

SIMULAÇÃO DE UM ACIDENTE DE PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO POR GRANDE RUPTURA NA PERNA QUENTE DA USINA ANGRA-2 COM O CÓDIGO RELAP5/MOD3.2.2G

Delvonei Alves de Andrade
Gaianê Sabundjian

Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cid. Univ.
CEP 05508-970 – São Paulo – SP
Tel.: 3816-9165(263)
IPEN/CNEN
delvonei@ipen.br
gdjian@ipen.br

Resumo. O objetivo deste trabalho é apresentar a simulação do acidente de perda de refrigerante por grande ruptura na perna quente do circuito primário – LBLOCA em Angra 2, que está descrito no Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2 – RFAS, com o código RELAP5/MOD3.2.2g. O acidente consiste basicamente na quebra total da perna quente do circuito 20 da Usina. A área considerada para a ruptura é de 4480 cm² que corresponde a 100% da área de escoamento da tubulação do circuito primário. Além disso, este trabalho também tem o objetivo de verificar a eficiência da atuação do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo – SREN em caso de acidentes e transientes. Os processos termo-hidráulicos inerentes à fenomenologia do acidente, como a vaporização da perna quente com consequente vaporização do núcleo causando uma má distribuição de vazão no interior do mesmo, podem levar a uma redução no nível de líquido provocando o descobrimento do núcleo. No entanto o SREN mostrou-se capaz de recobri-lo.

Palavras Chave: RELAP5, LOCA, Análise de Acidentes, Reatores Nucleares

1. Introdução

O presente trabalho consiste na simulação de um acidente de perda de refrigerante primário por grande ruptura na perna quente da usina nuclear Angra 2, evento postulado no capítulo de análise de acidentes do Relatório Final de Análise de Segurança – RFAS (Eletronuclear S.A. Rev. 7, 2003) da usina. Neste evento a área de ruptura da perna quente é de 4480 cm² que corresponde a 100% da tubulação em questão. A ferramenta computacional utilizada na simulação numérica é o RELAP5/MOD3.2.2g (The RELAP5 Development Team, RELAP5/Mod3 Code Manual, 1995), código avançado, “Best Estimate” ou realista, em termo-hidráulica.

O código RELAP5/MOD3.2.2g foi desenvolvido para simulação mais realista de transientes em reatores a água pressurizada e seus sistemas associados. A capacidade de modelagem do código inclui a simulação de acidentes de perda de refrigerante primário por pequenas e grandes rupturas e também transientes operacionais tais como perda de potência externa, perda de água de alimentação, perda de escoamento e transientes antecipados sem desligamento “ATWS”. Este programa permite a representação de sistemas de controle e componentes do sistema secundário onde estão incluídas a modelagem de controles da central, turbinas, condensadores e os sistemas de condicionamento da água de alimentação.

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, (Grupo de Trabalho, 2000). A simulação aqui descrita representa uma das etapas referentes ao processo de qualificação desta modelagem.

O objetivo deste trabalho é o de simular o acidente de perda de refrigerante primário por grande ruptura – LBLOCA que está descrito anteriormente e simulado com o código RELAP5/MOD3.2.2g. Nesta análise é usado um conjunto de dados de entrada baseado na nodalização básica, segundo Andrade e Sabundjian (2001), com exceção do vaso.

2. Descrição do Acidente

O acidente simulado refere-se à perda de refrigerante por grande ruptura na tubulação de perna quente do circuito primário da usina Angra 2. Este acidente está descrito 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 (2002). Além disso, em trabalhos anteriores Andrade e Sabundjian (2001) e Borges (2001), 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 preliminares, Borges et al (2002) 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 é apresentado apenas um deles o LBLOCA na perna quente do circuito primário.

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

2.1 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_{pZR}) $< 2,28$ 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 da perna quente 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.

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. (1a) apresenta esquematicamente a nodalização da Usina Angra 2 para o a simulação do LBLOCA na perna quente 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 all (2002), bem como toda documentação referente a ela. Também consideram-se 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. É neste componente que ocorre a descarga da ruptura do LBLOCA como representada pela Fig. (1a).

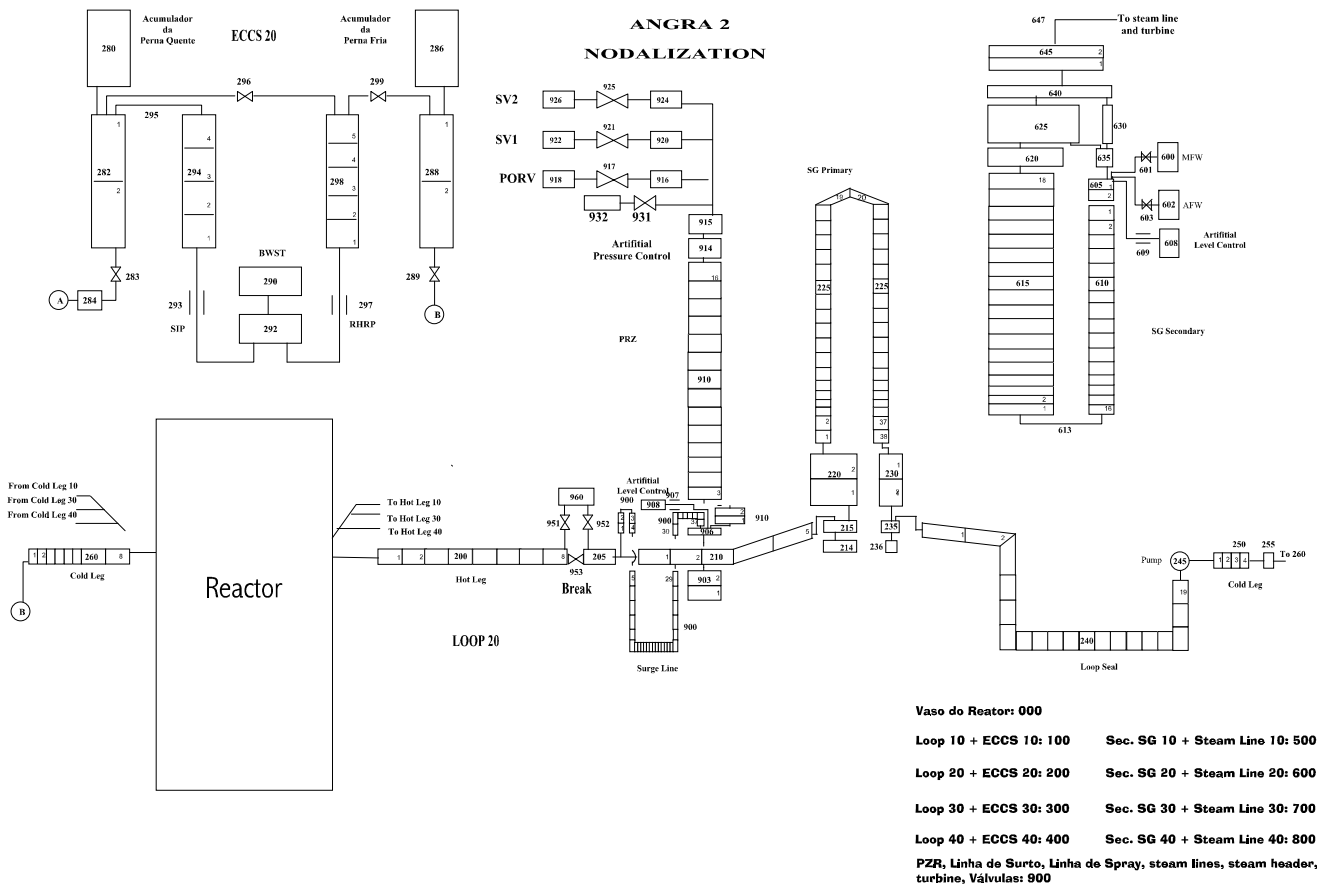


Figura 1a. Nodalização de Angra 2 para o LBLOCA na perna quente.

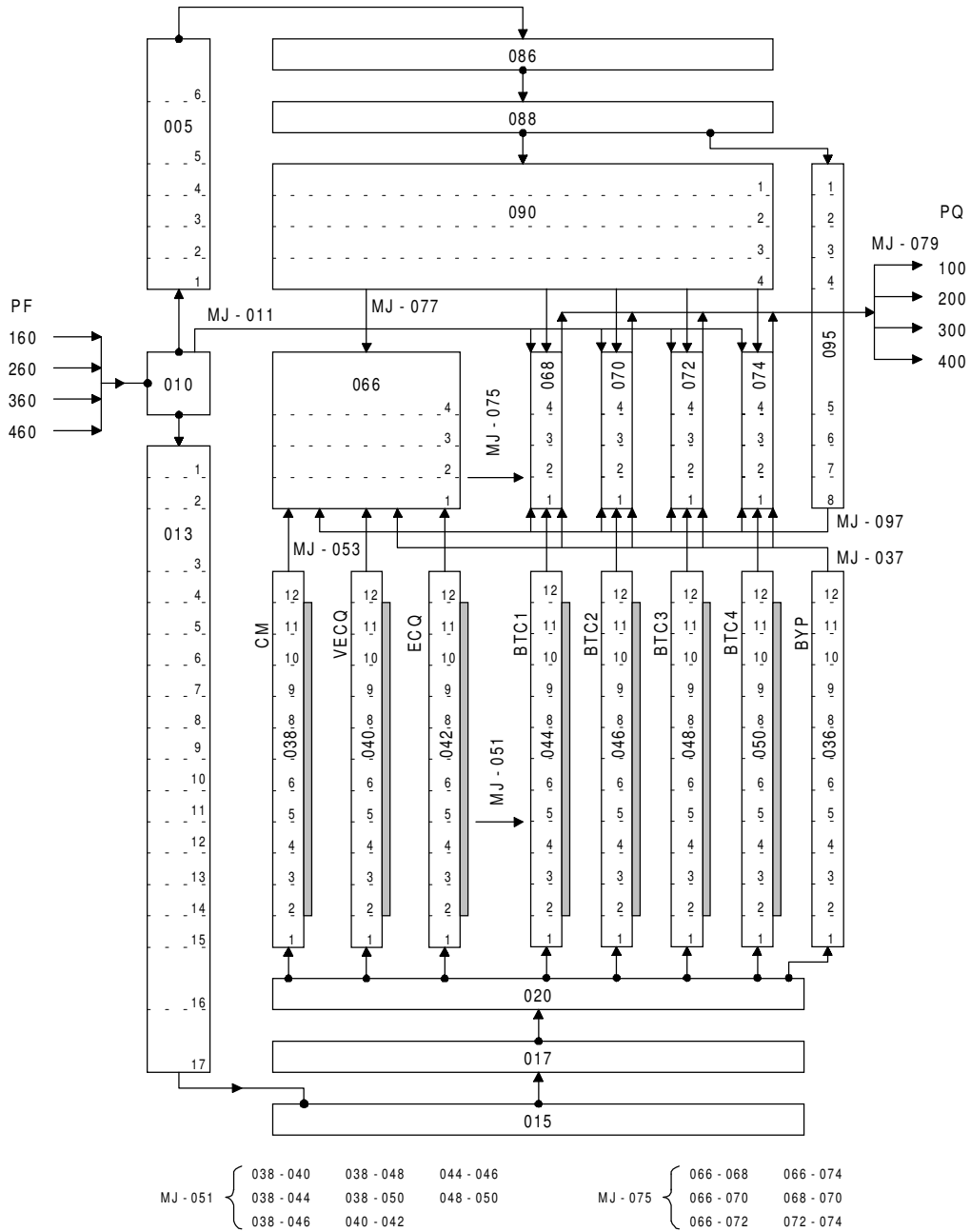


Figura 1b. Detalhe da nodalização do vaso do reator.

4. Resultados

O LBLOCA simulado neste trabalho foi obtido 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 que assumiu o valor de 106%.

A seqüência de eventos ocorrida durante o acidente pode ser vista através da Tab. (1), onde são apresentados os parâmetros de interesse na simulação do acidente proposto.

Tabela 1. Seqüência de eventos para o LBLOCA na perna quente do circuito 20

EVENTO	TEMPO (s)
	Resultados obtidos com RELAP5/MOD.3.2.2.G
- Início da ruptura	0,0
- Desligamento do reator pelo 2º sinal ($p_{RCS} < 132$ bar): → isolamento da turbina, perda de potência externa (EPM), desligamento das bombas do primário	1,1
- Resfriamento do lado secundário à taxa de -100 K/h pelos sinais de $p_{RCS999} < 132$ bar e $p_{cont} > 1,03$ bar	1,1
- Critério de atuação do SREN atingido ($p_{RCS} < 110$ bar e $p_{cont} > 1,03$ bar)	9,2
- Início das bombas de injeção de segurança	40,0
- Início da injeção pelos acumuladores	24,0
- Pico de pressão na contenção	112,0
- Fim da despressurização	42,0
- Início do recobrimento do núcleo	85,0
- Pico de temperatura na barra quente	85,0
- Remolhamento do canal médio	(*)
- Remolhamento do canal quente	(*)
- Esvaziamento dos acumuladores	(*)
- Término da simulação	250,0
(*) – Valores não encontrados durante a simulação do LBLOCA na perna quente do circuito primário de Angra 2	

A Fig. (2) apresenta a evolução temporal da pressão do pressurizador, $p_{910060000}$, na câmara superior, $p_{66040000}$ e no secundário do gerador de vapor, $p_{55001000}$. Observa-se que devido ao isolamento da turbina, a pressão no lado secundário sobe bruscamente atingindo as condições para resfriamento à taxa de -100 K/h, quando então a pressão decresce monotonicamente. A pressão no pressurizador cai à pressão do sistema em torno de 50 s, acompanhando a despressurização do circuito primário. Este comportamento da pressão apresentado no RFAS também mostra que a pressão cai da mesma forma, chegando ao equilíbrio após 50 s.

A evolução temporal da pressão através da ruptura, ou seja, do lado do vaso do reator, $p_{200080000}$ e do lado do gerador de vapor, $p_{205010000}$, pode ser vista na Fig. (3). Verifica-se que, com a rápida despressurização que ocorre no sistema primário, que se encontra inicialmente subresfriado, a pressão de todo o resto do sistema tende a entrar em equilíbrio com a pressão na contenção. Observa-se através da Fig. (4) o comportamento da potência do reator durante o acidente, ou seja, o reator é desligado pelo sinal de sobrepressão na contenção. Observa-se através da Fig. (5) uma brusca descarga de água no início do acidente que é ocasionada pela despressurização rápida do sistema primário, que vai diretamente para a contenção.

Observa-se pelas Fig. (6) e Fig. (7) que a distribuição temporal da temperatura ao longo do combustível mais quente, ou seja, que a temperatura ao longo da vareta no sentido ascendente do escoamento aumenta, como era de se esperar, devido ao descobrimento do núcleo. Salienta-se, que o valor máximo de temperatura, atingido na vareta mais quente, é de 570°C , sendo que o pico de temperatura no revestimento, fica bem inferior ao limite de projeto que é de 1200°C .

A Fig. (8), apresenta o perfil temporal da pressão na contenção, onde se observa que o valor máximo atingido se aproxima assintoticamente de 2,4 bar, valor obtido em condições conservativas e abaixo do valor máximo apresentado no RFAS (> 3 bar).

A Fig. (9), apresenta o perfil temporal do nível de líquido no núcleo, para esta simulação, sendo que durante a despressurização, que ocorre nos primeiros 50 segundos do acidente, o núcleo fica totalmente descoberto, mas por um pequeno intervalo de tempo. Verifica-se também, que o nível se recupera tendendo ao seu valor normal aos 250 s de acidente. Observa-se que, a partir dos 80 s inicia-se a reinundação do núcleo do reator, devido à injeção de água pelos acumuladores. A partir de então o sistema recupera o seu inventário de massa, tendendo a seu valor nominal aos 250 segundos de acidente. Isto mostra a eficiência do SREN durante o acidente analisado.

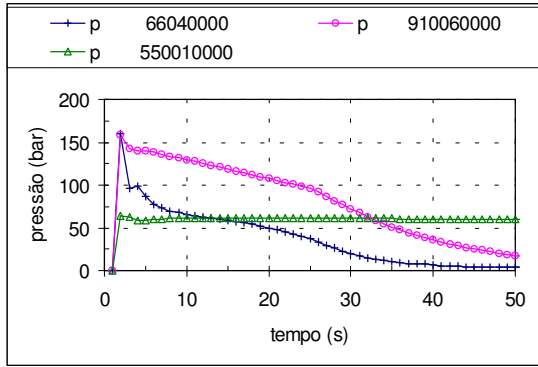


Figura 2. Evolução temporal da pressão no pressurizador, na câmara superior e no secundário do Gerador de Vapor.

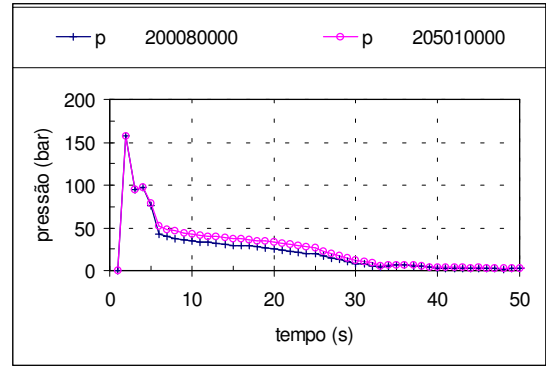


Figura 3. Evolução temporal da pressão na perna quente e fria.

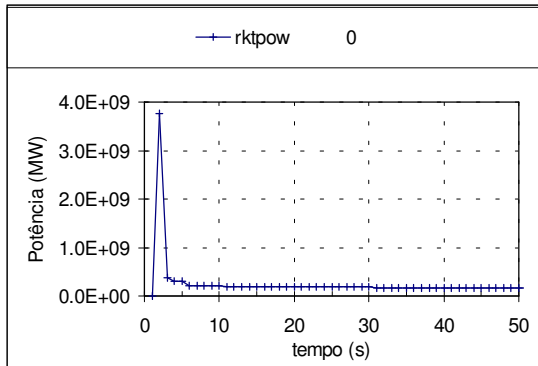


Figura 4. Evolução temporal da potência do reator.

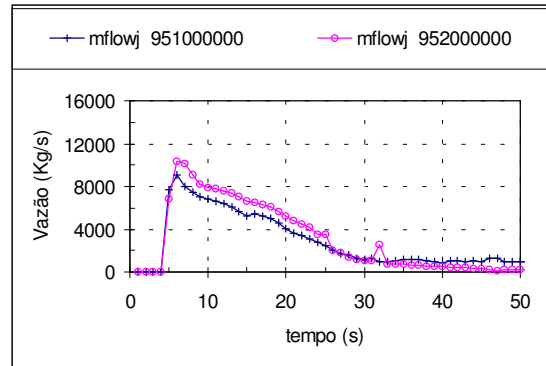


Figura 5. Evolução temporal da vazão na quebra.

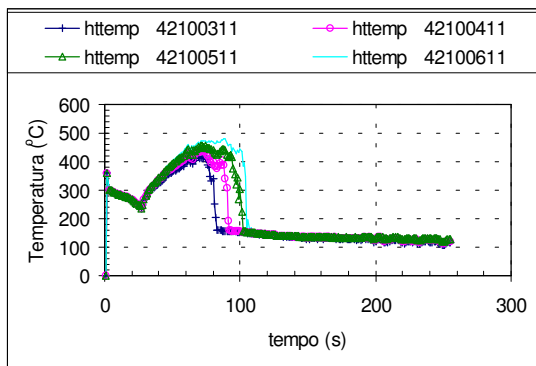


Figura 6. Evolução temporal da temperatura nas estruturas de troca de calor - parte superior.

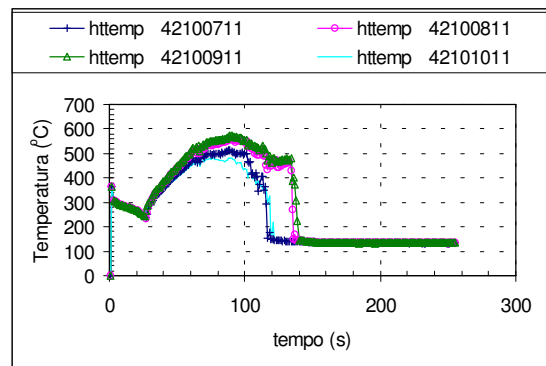


Figura 7. Evolução temporal da temperatura nas estruturas de troca de calor - parte inferior.

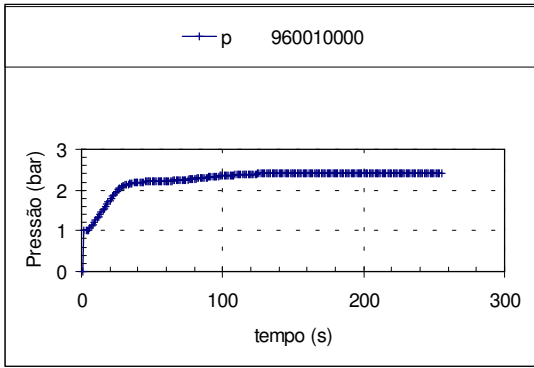


Figura 8. Evolução temporal da pressão na contenção.

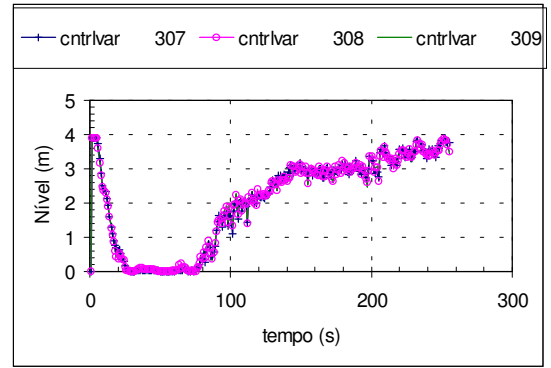


Figura 9. Nível de líquido no núcleo do reator.

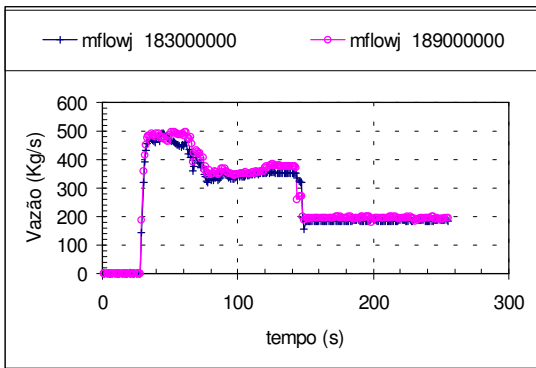


Figura 10. Evolução temporal vazão no acumulador do circuito 10.

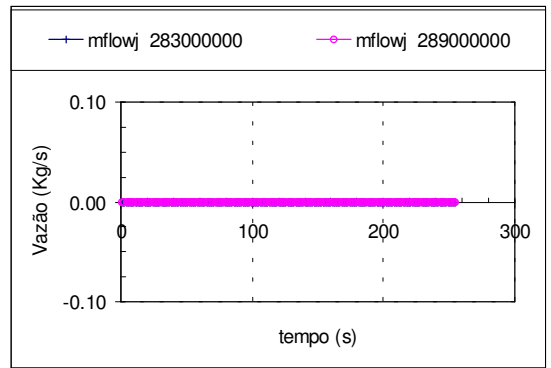


Figura 11. Evolução temporal vazão no acumulador do circuito 20.

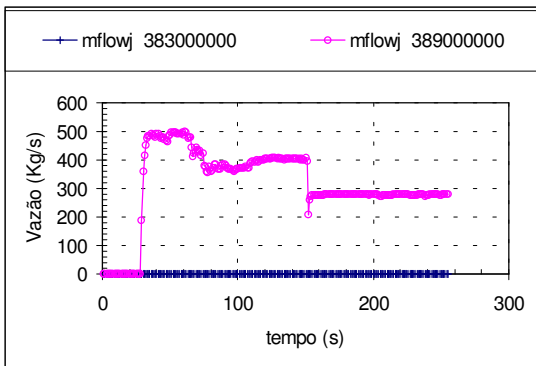


Figura 12. Evolução temporal vazão no acumulador do circuito 30.

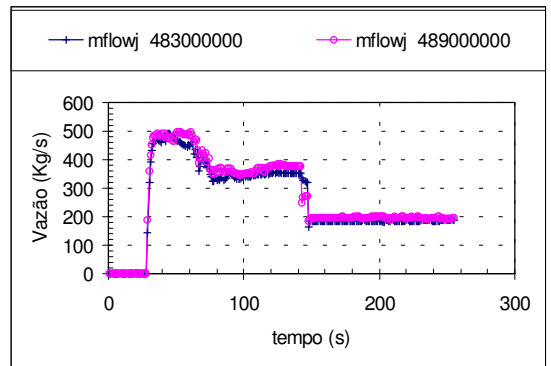


Figura 13. Evolução temporal vazão no acumulador do circuito 40.

As Fig. (10), (11), (12) e (13) mostram o perfil temporal de injeção do SREN dos circuitos 10, 20, 30 e 40, respectivamente. 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.

Esta lógica está associada à 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. (10), (12) e (13) que a atuação das bombas de injeção de segurança de baixa pressão ocorre em torno de 40 s. Os acumuladores associados ao circuito 10 e 40, Fig. (10) e (13) também atuam em torno de 40 s, ao contrário do acumulador de perna quente do circuito 30, que se encontra desligado, segundo o RFAS/A2, como pode ser observado nas Fig. 12. O SREN ligado ao circuito 20, para esta simulação, está fora de operação de acordo com as condições de contorno do RFAS/A2, como mostrado na Fig. (11).

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

5. Conclusões

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

Verifica-se a partir dos resultados, que houve a atuação correta e adequada das lógicas consideradas no conjunto de dados de entrada. 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 nesta simulação são os mesmos 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 do núcleo do reator ter se mantido coberto durante parte do acidente e também a longo termo. Além disso, a temperatura máxima atingida na parte mais quente do núcleo ficou muito abaixo do valor máximo permitido para o revestimento de aço inox utilizado na usina nuclear de Angra 2.

6. Referências

- 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.
- The RELAP5 Development Team, ‘RELAP5/MOD3 Code Manual, NUREG/CR-5535 Report, vols. 1-5’, Idaho National Engineering Laboratory, August 1995.
- 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, Rio de Janeiro, RJ, 15-20 Outubro 2000.
- Andrade, D.A. e Sabundjian, G., ‘Simulação de um Acidente Postulado de perda de Refrigerante Primário por pequena Ruptura na Usina Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3.2.2.g’, XIII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-hidráulica, Rio de Janeiro, RJ, 11-16 de agosto, 2002.
- Andrade, D.A. e Sabundjian, G., ‘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.
- Borges, R.C., ‘Acidente de MBLOCA de 442 cm² na Perna Fria do Circuito 20 da Usina Nuclear Angra 2. Relatório de Atividades RA-SUASE-05/2001’, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, RJ, Brasil, Maio 2001.
- Borges, R. C., Madeira, A.A., Pereira, L.C.M., Palmieri, E.T., Azevedo, C.V.G., Lapa, N.S., Sabundjian, G. e Andrade, D.A., ‘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, Rio de Janeiro, RJ, 11-16 de agosto, 2002.

RELAP5 SIMULATION OF A LARGE BREAK LOCA IN THE HOT LEG OF THE PRIMARY SYSTEM IN ANGRA 2 NUCLEAR POWER PLANT.

Delvonei Alves de Andrade
Gaianê Sabundjian

Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cid. Univ.
CEP 05508-970 – São Paulo – SP
Tel.: 3816-9165(263)
IPEN/CNEN
delvonei@ipen.br
gdjian@ipen.br

Keywords. RELAP5, LOCA, Accident Analysis, Nuclear Reactor

Abstract. *The objective of this work is to present the simulation of a large break loss of coolant accident - LBLOCA in the hot leg of the primary loop in Angra 2, with RELAP5/MOD3.2.2g code. This accident is described in the Final Safety Report Analysis of Angra 2 – FSAR and consists basically of the hot leg total break, in loop 20 of the plant. The area considered for the rupture is 4480 cm², which corresponds to 100% of the pipe flow area. Besides, this work also has the objective of verifying the efficiency of the emergency core coolant system - ECCS in case of accidents and transients. The thermal-hydraulic processes inherent to the accident phenomenology, such as hot leg vaporization and consequently core vaporization causing an inappropriate flow distribution in the reactor core, can lead to a reduction in the liquid level, until the ECCS is capable to reflood it.*