria nuclear aconteceu no Japão em março de 2011. Iniciado por um terremoto que gerou um tsunami de proporções catastróficas, que atingiu a costa leste do Japão afetando principalmente a central nuclear de Fukushima Daiichi. As ondas, que chegaram a ultrapassar 14 (quatorze) metros, inundaram os sistemas de suprimento elétrico de emergência, além dos sistemas de refrigeração de todo o sítio.

Fukushima Daiichi possuía no momento do acidente três Unidades em operação (1-3) e três desligadas para atividades manutenção e recarregamento (4-6), todas com reatores BWR. As Unidades 5 e 6 se localizam em um nível mais elevado do que as outras. Quando do acidente, somente a Unidade 6 conseguiu recuperar uma fonte de energia (um Gerador Diesel) para refrigeração da Piscina de Combustíveis Usados (PCU). E ainda foi possível interligar essa fonte com a Unidade 5 para o mesmo fim. As outras Unidades sofreram um extensivo *Station Blackout* (SBO, termo utilizado para definir o evento de perda de energia elétrica externa com a falha de todo o suprimento elétrico de emergência – geradores diesel).

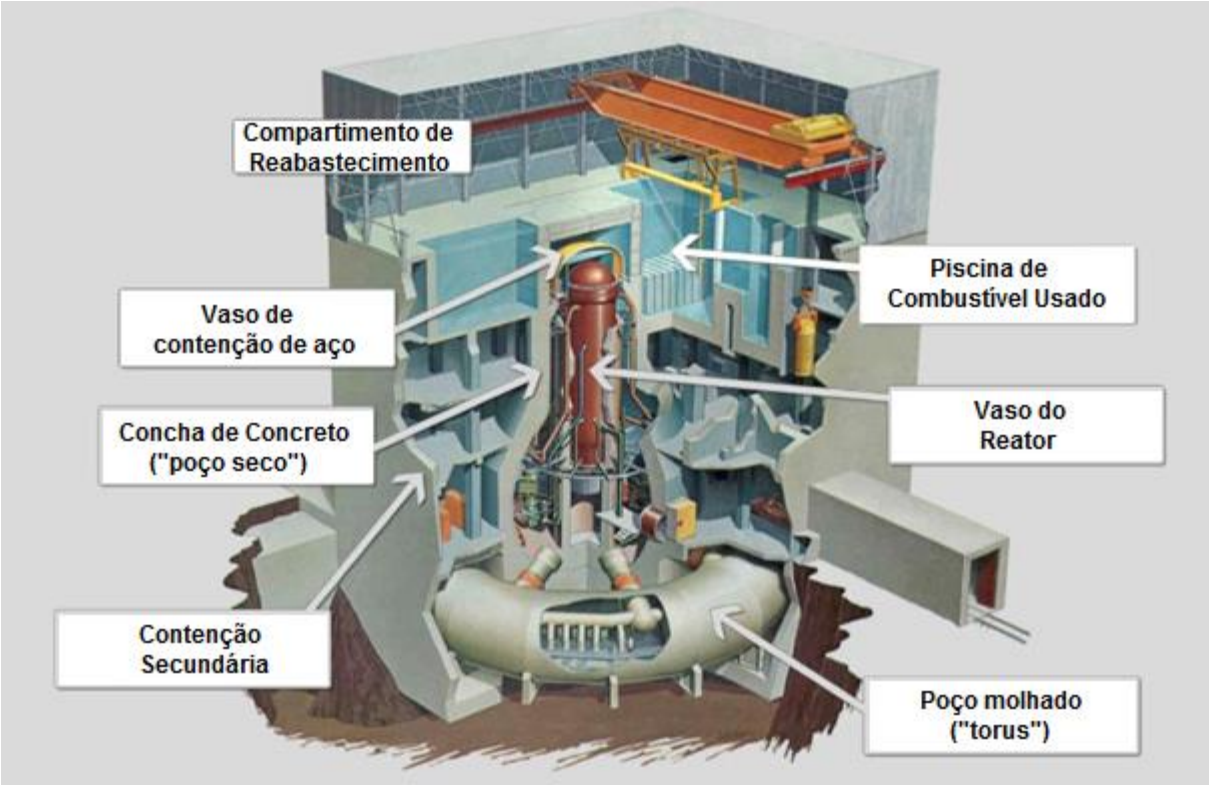

Figura 4 - Esquema geral de uma planta tipo às de Fukushima Daiichi [10].

Sem energia elétrica e qualquer método de remoção de calor que perdurasse, os reatores das Unidades 1, 2 e 3 tiveram seus núcleos danificados devido ao sobreaquecimento e posterior fusão. A pressão nos vasos dos reatores (RPV, sigla em inglês para "*Reactor Pressure Vessel*") subiu e material radioativo escapou para as Contenções. Devido à quantidade de Hidrogênio gerado no processo de sobreaquecimento do núcleo, explosões aconteceram nas Unidades 1, 2, 3 e 4 (esta última, provavelmente devido a interligação dos caminhos de ventilação com a Unidade 3), danificando as Contenções e liberando material radioativo para a atmosfera.

Devido aos danos causados pelo terremoto e tsunami na região, somente após quatorze dias os reatores foram declarados estáveis com a injeção contínua de água. E chegaram na condição de desligado frio em meados de dezembro do mesmo ano (cerca de nove meses depois).

Apesar de não ter havido mortes nem doenças causadas pela radiação, o impacto social e econômico foi grande. Cerca de cem mil pessoas tiveram de ser evacuadas da região em um raio de trinta quilômetros da central nuclear.

Embora não tenha precedentes e tenha causa raiz em um evento externo de altíssima magnitude, o acidente alertou a indústria nuclear para a necessidade de se avaliar a resposta das usinas para eventos externos que excedam as bases de projeto, avaliar as margens disponíveis e realizar reforços onde necessário.

Enquanto TMI-2 introduziu a necessidade do uso da Análise Probabilística de Segurança, o acidente de Fukushima a enfatizou assim como a necessidade de mais atenção para medidas de gerenciamento de acidentes para mitigar acidentes severos e consequências radiológicas tanto quanto aquelas para prevenir dano ao núcleo.

Em adição, foi estabelecido que, independentemente do projeto da usina, meios alternativos de suprimento de energia elétrica e água, com o uso de equipamentos móveis, estejam disponíveis a fim de possibilitar resfriamento a longo prazo e a despressurização do reator e da Contenção para o caso de ocorrência de eventos externos extremos, ou outros acidentes que venham exceder as bases de projeto.

1.6 As Usinas Brasileiras e a CNEN

Não há como falar sobre Programa Nuclear Brasileiro sem mencionar o Almirante Álvaro Alberto da Motta e Silva. Almirante, Engenheiro e Físico Nuclear, idealizador e primeiro presidente do Conselho Nacional de Pesquisas (o CNPq), foi representante brasileiro na Comissão de Energia Atômica da Organização das Nações Unidas (ONU), formulando e defendendo a tese das "compensações específicas", que estabelecia que países que detivessem matéria prima para uso atômico tivessem direito de acesso à tecnologia nuclear para fins pacíficos. Hoje, a única central nuclear do Brasil carrega seu nome.

Figura 5 - Almirante Álvaro Alberto (à direita) em recepção após visita aos Estados Unidos em 1952 [11].

Situada em Angra dos Reis, litoral sul do estado do Rio de Janeiro, a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) detém, atualmente, duas usinas operantes (Angra 1 e Angra 2) e uma em construção (Angra 3).

Figura 6 - Foto da CNAAA contemplando, as Unidades 1 e 2 e, ao fundo, a construção da Unidade 3.

Angra 1 é uma usina PWR de dois loops com potência térmica nominal de 1882 MWt (640 MWe). Projetada pela empresa americana Westinghouse, começou a ser construída em 1972 e entrou em operação comercial em 1985.

Angra 2 é uma usina PWR de quatro loops com potência térmica nominal de 3771 MWt (1350 MWe). Projetada pela alemã KWU (divisão da SIEMENS), que mais tarde foi absorvida

pela francesa AREVA, começou a ser construída em 1981 e, depois de diversas interrupções, teve sua primeira criticalidade em julho de 2000, entrando em operação comercial em 2001.

Angra 3 tem seu projeto similar ao de Angra 2 com algumas melhorias. Entre elas um aumento de potência para cerca de 1405 MWe e um sistema de Instrumentação e Controle digital (Angra 2 utiliza um sistema analógico). Começou a ser construída na década de oitenta, mas foi paralisada por diversos motivos. O cronograma atual aponta a data prevista de entrada em operação para 2023.

A Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) foi criada no ano de 1956 com a finalidade de propor medidas necessárias para a orientação política da energia nuclear em todos os seus aspectos [12]. Ela é responsável por regular, licenciar e fiscalizar a produção e o uso da energia nuclear no Brasil.

Sobre a regulação referente à segurança, a norma NE 1.26 (“Segurança na Operação de Usinas Nucleoelétricas” – Resolução CNEN 04/97), no item 8, determina que a operadora de centrais nucleares possua instruções e procedimentos para quaisquer condições de operação, inclusive sob condições de acidentes severos. E o item 20 discute a necessidade de um modelo de gerenciamento de risco que utilize a experiência operacional específica da planta. O que é objeto de aplicação da APS.

De modo que, além de serem consideradas boas práticas para plantas nucleares, o desenvolvimento e uso da APS e do SAMG no Brasil são requisitos de operação do órgão regulador.

Atualmente, se encontram desenvolvidas a APS Nível 1 para a Usina de Angra 1 e, para Angra 2, as APS Nível 1, Nível 2, de Desligamento, Sísmica e de Eventos Externos. Em relação ao SAMG, as duas usinas operantes já se encontram com seus guias preparados e implementados.

1.7 Objetivos

Este trabalho objetiva estudar a interação entre a Análise Probabilística de Segurança e os Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos, através do desenvolvimento de uma análise particular para uma planta genérica, similar à Angra 1.

Através deste estudo, busca-se encontrar os pontos em que a APS contribui no desenvolvimento dos guias.

1.8 Contribuição

Este trabalho se motiva em contribuir com o desenvolvimento e disseminação da tecnologia de Análise de Segurança no Brasil, em um momento em que as usinas nucleares no país estão desenvolvendo seus Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos e aprimorando suas Análises Probabilísticas de Segurança.

À luz desse fato, o trabalho proposto busca, no estudo de ambos os temas, abordar as interações entre eles, utilizando para isso um estudo de caso pertinente e aplicável para o cenário no qual se encontram as Usinas Nucleares brasileiras.

Ademais, a Análise Probabilística de Segurança mostra um papel decisivo, não só em relação à participação no desenvolvimento dos guias, mas também na garantia de operação segura de nossas plantas. Ela também vem sendo continuamente aprimorada e atualizada.

2 FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1 Análise Probabilística de Segurança

A Análise Probabilística de Segurança na indústria nuclear objetiva quantificar os contribuintes para uma falha catastrófica do reator, que possa levar à fusão do núcleo e, posteriormente, à uma liberação não controlada de produtos de fissão para o meio ambiente.

A APS utiliza em sua modelagem Árvores de Eventos, onde é definida a linha do tempo do acidente e são levantadas as funções que ao falhar levem à condição mais crítica do acidente, e Árvores de Falhas que quantificam a probabilidade de falha dessas funções através da modelagem das estruturas, sistemas e componentes (ESC) que as compõem.

As Árvores de Eventos partem de um Evento Iniciador, podendo este ser um Acidente ou Transiente (discutido no item 2.2). Eles são levantados através da análise das bases de projeto da planta, dos projetos de outras plantas ou através da experiência operacional.

A frequência de cada Evento Iniciador é obtida através do levantamento de dados operacionais da planta ou de dados genéricos do setor nuclear.

Dado o Evento Iniciador, são levantadas todas as ações automáticas ou manuais que devam ocorrer com o propósito de mitigar o evento. A combinação de cada sucesso ou falha destas funções na árvore de eventos é denominada Sequência do Acidente.

A fim de determinar o sucesso ou falha de cada função são estudados os Critérios de Sucesso. Eles podem ser definidos através da análise determinística da planta, de uma análise termohidráulica específica, de simulação ou experiência operacional.

Para cada Sequência do Acidente, de acordo com os Critérios de Sucesso, são definidas então as Consequências. Estas podendo ser positiva – o acidente sendo mitigado – ou negativa – acidente acarretaria em fusão do núcleo do reator, por exemplo.

Um exemplo de Árvore de Eventos é mostrado na Figura 7.

As Árvores de Falhas, por sua vez, têm o papel de detalhar cada ESC responsável pelo cumprimento de determinada função. Nelas são modeladas as indisponibilidades e falhas de bombas, compressores, geradores, válvulas, linhas, dependência elétrica etc. Também são modelados os diferentes tipos de falhas: falha em partir e falha em operação para equipamentos motores; falha em abrir, falha em fechar, falha em permanecer aberto e falha em permanecer fechado para válvulas; falhas de causa comum, se existem redundâncias do ESC com as mesmas características sujeitas às mesmas condições operacionais; falhas humanas, se o ESC demanda ação manual do operador para funcionar.

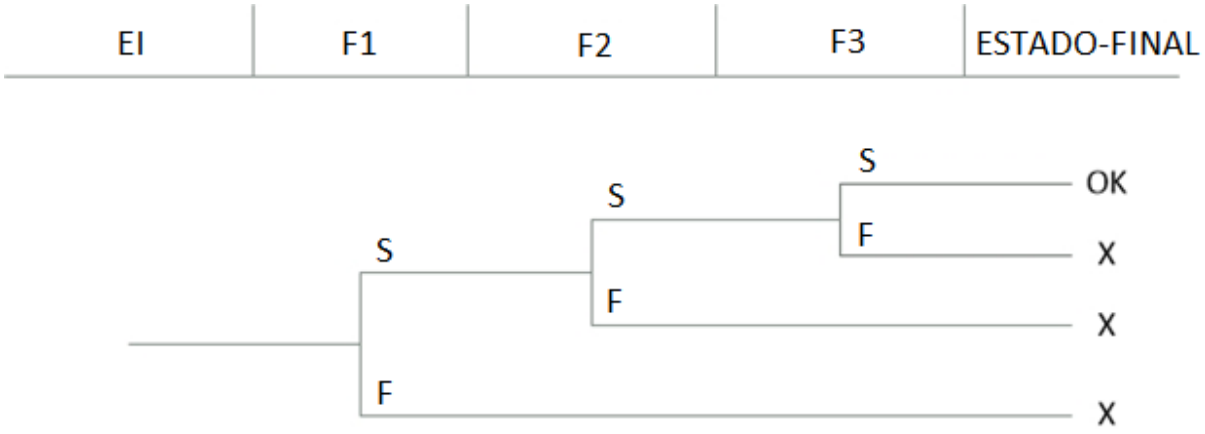

Figura 7 - Árvore de Eventos genérica. Na qual são avaliadas três funções (F1, F2 e F3) a partir do Evento Iniciador (EI). Destacando as sequências onde houveram sucesso ("S") e as que houveram falha ("F") da função analisada.

Elas são construídas através do uso de portas lógicas de acordo com a combinação de falhas que levem a perda da função analisada. Um exemplo de Árvore de Falhas é mostrado na Figura 8.

As probabilidades de falha de cada ESC podem ser adquiridas através do levantamento de dados operacionais da planta, dados genéricos da indústria nuclear, ou dados genéricos de qualquer outra referência.

Para o cálculo da probabilidade das falhas de causa comum, existem diferentes metodologias na literatura, competindo à equipe técnica de APS em comum acordo com o órgão regulador definir a que mais se adequa à sua necessidade. Alguns exemplos são o Método do Fator Alfa, o Método do Fator Beta e o Métodos das Múltiplas Letras Gregas.

O cálculo do potencial de falha humana ou Avaliação de Confiabilidade Humana (ACH) em uma APS compreende as tarefas de identificar as ações humanas do ponto de vista da segurança, modelando as mais relevantes e avaliando suas probabilidades.

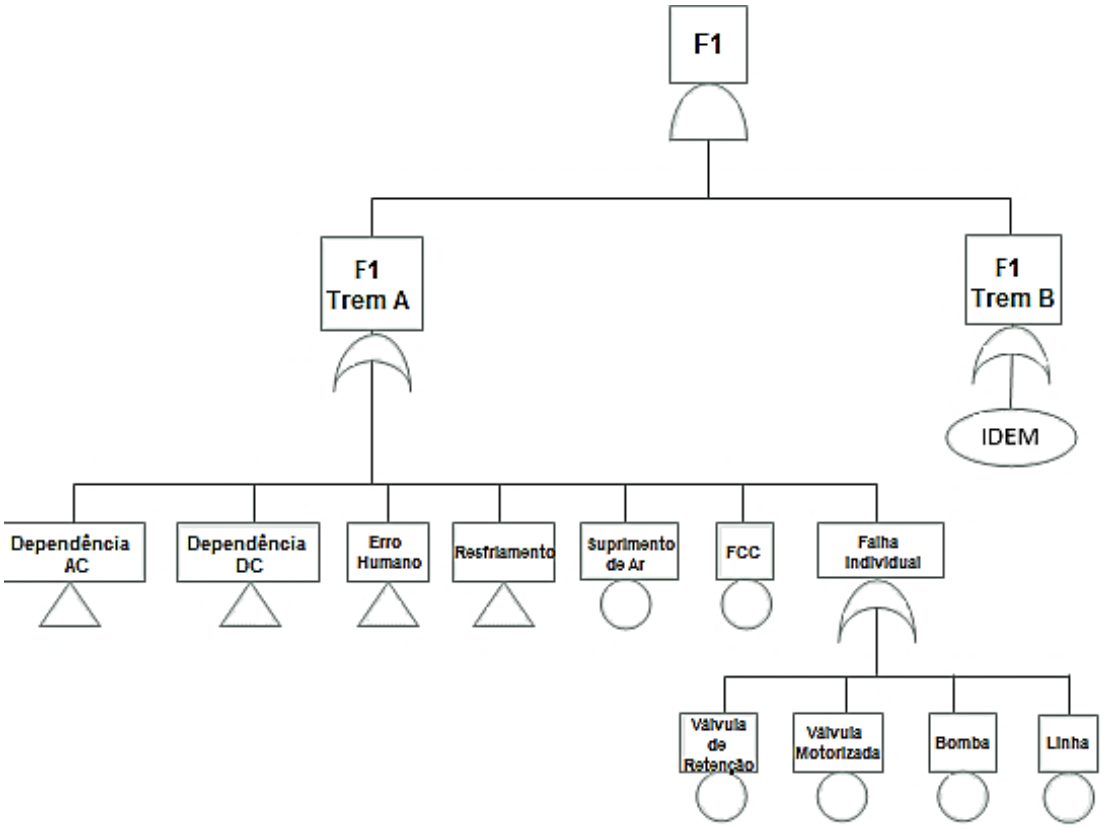

Figura 8 - Árvore de Falhas genérica, desenvolvendo os caminhos de falhas para a Função F1, que possui duas redundâncias ("Trem A" e "Trem B"). AC – corrente alternada; DC – corrente contínua; FCC – Falha de Causa Comum.

A ACH possui três tipos de análise: Tipo A ou pré-Evento Iniciador, visa avaliar qualquer interferência humana em equipamentos que podem ser demandados durante um evento; Tipo B, que verifica ações humanas que podem levar a um Evento Iniciador; Tipo C ou pós-evento Iniciador, são as mais comuns e avaliam ações humanas no decorrer do evento com o intuito de mitiga-lo.

Diferentes metodologias estão disponíveis na literatura ([13] e [14]), diferenciando-se por alguns fatores como o nível de detalhamento, modelagem de decisão e diagnóstico, modelagem de dependência do tempo, dentre outros. Alguns exemplos são as metodologias THERP ("*Technique for Human Error Rate Prediction"* na sigla em inglês, o que significa Técnica para Predição da Taxa de Erro Humano) e ASEP ("*Accident Sequence Evaluation Program"* na sigla em inglês, o que significa Programa de Avaliação de Sequência de Acidente).

As técnicas de ACH estudam basicamente erros cognitivos e executivos. Os primeiros consistem na falha humana em reconhecer o problema, e os últimos a falha em executar a ação.

Ambos os tipos de erros levam em consideração os chamados Fatores de Modelagem de Performance (PSF, na sigla em inglês para "*Performance Shaping Factors*"), os quais modelam algumas variáveis que podem dificultar ou não o reconhecimento e execução da ação. Alguns exemplos de PSF são: condições de trabalho, nível de estresse, disponibilidade e qualidade de procedimentos, tempo, treinamento e experiência.

A Análise Probabilística de Segurança se divide em dois grandes grupos de acordo com a origem do Evento Iniciador: Análise de Eventos Internos e Análise de Eventos Externos.

O grupo de Eventos Internos compreende todos os Eventos Iniciadores com origem dentro dos sistemas da planta. É o mais estudado e dele se derivam todas as outras análises. Ele se divide basicamente em três níveis – Nível 1, Nível 2 e Nível 3 – sendo que a consequência de cada nível serve de entrada para o nível seguinte.

Ao grupo de Eventos Externos pertencem todos os Eventos Iniciadores cuja origem é externa aos sistemas da planta. Eles são responsáveis por falhas de causa comum, que podem desligar a planta e/ou dificultar que acidentes sejam mitigados por indisponibilidades generalizadas de sistemas de segurança.

Em relação ao estado operacional da planta, a APS se divide em duas: para usina em potência (ligada e gerando energia) e para usina desligada, que abrange todas as etapas do desligamento da unidade.

Abaixo será discutido um pouco mais sobre cada APS e suas especificidades.

2.1.1 Nível 1

A APS Nível 1 é a análise fundamental e busca determinar as sequências que podem levar ao dano ao núcleo do reator. O resultado desta análise é a determinação da Frequência de Dano ao Núcleo (FDN). Neste nível são modelados todos os sistemas de segurança e de suporte que fariam frente a um acidente. Por ser a APS inicial (dela partem todas as outras análises), grande parte de sua análise se baseia nos dados da análise determinística da planta e de procedimentos da operação.

Basicamente a metodologia de APS Nível 1 foi descrita em sua totalidade no item 2.1, e é aplicável para eventos internos, externos e usina à potência e desligada.

2.1.2 Nível 2

Dado que o núcleo foi danificado, o Nível 2 se concentra na avaliação da capacidade de o Envoltório da Contenção evitar uma liberação não controlada de radionuclideos para o meio

ambiente. Assim, são modelados os diversos sistemas responsáveis pela manutenção da integridade da Contenção que vão desempenhar a tarefa de mitigar eventos que levem à ruptura da Contenção e a retenção dos produtos radioativos no interior da Contenção. Neste nível também são modelados os diferentes fenômenos físicos e químicos decorrentes da fusão do núcleo do reator.

A APS Nível 2 começa no fim do Nível 1, onde são identificadas as sequências de acidentes resultando em Dano ao Núcleo. Porém, para modelar a progressão do acidente no Nível 2, é necessário saber em que condições se encontram o núcleo e a Contenção. Assim, as muitas sequências de acidentes do Nível 1 são agrupadas de tal maneira que a progressão do acidente seja a mesma para cada grupo. Estes grupos são chamados Estados de Dano à Planta (EDP). Para definir cada EDP, parâmetros como pressão no primário, na Contenção, disponibilidade do Sistema Secundário para remoção de calor, disponibilidade de energia elétrica etc. podem ser utilizados.

Definidos os EDP, são então desenvolvidas as chamadas Árvores de Progressão de Acidentes (APA). Elas são equivalentes às Árvores de Eventos para o Nível 1 da APS. Elas partem do EDP e desenvolvem o decorrer do acidente dado o início da fusão do núcleo.

De acordo com a metodologia da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) [15], para facilitar o desenvolvimento, cada APA pode ser dividida em três fases de acordo com a linha do tempo do acidente: Fase Inicial, modela a resposta imediata da planta ao acidente severo, antes da violação do Vaso de Pressão do Reator (VPR); Fase Intermediária, onde são considerados todos os fenômenos anteriores ou diretamente relacionados à ruptura do VPR; Fase Final, modela os fenômenos e ações mitigatórias posteriores à ruptura do VPR.

Diferentemente do Nível 1, na APS Nível 2 são definidas várias consequências de acordo com três variáveis: tempo de ocorrência da liberação, quantidade de material liberado e local de liberação.

Além disso, no Nível 2 também é calculado o Termo-Fonte, que consiste na quantidade de produtos radioativos contidos no núcleo do reator no momento do acidente. Este cálculo objetiva determinar o potencial de impacto no ser-humano e no meio ambiente de uma potencial liberação descontrolada.

A quantificação dos vários passos de uma APS Nível 2 é realizada através de cálculos, utilizando códigos desenvolvidos para análise de Acidentes Severos (conforme discutido no item 1.5), os quais simulam o núcleo do reator e os processos físicos e químicos que ocorrem durante uma fusão, o circuito Primário e a Contenção e sistemas que podem ser utilizados para controle e mitigação do acidente.

Portanto, o Nível 2 tem como resultado os potenciais caminhos de liberação, tempo em que poderia ocorrer, quantidade de material liberado e quais elementos estariam sendo liberados.

Devido à complexidade da tarefa de execução de uma APS Nível 2, muitas plantas têm optado por desenvolver o chamado Modelo LERF ("*Large Early Release Frequency"*, que em português seria equivalente a Frequência de Grande Liberação Imediata). Ele consiste em um modelo simplificado de Nível 2, onde não são calculados o Termo-Fonte e outras consequências. Ele se concentra em potenciais grandes liberações que ocorram num período curto de tempo desde o início da fusão do núcleo do reator. Esta seria, dentre todas as consequências, a pior delas.

Assim como o Nível 1, o Nível 2 é aplicável para eventos iniciadores internos e externos e usina à potência e desligada.

2.1.3 Nível 3

A APS Nível 3 ou análise de consequências, utiliza os resultados da APS Nível 2 (caminhos de liberação, quantidade de produtos liberados, probabilidades expecíficas) visando quantificar o risco de uma liberação descontrolada de radionuclideos. Dessa forma, estima a área impactada pela nuvem radioativa liberada em um evento de fusão do núcleo do reator com falha na Contenção, o número de pessoas contaminadas, prováveis mortes e desenvolvimento de câncer. Além disso, ainda calcula o impacto econômico e financeiro da liberação.

Devido à complexidade, multidisciplinaridade da tarefa e elevado nível de incerteza, o desenvolvimento de uma APS Nível 3 não é comum, sendo poucas plantas em todo mundo a possuírem, sendo a primeira para a indústria nuclear, o já mencionado WASH-1400 [4].

2.1.4 Eventos Externos

A APS de Eventos Externos (APSEE) visa quantificar os contribuidores externos ao risco de operação da usina. Eles têm em comum a potencialidade para geração de falhas de causa comum. Dentre os Eventos Externos, podem ser citados: Incêndio (interno e externo), Deslizamentos, Terremotos, Tornados, Inundação Externa etc.

A Inundação Interna já foi considerada um Evento Externo, mas, atualmente, foi definida na categoria de Eventos Internos. A APS de Inundação Interna necessita da verificação da localização das tubulações e de todos os equipamentos relevantes ao risco da usina. E ainda

modela os possíveis caminhos de fluxo e os ESC afetados por uma possível ruptura de tubulação de água.

A APSEE utiliza basicamente a estrutura da APS Nível 1 e seus eventos iniciadores, atribuindo uma causa externa à ocorrência dos mesmos, mas com algumas peculiaridades. Alguns exemplos são dados a seguir.

A APS de Incêndio verifica praticamente todo o cabeamento da usina e traça seu percurso, visto que um evento de Incêndio poderia comprometer os controles e operação da usina. Além disso, levanta a existência de detectores de incêndio e de mitigadores, como sprinklers e extintores manuais.

A análise de Terremotos ou APS de Eventos Sísmicos objetiva avaliar a resposta da planta na ocorrência de diferentes intensidades de terremotos, de diferentes probabilidades de ocorrência, que podem afetar a planta. Os elementos básicos de um APS Sísmico são [16]: Análise de Perigos Sísmicos, Avaliação de Fragilidade Sísmica e Análise e Quantificação de Sistemas.

Um fator comum a todos os Eventos Externos é o potencial de ocorrência de falhas de causa-comum, falhas essas responsáveis pela perda simultânea de sistemas de segurança inteiros (todas as redundâncias).

2.1.5 Baixa Potência e Desligamento

Genericamente, são seis os Estados de Operação de uma Planta (EOP) nuclear: 1 – operação à potência; 2 – prontidão quente; 3 – desligado quente; 4 – desligado frio; 5 - despressurizado frio; 6 – recarregamento.

Originalmente as Análises Probabilísticas de Segurança são realizadas considerando-se a planta operando à potência total (estado 1). Além do fato da usina estar a maior parte do tempo neste estado, nesta fase é onde há mais calor de decaimento a ser removido do núcleo do reator. Assim, as preocupações com o estado da usina de operação à potência são, em princípio, maiores do que quando ela está desligada, por exemplo.

Porém, a fim de cobrir outras fases de operação da planta e expandir o conhecimento adquirido na APS de usina em potência, foi desenvolvida a chamada Análise Probabilística de Segurança de Baixa Potência e Desligamento (APSBPD), que engloba todas as fases da usina entre a descida e a subida de carga (estados de 2 a 6).

Assim como a APS de usina em potência, a APSBPD busca quantificar a frequência de danos ao núcleo do reator nessa condição de operação. A diferença básica está no fato de haverem vários EOP, e, como possuem características distintas (calor de decaimento, pressão no primário etc.), a FDN é calculada separadamente para cada EOP.

Duas especificidades de alguns modelos de APSBPD são: a modelagem da piscina de combustível usado (PCU) e o uso de uma outra figura de mérito, a Frequência de Risco de Ebulição. Ambos são relevantes considerando que, em boa parte da fase de usina desligada, o combustível está sob pressão atmosférica e na PCU.

2.1.6 Aplicações

Motivada inicialmente por ser uma análise quantitativa do risco de operação de plantas nucleares, a APS se tornou uma ferramenta chave para identificação de vulnerabilidades. Por

estudar profundamente a planta, seu projeto e operação, a APS tem sido utilizada para otimização de processos, aumento de eficiência e melhorias de segurança.

Dentre as possíveis aplicações da APS, a literatura [17] classifica em duas grandes categorias: Avaliação de Significância de Risco (ASR) e Priorização Baseada no Risco (PBR).

A primeira categoria (ASR) compreende todas as análises de mudanças nas configurações da planta que poderiam impactar no cálculo de risco. Como exemplos tem-se: avaliações de modificações da planta, melhorias nas Especificações Técnicas, melhorias nos programas de testes em serviço e inspeções, avaliação de eventos significantes, justificação para operação continuada, avaliação de equipamentos fora de serviço, avaliação de manutenções não programadas para usina em potência, etc.

A segunda categoria (PBR) consiste em análises específicas de um determinado evento, seja ele uma ação humana ou um equipamento, através de uma análise de importância dos resultados da APS, com o objetivo de priorizá-lo para realização de uma tarefa. Alguns exemplos de aplicações desta categoria são: priorização de mudanças na planta, priorização de requerimentos de teste, priorização de manutenção, identificação de ESC significantes para o risco, etc.

2.2 Acidentes e Transientes

Os termos Acidente e Transiente são comumente utilizados quando se tratando de APS. A NRC [18] define as diferenças entre os dois tipos de eventos iniciadores em relação à frequência de ocorrência. Transientes, também chamados de Ocorrências Operacionais

Antecipadas, são eventos prováveis de ocorrer uma ou mais vezes durante o tempo de vida de operação da planta. Já Acidentes são eventos postulados – ou seja, a usina é projetada para resistir – mas não esperados ocorrer durante o a vida útil da planta.

Como exemplos de transientes, podem ser citados os eventos de perda de energia elétrica externa, ruptura de tubo do gerador de vapor (RTGV) e falhas de sistemas de controle e auxiliares.

Alguns exemplos de acidentes postulados são o acidente com perda de refrigerante (LOCA), ejeção de barra de controle e quebra da linha de vapor principal.

Além da frequência de ocorrência, a NRC [18] também categoriza transientes e acidentes de acordo com o tipo de evento, ou seja, por seu efeito na planta. O que permite compara-los de acordo com suas causas, efeitos e limites de segurança.

2.3 Gerenciamento de Acidentes Severos

Por definição, Acidente Severo é um acidente além das bases de projeto no qual há um dano significativo ao núcleo do reator. Ao se falar de gerenciamento de acidentes severos, deve se destacar o porquê das diferenças entre estes tipos de acidentes e os acidentes base de projeto. Assim, neste capítulo serão discutidos primeiramente alguns fenômenos passíveis de ocorrer somente em condições severas e, em seguida, sua aplicação, que se dá através do uso dos Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos (SAMG na sigla em inglês para "*Severe Accident Management Guidance*").

2.3.1 Fenomenologia de Acidentes Severos

Um acidente severo se caracteriza pelo extensivo dano ao núcleo do reator. Nesta situação, diversos fenômenos – que não ocorreriam sem a premissa de fusão do núcleo – estão sujeitos a desafiar as barreiras de contenção de materiais radioativos. Para melhor entender este processo, a seguir serão discutidos os cinco fenômenos mais relevantes, suas causas e possíveis consequências às barreiras de produtos de fissão.

Ruptura por Fluência

O fenômeno de ruptura por fluência se dá basicamente por uma tensão induzida em um material, por longo período de tempo, a elevadas temperatura e pressão, o que pode realmente acontecer em um acidente severo.

Como vários trechos do Sistema Primário podem ser submetidos a essas condições, o fenômeno pode levar a falhas em diversos locais do SRR, mesmo que o material não tenha atingido a pressão de falha ou a temperatura de falha.

Alguns locais são mais propensos a sofrer este tipo de falha, justamente devido às condições mais severas a que estão submetidos, como as penetrações das instrumentações internas do núcleo, a perna quente e os tubos dos Geradores de Vapor.

Geração de Hidrogênio

Durante a operação normal a geração de Hidrogênio (H_2) no Sistema Primário já se dá continuamente pela reação de radiólise da água. Mas, como a taxa de produção é relativamente

baixa, o controle químico do SRR é suficiente para deixar a concentração de H_2 abaixo dos níveis de flamabilidade (entre 2% e 4%).

Em concentrações mais elevadas o Hidrogênio torna-se inflamável e, dependendo das condições ambientais (pressão, temperatura, concentração de vapor), a reação com o Oxigênio (O_2) pode ser explosiva.

$$2H_2(g) + O_2(g) \rightarrow 2H_2O(g)$$

Durante um cenário de acidente severo o mecanismo mais relevante para a geração de Hidrogênio se dá pela oxidação do Zircônio (Zr, material das varetas de combustível) pelo vapor de água a altas temperaturas, que, além da reação supracitada, é exotérmica, ou seja, fornecendo mais calor para o meio.

$$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + Calor$$

A produção de H_2 vai se limitar pela área de Zr disponível (visto que o núcleo tende a perder sua forma devido à fusão) e o fluxo de vapor necessário para manter a reação. Uma vez que se reestabelece a injeção no núcleo, se intensifica a geração de vapor e, consequentemente, a geração de H_2.

O Hidrogênio é um gás leve, e por isso tende a se acumular nos locais mais altos. Podendo ser na parte superior Vaso do Reator, quando o mesmo ainda se encontra íntegro, ou no teto da Contenção.

Em se tratando deste segundo cenário, é importante salientar que qualquer fonte de calor pode servir como fonte de ignição para a reação de oxidação do H_2. De maneira que até uma

faísca, gerada pela operação de um ventilador, por exemplo, pode causar à queima de H_2, se em baixa concentração no local, ou até a explosão dele, se em concentrações mais elevadas.

Outro fenômeno relevante para a produção de H_2, mas que será discutido mais à frente, é a interação do corium com o concreto, que pode ser um contribuinte para a ocorrência de explosão de H_2 fora do Vaso do Reator, diretamente na Contenção.

Explosão de Vapor

O fenômeno de explosão de vapor consiste basicamente no processo de vaporização da água líquida à uma taxa extremamente elevada, tal que o meio ao redor pode liberar acusticamente o aumento local de pressão, levando à formação de uma onda de choque. Um desenho esquemático é apresentado na Figura 9.

Para o caso específico de um acidente severo, este fenômeno está sujeito de ocorrer tanto dentro quanto fora do Vaso do Reator. O processo tem início quando parte do material fundido, à altas temperatura, entra em contanto com a água ainda presente no fundo do VPR ou na cavidade do reator. Ao adentrar a água o material se fragmenta em pequenas partes, cada uma gerando sua própria onda de choque. Em grandes proporções isto pode levar à grandes explosões, danificando o VPR e dispersando o material fundido.

Em estudos iniciais [4], a explosão de vapor, ocorrendo dentro do VPR, foi considerado um dos mais relevantes para ruptura do mesmo com consequente dano da Contenção.

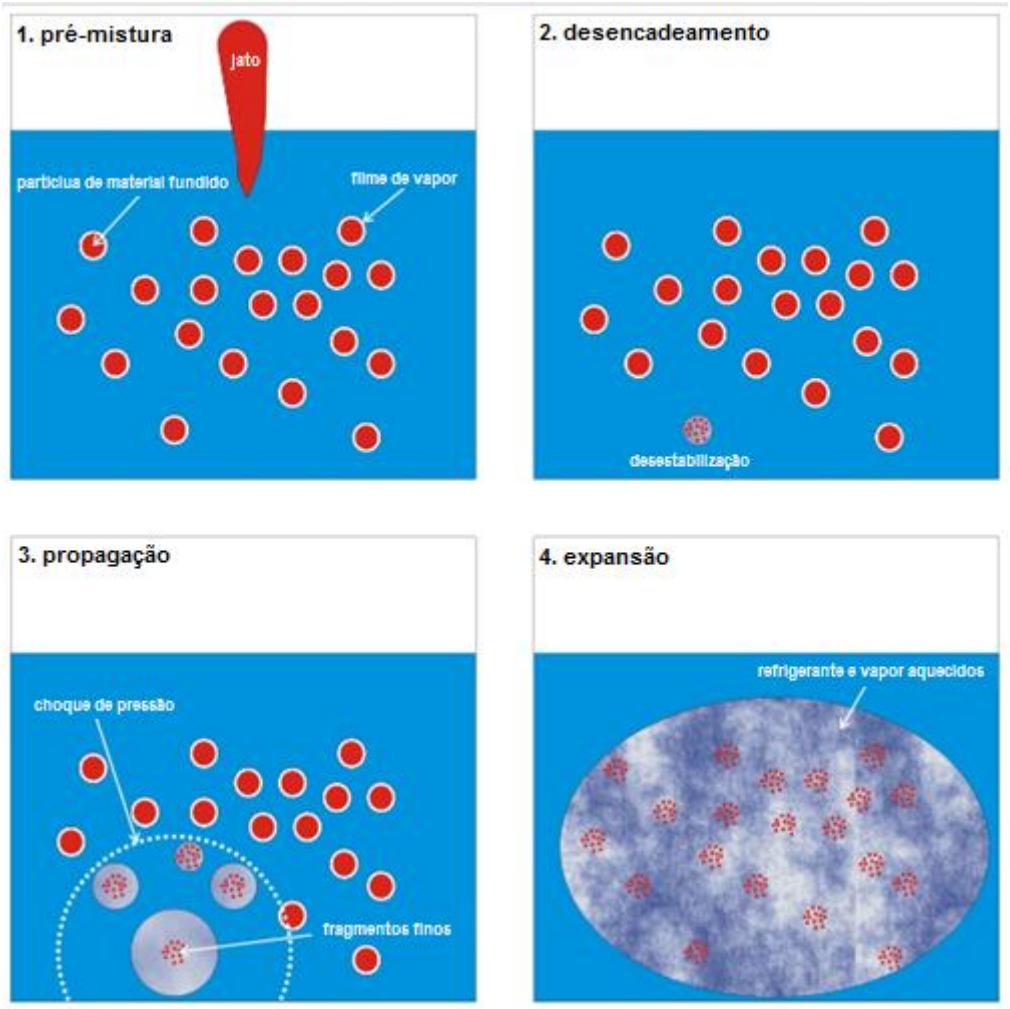

Figura 9 - Desenho representativo do fenômeno de explosão de vapor. Adaptado de [19].

Ejeção de Material Fundido à Alta Pressão

Assim, como o fenômeno anterior descrito, a Ejeção de Material Fundido à Alta Pressão tem o potencial de dispersar o material do núcleo, causando o aquecimento direto da Contenção e dificultando o trabalho de remoção de calor do mesmo por se encontrar disperso na Contenção.

Este evento tem como causa principal a falha do SRR estando o mesmo em alta pressão. Na falha, uma descarga de alta pressão se estabelece, mais provavelmente na cavidade do reator, ejetando todo tipo de material presente no interior do reator.

Interação Corium-Concreto

Corium é o termo utilizado para o conjunto de material fundido composto pelos elementos combustíveis, encamisamento, barras de controle e demais internos do núcleo.

Quando esta massa de material fundido entra em contato com a superfície de concreto da estrutura da Contenção, a transferência de calor vai elevar a temperatura do concreto até seu ponto de fusão. Vai se iniciar a decomposição química do concreto liberando grandes quantidades de Hidrogênio e Monóxido de Carbono (CO), dentre outros.

Além de poder abrir um caminho de liberação pela parte inferior da Contenção, a geração dos dois compostos (explosivos) mencionados vai incrementar as chances de se haver outro evento que desafie a Contenção.

2.3.2 Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos

O conceito de gerenciamento de acidentes [20] utiliza uma abordagem de cima para baixo na qual se definem inicialmente os objetivos e estratégias e resulta em procedimentos e guias, e devem cobrir ambas ações preventivas e mitigatórias.

Diferentemente da operação normal, operação anormal ou durante uma emergência base de projeto, cenários os quais procedimentos estão bem definidos e cuja resposta de cada ação

já foi prevista ou simulada, durante um acidente severo o comportamento da planta é imprevisível.

Os Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos (SAMG) têm o propósito de conduzir a operação da planta no sentido de mitigar o acidente, evitando que o cenário se agrave e que as consequências sejam piores.

O objetivo final do SAMG é terminar a situação de emergência. Para cumprir tal objetivo ele busca atingir três metas: estabilizar e manter o núcleo do reator em uma condição controlada e estável; a manutenção da integridade do Envoltório da Contenção; e minimizar ou interromper qualquer liberação não controlada de produtos de fissão.

Tendo como parâmetro o resultado da APS Nível 1, são verificadas milhares de combinações de eventos (cerca de onze mil contabilizadas na APS Nível 1 de Angra 1, para um valor de corte de 10^{-10}) que possam levar um acidente à fusão do núcleo do reator. Assim, não é possível determinar ao certo quais seriam as causas, a sequência e consequências do acidente, de modo que o SAMG não pode ser específico como os Procedimentos Operacionais de Emergência (POE). Ele tem de ser capaz de conduzir à mitigação de uma variedade cenários. Desta forma suas ações não são orientadas por causas, e sim por sintomas.

Devido às incertezas tanto nos parâmetros da planta quanto no resultado de ações, o SAMG deve propor uma gama de possíveis ações mitigatórias, avaliando ainda o resultado destas ações e fornecer ações alternativas. O guia também deve fornecer informação suficiente de ambos os impactos positivos e negativos das ações propostas, de modo que possam ser avaliados, para cada situação em particular, e o pessoal da planta possa tomar as ações adequadas durante a evolução do acidente.

A determinação de que seja um “guia”, não um “procedimento”, no qual as ações prescritas devem ser executadas na ordem em que são dadas e suas consequências são previsíveis, vem da variedade de possíveis cenários que ele deve cobrir e das incertezas associadas a todo o processo de gerenciamento em um acidente severo. De sorte que ele deve ser menos rigoroso do que um POE na exigência do cumprimento de cada etapa e menos objetivo de modo a abranger o maior número de situações possíveis.

No campo das ações preventivas, se encontram os Procedimentos Operacionais de Emergência (POE), que estabelecem estratégias a fim de preservar funções de segurança que são importantes para prevenir a fusão do núcleo, as chamadas Funções Críticas de Segurança. Assim, os Procedimentos de Emergência são acionados por violações nos parâmetros das Funções Críticas de Segurança (generalizada na Figura 10), que priorizam as ações do operador de acordo com o potencial de ameaça às barreiras de retenção de radionuclideos.

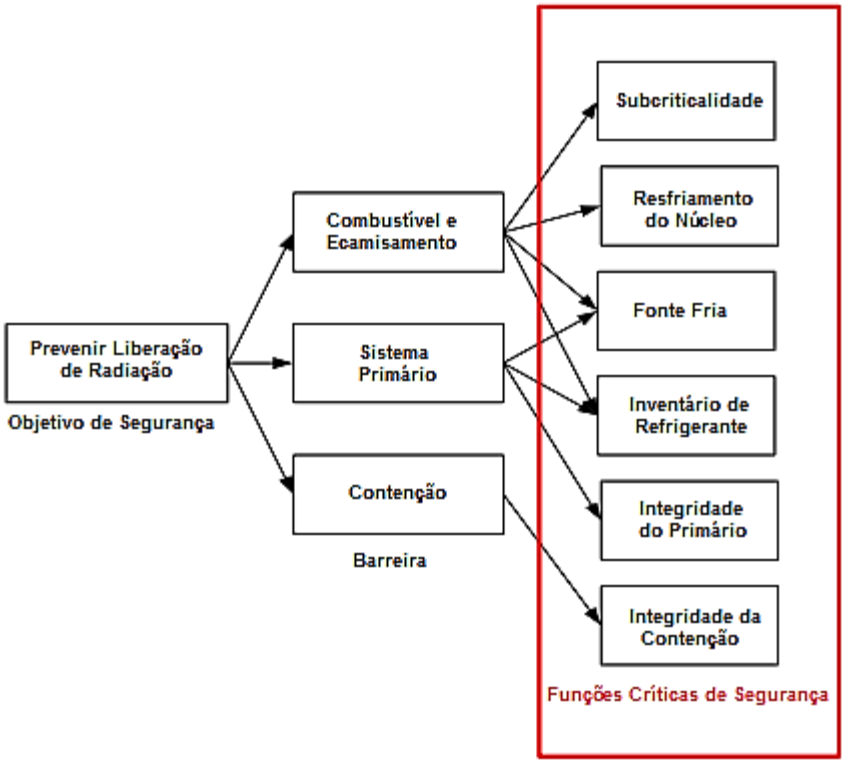

Figura 10 - Fluxograma genérico com o estabelecimento das Funções Críticas de Segurança.

No campo das ações mitigatórias, os guias do SAMG devem possuir estratégias para atender às metas do SAMG. Elas são as Candidatas à Ações de Alto Nível (em inglês "*Candidate High Level Actions*", ou CHLA) que são respostas às condições da planta após o início da fusão do núcleo, quando se caracteriza um cenário de acidente severo. O foco principal de tais ações é a refrigeração do material fundido a fim de minimizar os desafios às barreiras dos produtos de fissão. A Tabela 1 mostra uma lista de CHLA adaptado de [21].

Tabela 1 - Lista de Candidatos a Ações de Alto Nível (CHLA) para uma Usina tipo PWR.

No.	Candidatos a Ações de Alto Nível
1	Injetar no VPR/SRR
2	Despressurizar o VPR/SRR
3	Religar as BRR
4	Despressurizar os GV
5	Alimentar os GV
6	Operar o Spray na Contenção
7	Injetar na Contenção
8	Operar os Recirculadores de Ar da Contenção
9	Operar os recombinadores de Hidrogênio
10	Operar os ignitores de Hidrogênio
11	Suspiro da Contenção
12	Resfriamento externo no VPR
13	Inertizar com vapor a Contenção

3 ESTUDO DE CASO

O estudo proposto consiste em selecionar um determinado Estado de Dano à Planta (EDP), de acordo com a relevância para as usinas de Angra – mais especificamente de Angra 1 – e, através do desenvolvimento da análise (Nível 2) do mesmo, definir medidas mitigatórias para este evento, estudando assim as saídas da APS relevantes para a elaboração dos guias do SAMG.

O estudo se desenvolve basicamente no Nível 2 da APS, pois é onde decorrem as ações após o início da fusão do núcleo do reator, cenário alvo dos Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos, e onde, mais provavelmente, se dará a interação entre a APS e o SAMG.

Como mencionado anteriormente, os EDP resultam do agrupamento das sequências de acidentes do Nível 1 da APS de acordo com as possíveis condições da planta na progressão do acidente. Estes grupos são definidos considerando determinados parâmetros. Os parâmetros que serão utilizados nesta análise são Tipo de Evento Iniciador e Pressão no Sistema Primário.

Em relação ao tipo do evento iniciador, podem se dividir genericamente em sequências de LOCA (incluindo aqui eventos de RTGV) e sequências de transientes.

Sobre a pressão no Sistema Primário, a distinção entre alta e baixa pressão tem objetivo de definir o potencial de falha do Vaso do Reator, além da probabilidade de ocorrência de determinados fenômenos correlacionados a este parâmetro, como a Ejeção de Material Fundido à Alta Pressão.

De acordo com a Figura 11 pode-se identificar que os maiores contribuidores para a Frequência de Dano ao Núcleo em Angra 1 são os Transientes. Dentre eles, o Evento Iniciador

mais relevante para a usina de Angra 1 é a Perda de Energia Elétrica Externa (T1), como mostrado na Figura 12.

Como o a pressão do SRR vai definir diferentes caminhos de progressão do acidente, foi definido o cenário de alta pressão para ser desenvolvido, visto que vai fornecer mais variáveis para serem avaliadas a fim de explorar a importância deste fator na progressão do acidente e verificar possíveis caminhos alternativos de resposta à situação de emergência.

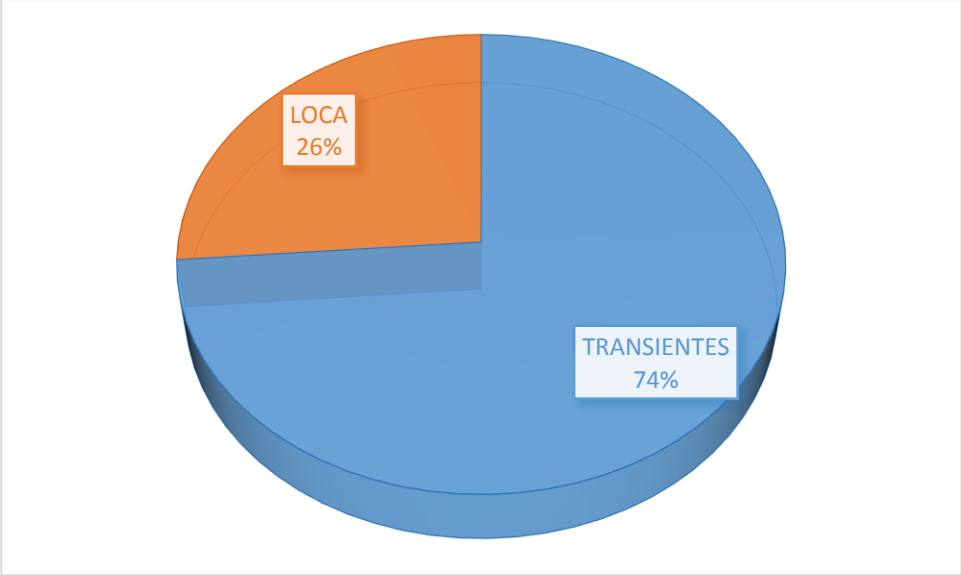

Figura 11 - Distribuição percentual dos contribuidores para a FDN total de Angra 1 nas categorias de LOCA e Transientes.

Para o desenvolvimento da APA foi adotada a metodologia utilizada pela AIEA [15], na qual o desenvolvimento da progressão do acidente é dividido em três fases:

- Fase Inicial: corresponde à resposta imediata da planta ao acidente severo, onde a pressão e temperatura do Sistema Primário aumentam e o sucesso de ações para impedimento da progressão do acidente ainda podem evitar a liberação não controlada de radionuclideos;

- Fase Intermediária: dada a continuação do acidente, compreende os fenômenos anteriores ou diretamente relacionados à falha do Vaso de Pressão do Reator;

- Fase Final: discorre sobre os fenômenos após a falha do Vaso de Pressão do Reator.

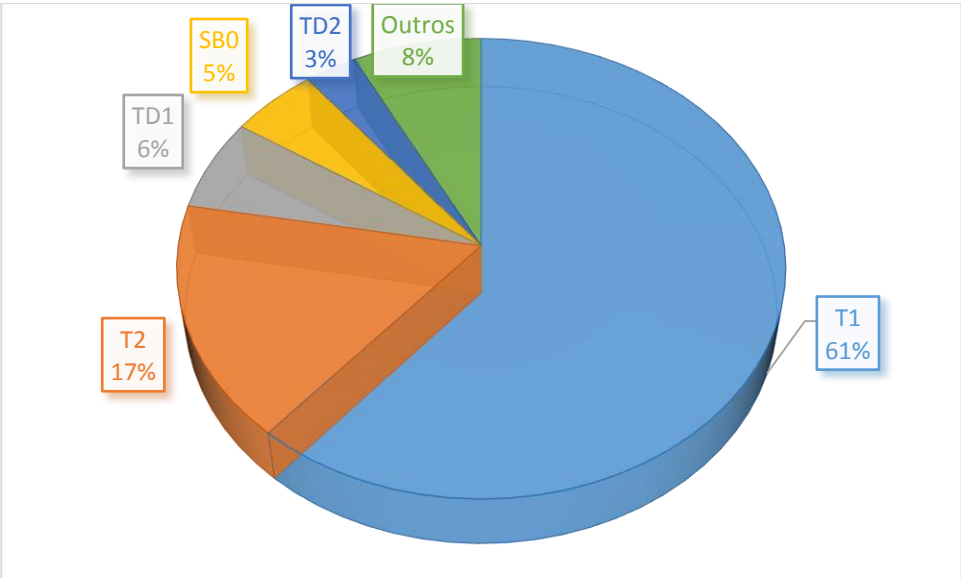

Figura 12 - Distribuição percentual da contribuição dos 5 Eventos Iniciadores mais relevantes na categoria de Transientes em Angra 1. T1 – Perda de Energia Elétrica Externa; T2 – Transientes sem o sistema de conversão de potência; TD1 – perda da barra 1D1; TD2 – perda da barra 1D2; SBO – Station Blackout.

Vale ressaltar que não foi feito qualquer cálculo ou simulação para determinação dos critérios de sucesso e continuidade do acidente das sequências obtidas no desenvolvimento da

APA. Foi utilizada uma abordagem qualitativa, julgada ser suficiente para se atingir o objetivo do trabalho, que, como já mencionado, visa estudar a interação entre a APS e o SAMG.

4 RESULTADOS

O desenvolvimento das Árvores de Progressão de Acidente é importante para visualizar quais são os fatores relevantes para evitar a liberação não controlada de produtos de fissão no meio ambiente, objetivo final dos Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos. Além da verificação dos fenômenos físicos e químicos, avaliando suas causas e possíveis consequências às barreiras de retenção dos produtos de fissão.

Como descrito, a metodologia da AIEA [15] recomenda a divisão do desenvolvimento a Árvore de Eventos de Progressão do Acidente em três fases, obedecendo a cronologia dos eventos.

Utilizando a mesma referência [15], foram selecionados as funções e os fenômenos relevantes para cada fase de acordo com sua aplicabilidade para a usina de Angra 1. A resposta da planta e as ações humanas tomadas para o gerenciamento do acidente também serão avaliadas. Assim, serão descritos os passos para a criação das APA e a discussão em relação à cada função ou fenômeno considerado.

Fase Inicial

Como o Estado de Dano à Planta escolhido foi Transiente com Alta Pressão no pimário (T-AP) a APA se inicia dele.

A Contenção, ou última barreira, é o foco da Análise de Nível 2 da APS. Mas antes de se analisar quais os meios, ou alternativas de se danificá-la, primeiro é necessário se avaliar se a mesma não pode ser desviada (by-passeada) e se ela se encontra isolada (IC), senão quaisquer tentativas operacionais de se tentar manter sua integridade e prevenir a liberação de radionuclideos serão inúteis. Assim, foi definido que a primeira função desta Árvore de Progressão de Acidentes é Isolamento da Contenção. Se a função for cumprida, se segue a avaliação das funções seguintes, e, se a função falha, é assumido que haverá liberação de radionuclideos para o meio ambiente.

Dado que o núcleo do reator começou a fundir, é presumido que a operação da usina ainda esteja tentando tomar medidas para refrigerar o núcleo e, caso ainda esteja pressurizado, tentando também despressurizar o Sistema de Refrigeração do Reator. Apesar de o núcleo já estar fundindo, estas medidas são de extrema importância para a manutenção do núcleo dentro do Vaso do Reator e da integridade da segunda barreira, o VPR e o SRR.

Tendo isto em vista, e que o cenário escolhido para o trabalho foi o de alta pressão no SRR, a segunda função desta APA, será a Despressurização do Sistema Primário (DP), pois qualquer tentativa de injeção de refrigerante não será bem-sucedida enquanto não for possível a redução da pressão.

Por conseguinte, a terceira função definida é Injeção de Segurança (IS), visando a inundação e remoção de calor do núcleo. Esta função pode ser satisfeita com o uso de diversos sistemas. Mas, o único que, por projeto, seria capaz de supri-la a longo prazo seria o sistema de Remoção de Calor Residual, com o uso das bombas de injeção de baixa pressão, que após

término do uso de fonte externa, pode ser alinhado para sucção do poço da Contenção e trabalhar em modo de recirculação.

No caso de sucesso da função Injeção de Segurança, foi assumido que sua consequência não resultaria em uma necessária falha da Contenção ou liberação de matérias radioativos.

Ainda na Fase Inicial, alguns fenômenos podem ter início devido às condições extremas de temperatura e pressão nas quais o SRR foi ou está submetido. De maneira geral, eles serão mais prováveis de ocorrer em um cenário no qual o SRR continua em alta pressão. Assim, na falha da função Despressurização do Sistema Primário, dois fenômenos podem ocorrer: a Ruptura Induzida na Perna Quente (RI-PQ), e a Ruptura Induzida nos Tubos do Gerador de Vapor (RI-TGV), ambos pelo processo de Ruptura por Fluência mencionado no Item 2.3.1.

A ordem na qual estes eventos ocorrem não pode ser prevista, mas para otimização deste trabalho, foi assumido primeiro ocorrer a Ruptura Induzida na Perna Quente, com o argumento de que tal ruptura pode evitar que a outra venha a ocorrer e ainda não resulta em um cenário de liberação imediata de radionuclideos.

Deste modo, a quinta função definida para esta fase foi a Ruptura Induzida nos Tubos do Gerador de Vapor, que, conservadoramente, é esperado que, se ocorrer, resultará em liberação de radionuclideos, provavelmente pelas válvulas de segurança do GV afetado.

Um esquema da APA da Fase Inicial do acidente é mostrado na Figura 13.

Pode-se verificar após a montagem desta APA que só foi encontrada uma sequência (a primeira) na qual o acidente seria terminado ainda nesta fase: sequência na qual houve sucesso no isolamento da Contenção, na despressurização do Primário, e na Injeção de Segurança.

A segunda, terceira e quarta sequências levam a uma transferência para a Fase Intermediária. Mas a segunda e terceira sequências são de baixa pressão no SRR, enquanto que a quarta ainda se tem alta pressão no SRR. Assim, para a Fase Intermediária, será necessário criar, separadamente, duas Árvores, uma para as sequências de baixa pressão e outra para a de alta pressão no SRR. Visto que este parâmetro vai definir que tipo de fenômenos podem ocorrer.

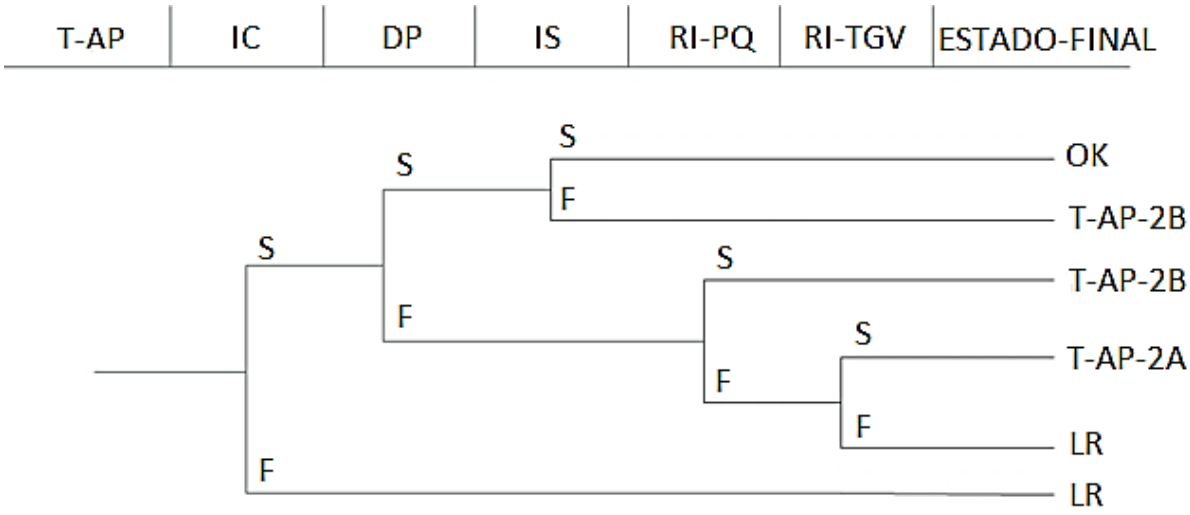

Figura 13 - Árvore de Eventos na Fase Inicial da progressão do acidente para o cenário de alta pressão no reator. Onde S é o sucesso da Função ou consequência positiva do fenômeno e F é a falha da Função ou consequência negativa do fenômeno. IC – Isolamento da Contenção; DP – Despressurização do Primário; IS – Injeção de Segurança; RI-PQ – Ruptura Induzida na Perna Quente; RI-TGV – Ruptura Induzida nos Tubos do Gerador de Vapor; LR – Liberação de Radionuclideos.

As duas últimas sequências levariam imediatamente a consequência indesejada, pelos motivos já expostos.

Fase Intermediária

Como mencionado no desenvolvimento da Fase Inicial, a Fase Intermediária vai se dividir no desenvolvimento de duas Árvores de Progressão de Acidente: uma considerando alta pressão no SRR e outra considerando baixa pressão no SRR.

Esta fase se caracteriza por modelar os fenômenos imediatamente anteriores ou diretamente relacionados à falha do Vaso de Pressão do Reator. De modo que não é presumido que se possa ainda retornar o reator para uma condição estável. Medidas alternativas para refrigeração externa do VPR e controle das condições ambientais da Contenção (pressão, temperatura, atmosfera) ainda podem ser tomadas, mas não foram consideradas nesta análise

Vale ressaltar que apesar de não ser modelado, conservadoramente, ações de recuperação, como a possibilidade de se ainda conseguir reduzir a pressão do SRR e se conseguir iniciar a Injeção de Segurança para evitar a fratura do Vaso do Reator, ainda poderiam estar sendo tomadas.

São três os fenômenos levantados como os mais relevantes nesta fase da progressão do acidente: ignição do Hidrogênio presente no VPR; interação energética entre o combustível e o refrigerante ainda presente no fundo do VPR; e explosão devido à alta pressão no VPR. Todos foram discutidos no item 2.3.1.

A geração do Hidrogênio no reator se intensifica na interação em altas temperaturas do Zircônio com o vapor. Ele tende a se acumular na parte superior do Vaso do Reator e dependendo de sua concentração e a de Oxigênio, ele pode entrar em ignição e gerar uma explosão destruindo o VPR e, dependendo das proporções, até danificar a Contenção. Esse

evento foi intitulado na APA como Explosão de Hidrogênio (EH). Uma estratégia para mitigação deste problema seria a aumento da vazão de injeção de água no núcleo a fim de minimizar a taxa de geração de H_2. E, como discutido na seção 2.3.1, a combustão de H_2 é função de determinados parâmetros como a pressão e a concentração de vapor. Assim, mantendo o ambiente em que ele se encontra em pressões mais elevadas ou com alta concentração de vapor, a probabilidade de haver combustão diminui.

A interação energética entre o combustível e o refrigerante ainda presente no fundo do Vaso do Reator, se dá em estágio avançado de fusão do núcleo, quando gotas de núcleo derretido começam a respingar no fundo do Vaso e, devido à sua alta temperatura, a reação de vaporização da água ocorre à alta velocidade gerando ondas de choque que podem danificar o Vaso de Pressão do Reator e causar sua falha num fenômeno conhecido como Explosão de Vapor (EV). Este fenômeno também é função da pressão ambiente. De modo que uma estratégia para minimizar sua ocorrência é a manutenção da pressão alta no vaso do reator.

A pressão sempre crescente no Reator e por um longo período de tempo vai desafiar as estruturas de maneira geral do Sistema Primário. Mas como as penetrações da Instrumentação Interna do Núcleo na parte inferior do vaso estão submetidas a temperaturas mais elevadas, devido ao acúmulo de núcleo fundido, elas devem ser as primeiras a falhar. Nesta falha a massa de material fundido que antes estava contida no VPR vai se dispersar na Contenção, em um fenômeno chamado de Ejeção de Material Fundido à Alta Pressão (EMF-AP). Como pode ser visto, este fenômeno está associado à muito alta pressão no SRR, de modo que a estratégia sugerida para sua prevenção seria encontrar meios de despressurizar o Primário antes da falha do mesmo.

Conservadoramente, e devido à dificuldade de se analisar seu impacto na Contenção, foi assumido que estes eventos, além da falha do VPR, também poderiam levar à falha da Contenção e, por conseguinte, à liberação de radionuclideos. Se nenhum deles ocorrer, se desenvolve então a terceira fase do acidente, a Fase Final.

No caso de falha do RPV à baixa pressão, a calota inferior do Vaso acaba cedendo devido à alta temperatura do núcleo fundido ali acumulado. Com a falha da calota o núcleo fundido entra em contato com a água acumulada no poço do reator gerando uma explosão de vapor. Entretanto, conforme [22], essa explosão não é considerada suficiente para danificar a Contenção.

O que diferenciou a análise para alta e baixa pressão no SRR, nesta fase do acidente, foi a suposição de que alguns dos fenômenos só ocorreriam em determinadas condições. De modo geral, apesar de haver alguma discussão sobre a ocorrência de "interação energética" em cenários de alta pressão [22], foi determinado que a única diferenciação seria a ocorrência de explosão por alta pressão no RPV, que não ocorreria em cenários de baixa pressão. No restante as APA são as iguais.

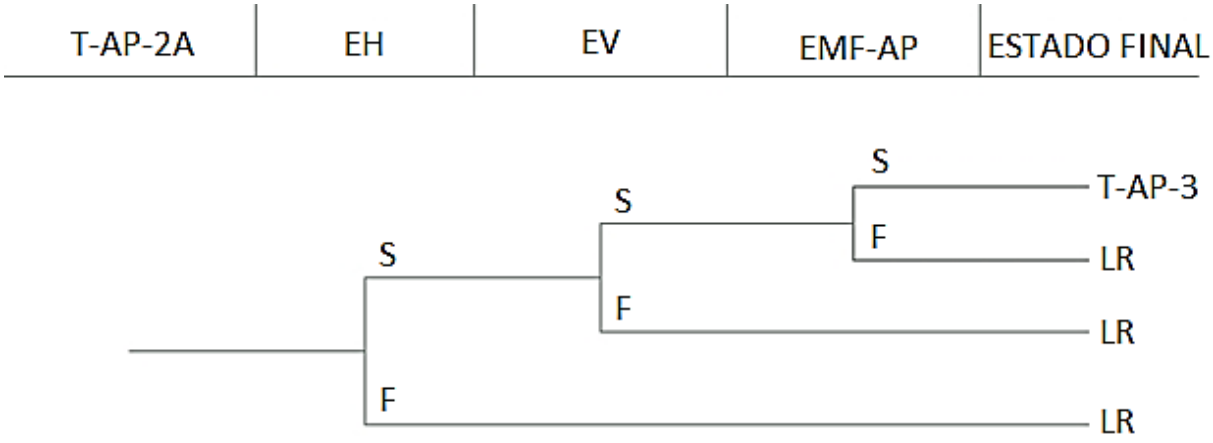

Figura 14 - Árvore de Eventos na Fase Intermediária da progressão do acidente para o cenário de alta pressão no reator. Onde S é o sucesso da Função ou consequência positiva do fenômeno e F é a falha da Função ou consequência negativa do fenômeno. EH – Explosão de H_2; EV – Explosão de Vapor; EMF-AP – Ejeção de Material Fundido à Alta Pressão; LR – Liberação de Radionuclideos.

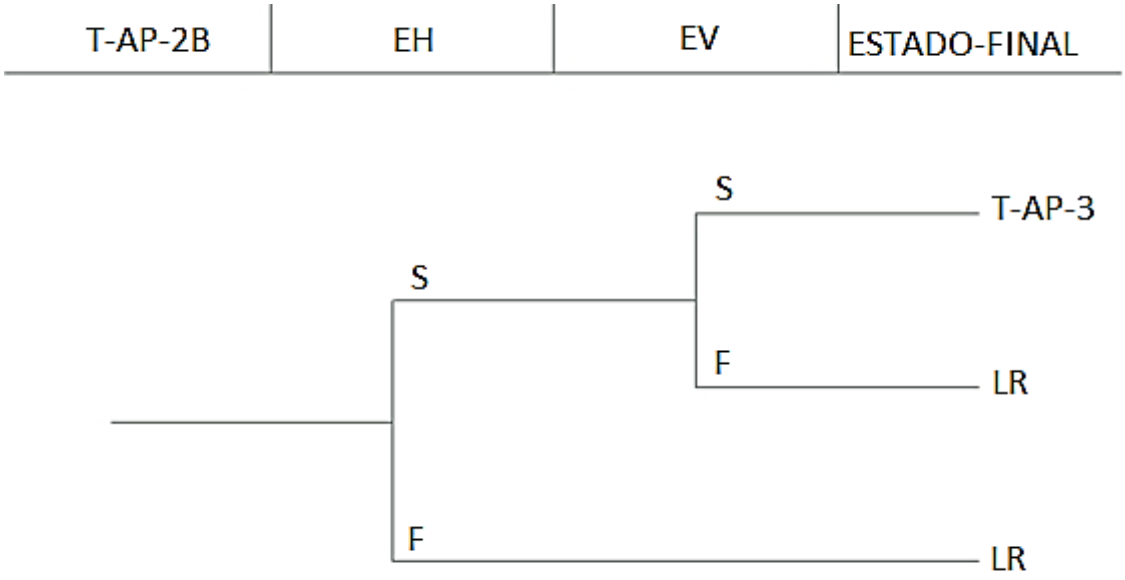

Figura 15 - Árvore de Eventos na Fase Intermediária da progressão do acidente para o cenário de baixa pressão no reator. Onde S é o sucesso da Função ou consequência positiva do fenômeno e F é a falha da Função ou consequência negativa do fenômeno. EH – Explosão de H_2; EV – Explosão de Vapor; LR – Liberação de Radionuclideos.

Fase Final

Dado que nenhum fenômeno afetou a integridade do Edifício de Contenção até o momento, a falha do Vaso do Reator se deu pelo calor do material fundido contido em seu fundo até que o mesmo irrompesse. A Fase Final vai tratar dos eventos que sucedem a falha do VPR até que haja liberação radiológica.

Nesta etapa, como só restou a última barreira de contenção, a APS avaliará a efetividade das medidas tomadas para evitar a falha da mesma. Assim, sistemas como o Spray da Contenção (SEC) e os Recirculadores de Ar da Contenção (RAC) serão importantes, pois poderão ser utilizados para refrigerar e reduzir a pressão da Contenção, caso ainda estejam disponíveis.

Como foram projetados para Acidentes Base de Projeto (DBA), sua utilização tem de ser cuidadosamente analisada levando-se em consideração os parâmetros da planta. Por exemplo, sobre a ocorrência de explosão de Hidrogênio, ao se ligar um ventilador do RAC, o mesmo pode servir como fonte de ignição. Ou ao se utilizar o SEC para reduzir a pressão da Contenção, pode ser que a planta entre em condições mais propícias para a ocorrência de explosão de H_2.

Porém, além das funções já citadas, o Spray da Contenção (SC) também é uma fonte de água para refrigerar o núcleo fundido agora presente na cavidade do reator, no fundo da Contenção. De modo que, para esta análise o mesmo foi considerado, e com a relevância de se evitar a ocorrência do fenômeno seguinte: o material fundido atravessar o fundo da Contenção.

Após a falha do Vaso do Reator, o material fundido vai interagir com a base de concreto no fundo da Contenção. Como discutido no item 2.3.1, essa reação vai intensificar a geração de

Hidrogênio, que é explosivo em altas concentrações. Além disso, se não houver água para buscar refrigerar o núcleo fundido na cavidade do reator, o material fundido vai continuar penetrando o concreto e eventualmente causando a falha do fundo da Contenção, criando um caminho de liberação para o solo. A essa função foi dado o nome Falha da Base da Contenção (FBC).

A terceira função considerada é a Falha da Contenção (FC). Ela compreende, de forma generalizada, a ocorrência de qualquer fenômeno que, nesta etapa da progressão do acidente, possa causar a falha da Contenção. Podendo ser uma explosão de H_2, explosão de vapor ou simplesmente uma falha por sobrepressurização da Contenção. Vale ressaltar que foram diferenciadas as sequências de falha da Contenção na pois é pressuposto que o mecanismo de falha seja diferente.

A Figura 16 ilustra a Árvore de Progressão de Acidentes para esta Fase Final. Pode ser notado que não há Estado Final em que não ocorra liberação de radionuclideos. Esta suposição leva em consideração o fato de que, mesmo que não ocorra qualquer fenômeno que ameace a integridade da Contenção, em algum momento ela terá de ser despressurizada, visto que a interação do material fundido com o concreto gera gases que, gradualmente, aumentarão a pressão até a pressão de falha ou pressão última da Contenção. Porém, vale destacar que estas sequências levariam à uma liberação de radionuclideos controlada (LRc), sendo preferencial à uma liberação não controlada. Daí sua diferenciação nesta última APA.

Toda e qualquer conclusão após a montagem da Árvore de Progressão do Acidente acerca de sua acurácia em refletir a realidade não se faz necessária, visto que, a grosso modo, objetiva-se modelar somente os pontos principais da linha do tempo do acidente a fim de se

verificar entradas relevantes para o SAMG. E não foram realizadas análises termohidráulicas para validação dos cenários apresentados.

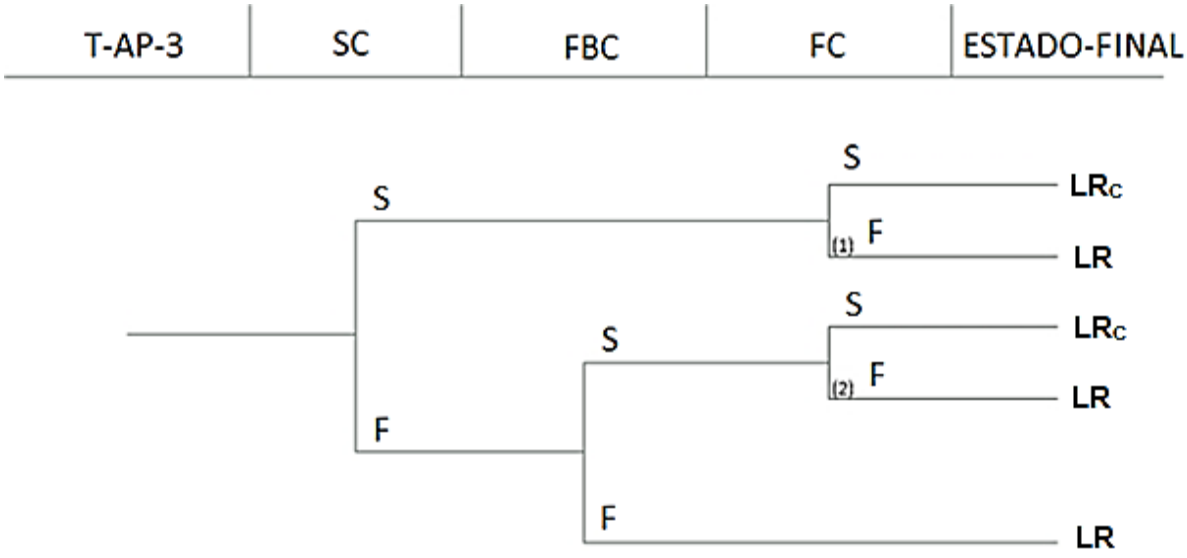

Figura 16 - Árvore de Eventos da Fase Final da progressão do acidente. Onde S é o sucesso da Função ou consequência positiva do fenômeno e F é a falha da Função ou consequência negativa do fenômeno. SC – Spray da Contenção; FBC – Falha da Base da Contenção; FC – Falha da Contenção; LR – Liberação de Radionuclideos; LRc – Liberação de Radionuclideos Controlada.

5 CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

Na primeira parte do estudo, na seleção dos Estados de Dano à Planta, já foi verificada sua relevância em relação ao desenvolvimento dos SAMG, tendo em vista seu trabalho de integrar as diversas sequências de acidentes em pequenas combinações cenários, bastando para isso agrupá-las de acordo com determinados parâmetros relevantes para a progressão do acidente, nos chamados Estados de Dano à Planta.

Uma vez que o SAMG não pode cobrir todos os possíveis acidentes, a síntese de pequenos grupos de configuração da planta permite que cada guia possa ser flexível e que possa disponibilizar estratégias de modo a atender uma pequena gama de diferentes cenários.

O desenvolvimento das Árvores de Progressão de Acidente é indispensável para reconhecer as proporções do acidente e saber que tipos de fenômenos estão sujeitos de acontecer, permitindo ao SAMG propor medidas que possam prevenir que os mesmos possam ocorrer.

O estudo dos possíveis resultados de cada ação a ser tomada no decorrer do acidente é importante para se poder avaliar os impactos positivos e negativos de cada estratégia, passo essencial durante a aplicação do SAMG.

As APA ainda deram a capacidade de se verificar possíveis caminhos de liberação e levantar quais sistemas são mais importantes após o início da fusão do núcleo.

Quando foi necessário desenvolver árvores diferentes na Fase Intermediária, foi possível verificar que os parâmetros da planta vão determinar inclusive quais eventos estão passíveis de ocorrer ou não. Isso foi feito aqui para um caso específico, mas pode ser generalizado.

Na modelagem da Fase Intermediária, foi verificado que a incapacidade de injeção no SRR sujeitou a ocorrência de diversos fenômenos no interior do Vaso de Pressão que vão desafiar sua integridade. Mas, tendo em vista a possibilidade da ocorrência deles e dos possíveis caminhos da evolução do acidente, o pessoal da planta pode iniciar esforços, de maneira preventiva, para controle das condições ambientais da Contenção, como ventilação (uso do

RAC) ou Spray (uso do SEC) e ainda inundar a cavidade do reator, fornecendo meio para remoção do calor na parte externa do VPR e, em caso de falha do mesmo, uma piscina para refrigeração e estabilização do material fundido, prevenindo ainda o ataque da base de concreto no fundo da Contenção.

Umas das conclusões da modelagem da Fase Final da progressão do acidente, foi que não importa a sequência do acidente, inclusive se ele foi interrompido antes da falha da Contenção, haverá liberação de produtos de fissão, pois uma hora será necessário despressurizar a Contenção. Mas, neste caso, a liberação seria controlada, o que é preferível em relação à uma sem controle. Isso mostra a necessidade de a planta possuir um sistema de purga fortemente filtrado para que minimize ao máximo o impacto dessa liberação para o meio ambiente.

Além disso, também foi visto que a utilização de equipamentos projetados para acidentes base de projeto (DBA), tem de ser cuidadosamente analisada, pois ao mesmo tempo em que podem afetar positivamente determinado parâmetro, podem afetar negativamente outro. Por isso, toda estratégia sugerida pelo SAMG tem de ser avaliada considerando seus prós e contras.

6 REFERÊNCIAS

[1] IAEA, "Fundamental Safety Principles - SF-1," International Atomic Energy Agency, Vienna, 2006.

[2] IAEA, "Safety Assessment for Facilities and Activities," International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009.

[3] USNRC, "Information Report by the Office of nuclear Reactor Regulation on the Single Failure Criterion," U.S. Nuclear Regulatory Comission, Washington D.C., 1977.

[4] USNRC, "Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants - WASH-1400," U.S. Nuclear Regulatory Comission, 1975.

[5] IAEA, "INES - The International Nuclear and Radiological Event Scale User's Manual," International Atomic Energy Agency, Vienna, 2013.

[6] World Nuclear Association, "Retirado da Página da World Nuclear Association: http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/three-mile-island-accident.aspx," World Nuclear Association, Acessado em 24/11/2016.

[7] USNRC, "TMI-2 Lessons Learned Task Force Final Report - NUREG-0585," U.S. Nuclear Regulatory Comission, Washington D.C., 1979.

[8] NEI, "Fact Sheet - Chernobyl Accident and Its Consequences," Nuclear Energy Institute, 2015.

[9] IAEA, "INSAG-7 - The Chernobyl Accident: Updating of INSAG-1," International Atomic Energy Agency, Vienna, 1992.

[10] IAEA, "Retirada do site da IAEA - https://www.iaea.org/newscenter/images/spent-fuel-pool-820.jpg," International Atomic Energy Agency, Acessado em 08/01/2017.

[11] Integralismo Linear, "Retirado do Site do Movimento Integralista Brasileiro"http://www.integralismolinear.org.br/site/mostrar_artigo.asp?id=256", Acessado em 20/11/2017.

[12] CNEN, "Página do site da CNEN - http://memoria.cnen.gov.br/memoria/Cronologia.asp?Unidade=Brasil," Comissão Nacional de Energia Nuclear - CNEN, Acessado em 26/11/2016.

[13] A. a. H.E.Guttmann, "NUREG/CR-1278 - Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications," 1983.

[14] A.D.Swain, "NUREG/CR-4772 - Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure," 1987.

[15] IAEA, "Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants - SSG-4," International Atomic Energy Agency, Vienna, 2010.

[16] EPRI, "Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide," Electric Power Research Insitute, Palo Alto, CA, 2003.

[17] EPRI, "PSA Applications Guide," Electric Power Research Institute, Palo Alto, California, 1995.

[18] USNRC, "Chapter 15.0 of the NRC's Standard Review Plan for Light Water Reactors," U.S. Nuclear Regulatory Comission, 2007.

[19] M. Leskovar, "Simulation of Ex-Vessel Steam Explosion," in *Nuclear Power - Operation, Safety and Environment*, Slovenia, Dr. Pavel Tsvetkov, 2011, pp. 207-234.

[20] IAEA, "Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants," International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009.

[21] IAEA, " Implementation of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants," International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004.

[22] EPRI, "Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report Volume 2: The Physics of Accidente Progression," Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, 2012.

[23] M. Modarres and W. Keller, "A historical overview of probabilistic risk assessment development and its use in the nuclear power industry: a tribute to the

late Professor Norman Carl Rasmussen," Reliability Engineering and System Safety, College Park, MA, 2004.

[24] P. Groudev, P. Petrova, E. Kichev and K. Mancheva, "PSA contribution in development and application of severe accident management guidelines," Safety and Reliability of Complex Engineered Systems, 2015.

[25] CNEN, "Segurança na Operação de Usinas Nucleoelétricas - Norma CNEN NE 1.26," Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasil, 1997.

[26] INL, "External Events Risk Analysis - P204," Idaho National Laboratory, 2009.

[27] INPO, "Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station," Institute of Nuclear Power Operations, 2012.

[28] IAEA, "The Fukushima Daiichi Accident," International Atomic Energy Agency, Austria, 2015.

[29] Wikipedia, "Retirado da Página da Wikipedia https://en.wikipedia.org/wiki/RBMK," Wikipedia, Acessado dia 24/11/2016.