

FERRAMENTAS PARA O DESENVOLVIMENTO E APLICAÇÃO DA ANÁLISE PROBABILÍSTICA DE SEGURANÇA DE NÍVEL 2 EM PLANTAS NUCLEARES

Hugo da Costa Romberg Júnior, Nathália Nunes Araújo, Maritza Rodriguez Gual, Marcos Coelho Maturana e Marcelo Ramos Martins

LabRisco – Laboratório de Análise, Avaliação e Gerenciamento de Risco

Av. Prof. Mello Moraes, 2231 | CEP 05508-030

hugo.romberg@labrisco.usp.br

nathalia.nunes@labrisco.usp.br

maritza.gual@labrisco.usp.br

marcos@labrisco.usp.br

marcelo@labrisco.usp.br

ABSTRACT

Na indústria nuclear a Análise Probabilística de Segurança (APS) é parte fundamental de um processo de licenciamento, consistindo em uma análise qualitativa e quantitativa da probabilidade, progressão e consequências de condições transientes e de acidentes. Uma APS é dividida em três níveis, o primeiro engloba uma análise desde o evento iniciador até o dano ao núcleo, o segundo traz uma abordagem do dano ao núcleo até a liberação de radionuclídeos para o exterior da planta nuclear, e o terceiro e último nível analisa da liberação atmosférica de radionuclídeos até o impacto que essa liberação causa na população e no meio ambiente. Existem diversas ferramentas utilizadas nos diferentes países para a abordagem da APS nível 2. Em particular uma APS nível 2 possibilita identificar as sequências de acidentes, e suas frequências, que podem levar à consequências radiológicas. Portanto, as informações fornecidas pelos resultados da APS nível 2 auxiliam inclusive a focar o desenvolvimento dos Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos naquelas sequências de acidentes. O trabalho tem como objetivo apresentar algumas das ferramentas utilizadas no desenvolvimento e aplicação da APS nível 2 em plantas nucleares diante da experiência adquirida por diferentes países membros da AIEA.

1. INTRODUÇÃO

A APS é uma ferramenta efetiva para aprimorar a segurança de plantas nucleares em operação. Deve ser executada em três níveis, o primeiro realizando uma análise desde o evento iniciador até o dano ao núcleo, o segundo partindo do dano ao núcleo e chegando até a liberação de radionuclídeos para o exterior da planta nuclear, e o terceiro e último nível analisando da liberação atmosférica de radionuclídeos até o impacto na população e no meio ambiente, como mostrado na Fig. 1 [1].



Fig. 1 - Níveis da Análise Probabilística de Segurança

Para restaurar a segurança, se um acidente ocorrer, dois tipos de guias de gerenciamento são tipicamente utilizados: Procedimentos Operacionais de Emergência (POE) com objetivo de prevenir a degradação das varetas de combustível e Guia de Gerenciamento de Acidentes Severos (GGAS) para mitigação da degradação de varetas de combustível quando um acidente severo é iminente. A APS nível 2 auxilia a focar no desenvolvimento dos GGAS nas sequências de acidentes que podem levar a consequências radiológicas [2].

2. DESCRIÇÃO

O desenvolvimento de GGAS se deu pela necessidade de fornecer um guia aos operadores para que pudessem lidar com situações onde se faz necessário mitigar ou controlar liberações radioativas produzidas como consequências de um acidente. Um GGAS visa identificar e utilizar qualquer equipamento da planta nuclear, incluindo os não voltados especificamente para segurança, que seja capaz de contribuir com o retardamento da progressão do dano ao núcleo, buscando manter a integridade da contenção e controlando ou minimizando as liberações de radionuclídeos.

O desenvolvimento, sob contrato com a empresa Westinghouse, de GGAS para Angra 1 se deu com base na metodologia da Westinghouse. A revisão 0 dos GGAS foi concluída no final de 2009. Após a conclusão das etapas de desenvolvimento, treinamento e preparação para implementação dos GGAS da usina Angra 1, os GGAS de Angra 1 foram incorporados ao Manual de Operação da Usina (MOU) e, entre os anos de 2016 e 2018, três exercícios envolvendo e integrando Acidentes Severos e Plano de Emergência foram realizados.

O desenvolvimento de Guias de Gerenciamento de Acidentes Severos para Angra 2 teve início em abril de 2011, apoiado por um Acordo de Cooperação com a Comissão Europeia. A conclusão do trabalho, incluindo cálculos, documentação, avaliação, treinamento e integração com o Plano de Emergência ocorreu em dezembro de 2015. Toda documentação gerada foi submetida à CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear), quem também participou dos treinamentos e exercícios. Desde 2016, uma vez por ano, é realizada uma simulação com a equipe do Plano de Emergência, considerando um cenário com acidente severo e, nesta ocasião, são utilizados os GGAS [3].

Em geral uma metodologia de APS permite detectar, partindo dos eventos iniciadores, as sequências de ações, incluindo falhas, sucessos e suas combinações, que podem resultar em consequências drásticas e suas respectivas frequências. Em particular uma APS nível 2 possibilita perceber as sequências de acidentes, e suas frequências, que podem levar a consequências radiológicas. Portanto, as informações fornecidas pelos resultados da APS nível 2 auxiliam a focar o desenvolvimento dos GGAS naquelas sequências de acidentes com os seguintes objetivos: prevenir e mitigar acidentes severos, evitar ou limitar liberações radiológicas. Para executar uma APS nível 2 alguns softwares são importantes, entre eles estão o CAFTA, MELCOR, ASTEC, MAAP, entre outros. A Fig. 2 apresenta um exemplo de metodologia para APS nível 2 [4].

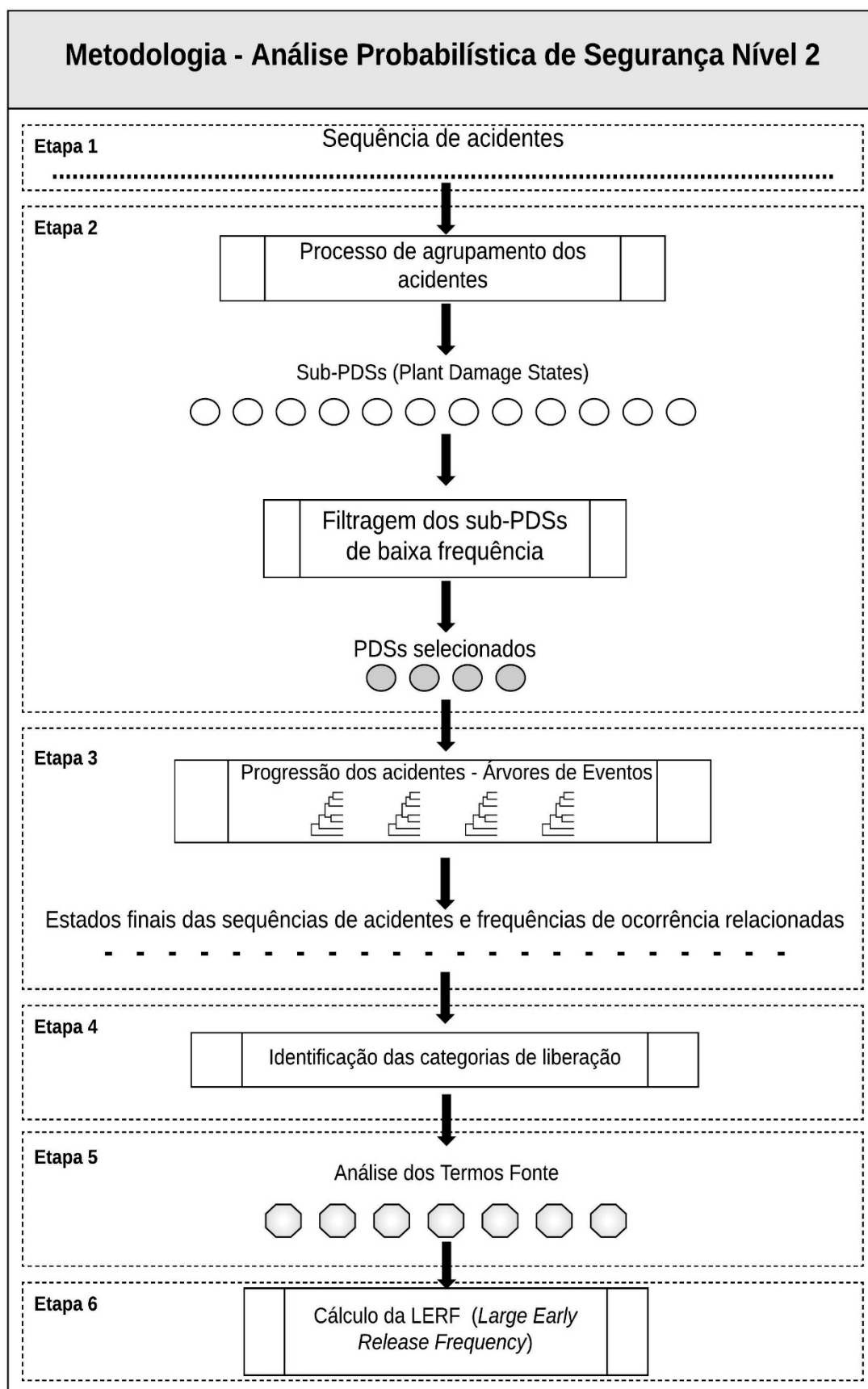


Fig. 2 – Fluxograma - Metodologia de APS nível 2

3. DISCUSSÃO

3.1 Construção de Árvores de Eventos e Árvores de Falhas

Uma das etapas que compõem uma APS nível 2 é a construção de árvores de eventos e árvores de falhas (que suporta a árvore de eventos). Ferramentas como o CAFTA (Computer Aided Fault Tree Analysis), o RiskSpectrum e o SAPHIRE (Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations) são capazes de executar tal etapa.

CAFTA

O CAFTA foi desenvolvido para atender as necessidades de analistas de confiabilidade ao realizar a análise de árvores de falhas e árvores de eventos em um sistema ou grupo de sistemas. Este software inclui: um editor para construir, atualizar e imprimir modelos de árvores de falhas; um editor para construir, atualizar e imprimir modelos de árvores de eventos; banco de dados de confiabilidade; editor de *cutsets*, uma importante ferramenta para revisar e analisar os resultados de *cutsets*; capacidade de gerar *cutsets* e calcular probabilidades de portas individuais (porta “e” ou porta “ou”) [5]. A aquisição do software pode ser feita através do e-mail orders@epri.com.

Um exemplo de árvore de falhas construída com o CAFTA pode ser observado na Fig. 3.

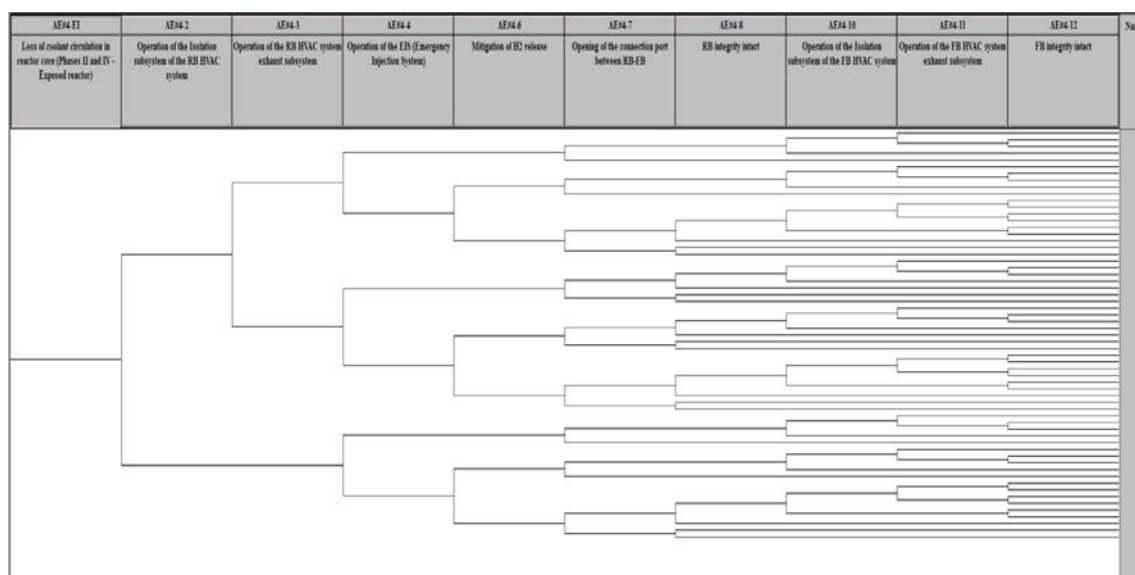


Fig. 3 - Árvore de eventos relacionada à perda de circulação de refrigerante dentro do núcleo aberto de um reator [4]

RiskSpectrum

RiskSpectrum é um conjunto de ferramentas de software que permite aos operadores calcular, visualizar, monitorar e gerenciar riscos, tanto projetados como em tempo real, para garantir operações contínuas seguras e eficientes. Desde a verificação das especificações de entrega e obtenção de aprovação para as operações da planta até o monitoramento da segurança operacional da planta, o RiskSpectrum possibilita a elaboração de modelos dos sistemas e fluxos de trabalho mais complexos.

Uma análise de risco e confiabilidade baseia-se em várias análises. O conjunto de ferramentas de software RiskSpectrum suporta e documenta cada um deles, desde a análise da confiabilidade

humana até as árvores de falhas e eventos. Ele aproveita o poder desses modelos para monitorar e relatar as operações, apoiando todas as decisões com uma avaliação de risco robusta [6].

SAPHIRE

O SAPHIRE é um software desenvolvido para realizar uma Análise Probabilística de Risco. A versão 8 é financiada pela Comissão Reguladora Nuclear dos EUA (NRC - Nuclear Regulatory Commission) e desenvolvida pelo Laboratório Nacional de Idaho (INL – Idaho National Laboratory).

SAPHIRE pode ser usado para modelar a resposta de um sistema complexo a eventos iniciadores e quantificar as frequências de resultados associados (ou probabilidades). Especificamente, para aplicações de usinas nucleares, SAPHIRE 8 pode identificar contribuintes importantes para danos ao núcleo (APR nível 1) e falha da contenção durante um acidente severo que leva a liberações (APR nível 2). Pode ser usado para um PRA em que o reator está em potência máxima, potência baixa ou em condições de desligamento. Além disso, pode ser usado para analisar eventos iniciadores internos e externos e possui recursos para gerenciar modelos como inundação e incêndio. Também pode ser usado de forma limitada para quantificar o risco, usando técnicas de APR, em termos de consequências da liberação para o público e meio ambiente (APR nível 3) [7].

3.2 Simulação de Acidentes Severos

Outra parte fundamental na execução de uma APS nível 2 é a simulação da progressão de acidentes severos que pode ser realizada com códigos como MELCOR, ASTEC e MAAP.

MELCOR

MELCOR é um código de computador totalmente integrado desenvolvido pela Sandia National Laboratories para a Comissão Reguladora Nuclear dos EUA (NRC) para modelar a progressão de acidentes severos em usinas nucleares [8,9].

O MELCOR modela um amplo espectro de fenômenos de acidentes severos, tanto em reatores de água fervente (BWR – *Boiling Water Reactor*) quanto em reatores de água pressurizada (PWR – *Pressurized Water Reactor*). Esses fenômenos incluem: resposta termo- hidráulica no sistema de refrigeração do reator, cavidade do reator, edifícios de contenção e confinamento, aquecimento do núcleo, degradação e realocação, interação núcleo-concreto, produção de hidrogênio, transporte e combustão, liberação e transporte do produto de fissão. A modelagem é geralmente simples, os modelos físicos são agrupados em pacotes de código que trocam explicitamente em formação [10].

O código é fornecido para organizações internacionais governamentais ou não governamentais localizadas em um país membro do Programa de Cooperação de Pesquisa de Acidentes Severos (CSARP) através do representante do CSARP no país. Para organizações não pertencentes ao CSARP o código deve ser requerido por meio do Escritório de Programas Internacionais do NRC. Para o uso em organizações comerciais, instituições acadêmicas e convênios com a NRC o contratante deve entrar em contato com através do e-mail safetycodes@nrc.gov.

ASTEC

O ASTEC (Código de Avaliação do Termo de Fonte de Acidente), foi desenvolvido em conjunto há vários anos pelo Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) francês e o Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) da Alemanha. IRSN desenvolveu o código

integrado ESCADRE, e o GRS modelou o comportamento de contenção usando dois códigos, RALOC para a hidráulica térmica e a distribuição de hidrogênio e FIPLOC para o comportamento do aerossol. Os códigos foram integrados, dando origem ao ASTEC, capaz de simular um acidente severo de um reator LWR, desde os eventos iniciais até a liberação de substâncias radioativas para fora da contenção [11].

ASTEC cobre toda a fenomenologia de acidentes graves, exceto explosão de vapor (para a qual o IRSN usa o software MC3D) e a integridade mecânica da contenção (para a qual o IRSN usa o pacote de software CEA CAST3M).

O código é fornecido a membros que contribuem para a sua validação e desenvolvimento. Não membros podem obter através de contratos especiais, por meio de astec@irsn.fr.

MAAP

O Programa de Análise Modular de Acidentes, Versão 5 (MAAP5) é um código de computador que simula a resposta de usinas de reator de água leve (LWR) durante acidentes severos. O MAAP foi originalmente desenvolvido para o programa Industry Degraded Core Rulemaking no início dos anos 1980 pela Fauske & Associates, LLC (FAI). Ao término desse programa, a propriedade do MAAP foi transferida para Electric Power Research Institute (EPRI) [12].

O MAAP5 trata de todo o espectro de fenômenos importantes que podem ocorrer durante um acidente, modelando simultaneamente aqueles que se relacionam com termo-hidráulicos e produtos de fissão. Ele também modela simultaneamente o sistema primário, núcleo, contenção e reator / edifício auxiliar.

O código é fornecido para membros financiadores da EPRI. Não financiadores podem obter o MAAP através de contratos especiais, por meio de orders@epri.com.

4. CONCLUSÃO

A execução de uma APS tem papel fundamental no licenciamento de uma planta nuclear, tal como, no aprimoramento da segurança associada à mesma. Mais especificamente, uma APS nível 2 contribui de forma direta para a elaboração dos GGAS que têm como objetivo identificar e utilizar qualquer equipamento da planta nuclear que seja capaz de contribuir com o retardamento da progressão do dano ao núcleo, buscando manter a integridade da contenção e controlando ou mitigando as liberações de radioativas.

Para que seja realizada uma APS, além do conhecimento amplo da planta nuclear por parte dos especialistas envolvidos, são necessárias algumas ferramentas, seja para construção de árvores de falhas e árvores de eventos, seja para a modelagem da planta e simulação de acidentes severos. É fundamental que sejam escolhidas as ferramentas corretas para a realização da APS, as quais devem ser validadas e aprovadas pelo órgão licenciador da planta nuclear.

É necessário que os profissionais envolvidos na realização de uma APS tenham domínio sobre as ferramentas que serão utilizadas, o que demanda um estudo aprofundado das mesmas. Vale ressaltar que a conversão de um modelo realizado com uma determinada ferramenta para uma outra pode, muitas vezes, ser uma tarefa complexa, devido às particularidades de cada software. Com o aprimoramento das ferramentas aplicadas em uma APS busca-se atingir os melhores resultados possíveis e o nível mais elevado de segurança para as plantas nucleares licenciadas.

5. REFERÊNCIAS:

- [1] IAEA-TECDOC-1200. Applications of probabilistic safety assessment (PSA) for nuclear power plants. 2001, Vienna;
- [2] Specific Safety Guide No. SSG-54 Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, IAEA, VIENNA, 2019;
- [3] CNEN, ELETRONUCLEAR, SIPRON, IBAMA, “Convention on nuclear safety report by the government of the federal republic of Brazil for the eighth review meeting in March/April 2020”, August 2019, Rio de Janeiro – Brazil;
- [4] Romberg Jr, H. C., Araújo N. N., Gual Maritza R., Maturana M. C., Martins M. R., “Shutdown Level 2 PSA Methodology for a Small Modular Reactor”, PSA 2021, COLUMBUS (2021);
- [5] <https://www.epri.com/research/products/000000003002000020>, 28/06/2020;
- [6] <https://www.lr.org/en/riskspectrum/>, 25/03/2021;
- [7] C. L. Smith, S. T. Wood, *Systemns Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Version 8 Vol. 1 Overview and Summary*, NUREG/CR-7039, June 2011;
- [8] Agência Internacional Energia Atômica, “Status and Evaluation of Severe Accident Simulation Codes for Water Cooled Reactors”, IAEA-TECDOC-1872” (2019);
- [9] Jun Wang, Xin Li, Chris Allison, Judy Hohorst, “Nuclear Power Plant Design and Analysis Codes: Development, Validation, and Application” 1st Edition, Woodhead Publishing (2020);
- [10] Sandia National Laboratories, MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users’ Guide, Version 2.2.9541,” SAND 2017-0455 (Janeiro de 2017);
- [11] <<https://www.irsn.fr/EN/Research/Scientific-tools/Computer-codes/Pages/The-ASTEC-Software-Package-2949.aspx>>. Acesso em: 10 de agosto de 2021;
- [12] Modular Accident Analysis Program (MAAP5) Version 5.02 - Windows. Disponível em: <<https://www.epri.com/research/products/1021648>>. Acesso em: 10 de agosto de 2021.