

Simulação de Acidentes tipo LOCA em Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3.2

Delvonei A. de Andrade¹, Gaianê Sabundjian¹, Pedro E. Umbehaun¹ e Walmir M. Torres¹,

¹ Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN / CNEN - SP)
Av. Professor Lineu Prestes 2242
05508-000 São Paulo, SP

delvonei@ipen.br, gdjian@ipen.br, umbehaun@ipen.br e wmtorres@ipen.br

RESUMO

Neste trabalho apresentam-se algumas simulações de acidentes de perda de refrigerante primário na Usina Nuclear de Angra 2, em dois pontos diferentes do circuito, pernas fria e quente. A ferramenta utilizada para esta simulação é o código RELAP5/MOD3.2.2.g [1]. O acidente consiste basicamente na ruptura da tubulação de um dos quatro circuitos primários de Angra 2. O principal objetivo é o de verificar a eficiência da atuação do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN) em caso de acidentes e transientes. Adotam-se, para esta simulação, critérios de falha e reparo para componentes do SREN a fim de verificar o funcionamento do sistema em desempenhar sua função, como previsto pelo projeto, para preservar a integridade do núcleo do reator e garantir o seu resfriamento. À luz de várias simulações algumas ações são tomadas no sentido de aprimorar a modelagem, como por exemplo, a melhoria da nodalização por meio de uma representação mais realista do núcleo. Este estudo está no contexto dos cálculos para suporte ao processo de qualificação a nível transiente de uma nodalização proposta para Angra 2.

1. INTRODUÇÃO

O presente trabalho consiste na simulação de alguns acidentes de perda de refrigerante primário da usina nuclear Angra 2, eventos esses postulados no capítulo de análise de acidentes do Relatório Final de Análise de Segurança – RFAS (Eletronuclear S.A. Rev. 7, 2003) [2] da usina. A ferramenta computacional utilizada na simulação numérica é o RELAP5/MOD3.2.2.g [1] (The RELAP5 Development Team, RELAP5/Mod3 Code Manual, 1995), código avançado, “Best Estimate” ou realista, em termo-hidráulica.

Angra 2 é um projeto alemão de uma usina nuclear com quatro circuitos de refrigeração a água pressurizada a 158 bar, tendo capacidade de gerar 3765 MW de potência térmica. Esta usina, localizada em Angra dos Reis, RJ, teve sua criticalidade inicial autorizada em julho de 2000. Este trabalho foi baseado nas atividades desenvolvidas dentro de uma cooperação técnica estabelecida entre diferentes setores da CNEN [3,4]. As simulações realizadas nesse trabalho fazem parte de uma das etapas referentes ao processo de qualificação desta modelagem.

O objetivo deste trabalho é o apresentar de forma sussinta os resultados obtidos da simulação de dois acidentes de perda de refrigerante primário por grande ruptura, simulados com o código RELAP5/MOD3.2.2.g. A nodalização utilizada nessa simulação foi desenvolvida após uma série de outras que foram utilizadas em trabalhos anteriores [3,4]. Nesta análise é usado um conjunto de dados de entrada baseado numa nodalização apresentada nas referências [3,4], com o vaso detalhado.

2. DESENVOLVIMENTO DO TRABALHO

2.1. Descrição dos Acidentes Simulados

Os acidentes simulados referem-se à perda de refrigerante por grande ruptura na tubulação de perna quente e fria do circuito primário da usina Angra 2. Estes acidentes estão descritos no capítulo relativo à análise de acidentes, do RFAS/A2.

O objetivo deste trabalho é verificar a confiabilidade da nodalização multipropósito de Angra 2 para um acidente de perda de refrigerante primário por grande ruptura – LBLOCA e da efetiva atuação do SREN. A motivação deste trabalho teve origem nos resultados obtidos com simulação do acidente de pequena ruptura – SBLOCA conforme a referência Andrade e Sabundjian [5]. Além disso, constatou-se que a nodalização simplificada do vaso não se mostrou adequada para qualquer simulação de acidentes tipo SBLOCA, em que haja uma atuação efetiva dos acumuladores do SREN. No entanto, a partir dos estudos anteriores [4] e com o vaso do reator nodalizado de forma detalhada foram simulados uma série de acidentes do tipo pequeno e grande LOCA. Contudo, neste trabalho são apresentados apenas dois deles, ou seja, perda de refrigerante através das pernas quente e fria do circuito primário.

As condições iniciais e de contorno adotadas nesta simulação são apresentadas a seguir.

2.2 Condições iniciais e de Contorno

Basicamente as condições iniciais e de contorno adotadas nesta simulação do acidente em questão seguem aquelas especificadas no RFAS/A2, a menos de indicação ao contrário, onde a condição usada na análise do RFAS/A2 será mencionada entre parênteses:

- Reator operando a 100% de potência (no RFAS/A2 a análise foi conservativamente realizada a 106% de potência);
- Núcleo do reator na condição de início de ciclo, para o ciclo de equilíbrio (i.e. 6 dias de equilíbrio com operação a plena potência e queima de 0,2 MWd/Kg);
- Perfil axial da potência do tipo “top skewed”;
- Calor de decaimento seguindo a Tabela ANS79-1, com um fator multiplicativo de 1,08;
- Sinal de desligamento “scram” do reator: conservativamente considerado o 2º sinal de desligamento, desprezando-se o 1º sinal (previsto ser a pressão na contenção, $p_{cont} > 1,03$ bar);
- Reatividade de “scram” (para desligamento do reator): reatividade equivalente de todas as barras com exceção da barra mais reativa; adicionalmente está sendo considerado um atraso de 0,2 s para início da queda das barras e 2 s de tempo de queda das barras;
- Assumida a condição de “Emergency Power Mode – EPM”, i.e. indisponibilidade de potência externa, ocorrendo no mesmo instante do isolamento da turbina;
- Consideração do critério de falha do acumulador de perna quente do Circuito 30;
- Consideração da perda dos seguintes sistemas: acumulador de perna quente e fria, sistema baixa e alta pressão e do sistema de remoção de calor residual, para o circuito 20.
- Desligamento “coastdown” das bombas de refrigeração do reator concomitante à perda da potência externa;
- Considerado o resfriamento do secundário a uma taxa de -100 K/h, quando a pressão do primário (p_{RCS}) < 132 bar e a $p_{cont} > 1,03$ bar;
- Critério de atuação do SREN: 2 de 3 sinais; $p_{cont} > 1,03$ bar, $p_{RCS} < 112$ bar, nível do pressurizador (L_{pzt}) $< 2,28$ m;
- Critério para a bomba de injeção de alta pressão (siap): critério do SREN atingido, +32 s de atraso devido ao EPM, +5 s de atraso para a partida da bomba;
- Critério para a bomba de remoção de calor residual (srcr): $p_{RCS} < 10$ bar, +37 s de atraso devido ao EPM, +5 s de atraso para a partida da bomba;
- Critério para a injeção de água de alimentação auxiliar: nível do gerador de vapor (L_{gv}) < 5 m.

Deve-se salientar que são adotados critérios de falha/reparo para componentes do SREN, de modo a verificar conservativamente o funcionamento do sistema em desempenhar sua função, como prevista pelo projeto, para preservar a integridade do núcleo do reator e garantir o seu resfriamento.

Os acidentes do tipo LBLOCA são caracterizados por uma rápida depressurização do circuito primário a valores onde ocorre a atuação da injeção de água pelos acumuladores e, logo em seguida, da injeção de segurança de baixa pressão. O lado secundário é requerido na remoção de calor residual. Os processos termo-hidráulicos inerentes à fenomenologia do acidente tais como a vaporização do circuito primário com conseqüente vaporização do núcleo causando uma má distribuição de vazão no seu interior, podem levar a uma redução do nível de líquido provocando o descobrimento do núcleo num intervalo de tempo limitado.

2.3. Descrição da Modelagem

Visando a obtenção de uma modelagem capaz de simular um número abrangente de acidentes e transientes operacionais, decidiu-se desenvolver uma nodalização “multi-propósito”. De modo a contemplar as características específicas do caso aqui apresentado, a esta modelagem básica foram introduzidas modificações/adaptações necessárias.

A Fig. 1 apresenta esquematicamente a nodalização da Usina Angra 2 para o a simulação do LBLOCA nas pernas quente e fria do circuito 20, com o Código RELAP5/MOD3.2.2g. Observa-se que apenas o circuito 20 de refrigeração do reator está representado na figura, pois é onde ocorre a ruptura, mas todos os três circuitos restantes estão sendo também considerados. Da mesma forma, os sistemas de refrigeração de emergência, associados a cada um dos outros três circuitos, são considerados.

A nodalização proposta é composta pelo vaso do reator e suas regiões internas, Fig. (1b), gerador de vapor e suas regiões internas, pressurizador e linha de surto, bomba de refrigeração do reator e pelo Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo – SREN. Este sistema é composto de 8 acumuladores que injetam água nas pernas quente e fria, de 4 bombas de injeção de alta pressão, de 4 bombas de injeção de baixa pressão e remoção de calor residual e de 4 tanques de água borada. Como principais condições de contorno neste esquema de nodalização estão às injeções de água de alimentação principal e auxiliar e a extração de vapor do gerador de vapor. Esta nodalização está descrita detalhadamente em Borges et al [4]; bem como toda documentação referente a ela. Também se consideram nesta nodalização a cinética do reator, o decaimento de potência do reator em caso de seu desligamento, o sistema de proteção do reator e a lógica de atuação do SREN.

A contenção é modelada, mas os outros sistemas tais como: “spray” da contenção, estruturas de calor interna ou mesmo da envoltória da contenção, bem como de mecanismos de remoção de calor internos à contenção não são representados. A contenção, componente 960, recebe a descarga da ruptura do LBLOCA como representada pela Fig. 1.

3. RESULTADOS OBTIDOS

O presente trabalho consiste na simulação dos acidentes de perda de refrigerante primário por grande ruptura (LBLOCA) nas pernas quente e fria da usina nuclear Angra 2. Neste evento

ocorre à ruptura total da tubulação da perna fria do circuito 20 da usina, que corresponde a 4418 cm² de área de ruptura, acidente este descrito no Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2.

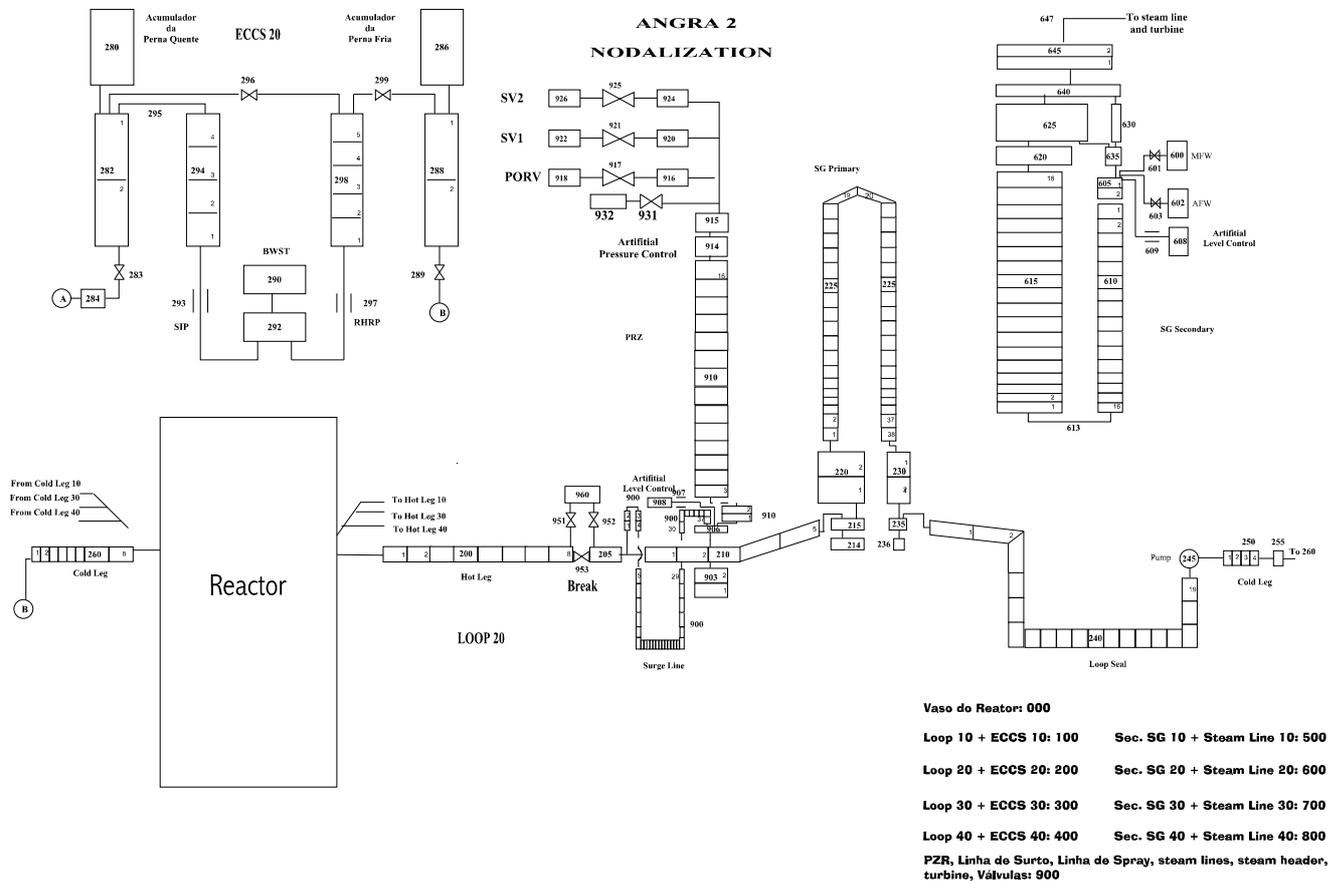


Figura 1. Nodalização de Angra 2 para o LBLOCA na perna quente.

Os LBLOCAs simulados nesse trabalho foram obtidos a partir da simulação prévia do estado estacionário e também dos valores nominais apresentados no RFAS/A2, os quais advêm do item relativo à análise de acidentes. A potência do reator, no entanto, para esta simulação foi considerada 100% de seu valor nominal que difere do RFAS/A2 com 106%.

Os resultados referentes ao caso 1, que consiste em LBLOCA na perna fria, podem ser vistos através das Fig. 2 e 3, e para o caso 2, que se refere a um LBLOCA na perna quente podem ser vistas por meio das Fig. 4 e 5.

As Fig. 2 e 4 apresentam a distribuição temporal da temperatura ao longo do combustível mais quente, onde se observa que a temperatura ao longo da vareta no sentido ascendente do escoamento aumenta, devido ao descobrimento do núcleo, o que era de se esperar para os casos analisados. Salienta-se, que o valor máximo de temperatura atingido na vareta mais quente, é de 850 °C e de 570 °C, para os casos 1 e 2 respectivamente. No entanto, o valor

dessa temperatura no revestimento, está bem abaixo do limite de projeto que é de 1200 °C para Angra 2, que está de acordo com os resultados obtidos no RFAS.

As figuras 3 e 5 mostram o perfil temporal de injeção do SREN do circuito 10, que se assemelha ao comportamento do SREN para os circuitos 30 e 40, nos casos analisados. O SREN ligado ao circuito 20, durante os acidentes, fica fora de operação de acordo com as condições de contorno apresentadas no RFAS/A2. Pode-se verificar que, a partir dos resultados aqui apresentados, houve a atuação correta e adequada das lógicas consideradas no conjunto de dados de entrada.

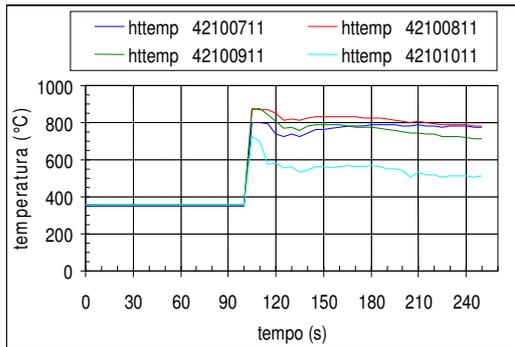


Figura 2. Perfil temporal da temperatura do revestimento do combustível para a barra mais quente (caso1)

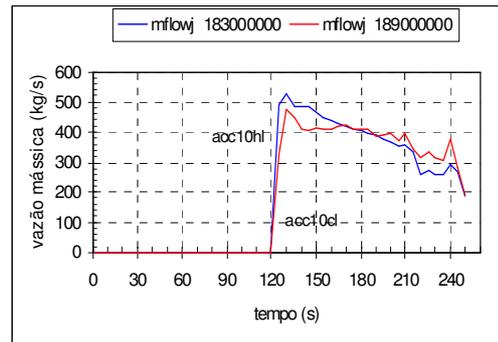


Figura 3. Perfil temporal da injeção do SREN nas pernas quente e fria do circuito 10 (caso1)

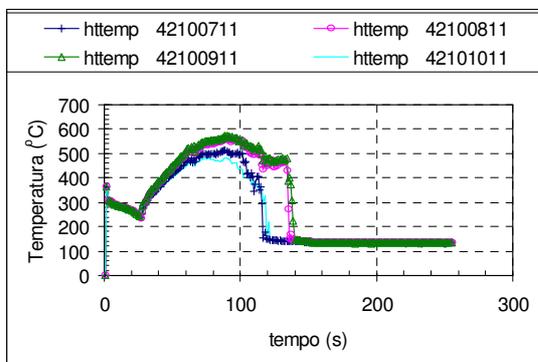


Figura 4. Perfil temporal da temperatura do revestimento do combustível para a barra mais quente (caso2)

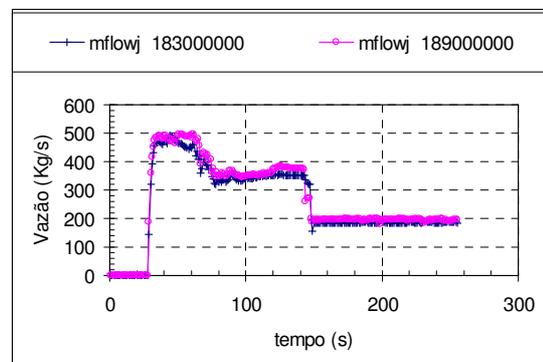


Figura 5. Perfil temporal da injeção do SREN nas pernas quente e fria do circuito 10 (caso 2)

A lógica da atuação correta do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo refere-se: à atuação das bombas de injeção de segurança de alta pressão, dos acumuladores conectados as pernas quente e fria e das bombas de injeção em baixa pressão para remoção de calor residual. Observa-se através das Fig. 3 e 5 que a atuação das bombas de injeção de segurança de baixa pressão ocorre em torno de 20 s.

Em todos os resultados observou-se a atuação adequada da lógica de sistemas, de funções de controle e proteção da Usina Angra 2.

4. CONCLUSÕES

Os resultados obtidos na simulação dos acidentes de perda de refrigerante por grande ruptura nas pernas fria e quente do circuito 20 da usina Angra 2, mostraram-se dentro do esperado e foram satisfatórios quando confrontados aos do RFAS.

Pode se verificar a partir dos resultados, que houve a atuação correta e adequada das lógicas consideradas no conjunto de dados de entrada, para ambos os casos analisados. Estas lógicas estão associadas à atuação do sistema de proteção do reator (1° ou 2° sinal); atuação do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo, o qual contempla a atuação dos acumuladores conectados às pernas quente e fria das bombas de injeção de baixa pressão; ao desempenho das condições de contorno relacionadas à cinética do reator; à potência de decaimento do reator; ao funcionamento das bombas de refrigeração do reator; ao funcionamento da injeção de água de alimentação e da extração de vapor dos geradores de vapor. Um funcionamento satisfatório foi verificado pelas válvulas de alívio e de resfriamento a taxa de -100 K/h dos geradores de vapor.

O comportamento dos resultados obtidos nas simulações são os semelhantes aos apresentados no Relatório Final de Análise de Segurança, observando-se apenas um pequeno atraso na entrada do SREN. No entanto, o sistema atua de forma correta, pois a integridade do núcleo foi mantida durante todo acidente. Isto demonstra que foi efetiva a atuação do controle do SREN, pelo fato das temperaturas no núcleo terem ficado muito abaixo do valor máximo permitido para o revestimento de aço inox utilizado na usina nuclear de Angra 2.

REFERÊNCIAS

1. The RELAP5 Development Team, "RELAP5/MOD3 Code Manual, NUREG/CR-5535 Report, vols. 1-5", Idaho National Engineering Laboratory, August (1995).
2. "ETN, Final Safety Analysis Report – Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unit 2, ELETRONUCLEAR S. A.", *Doc. Ident. MA/2-0809.2/060000, Rev. 3*, Abril (2000).
3. Grupo de Trabalho, "Simulação de Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3.2.2 Gamma", *Sessão Técnica Especial, XII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-hidráulica*, 15-20 Outubro (2000).
4. R. C. Borges, A. A. Madeira, L. C. M. Pereira, E. T. Palmieri, C. V. G. Azevedo, N. S. Lapa, G. Sabundjian e D. A. Andrade, "Simulação de Angra 2 com o código RELAP5/MOD3.2.2 gamma", *Sessão Técnica Especial, XIII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-hidráulica*, 11-16 de agosto (2002).
5. D. A. Andrade e G. Sabundjian, "Qualificação em Nível Transiente da Nodalização a2nb03c: Acidente de SBLOCA de 380 cm² da Linha do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN), Conectada à Perna Quente". *Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Relatório Técnico P&D.CENT.CENT.005.00, RELT.002.R00, IPEN*, São Paulo, SP, Brasil, Julho (2001).