

Revista
Ciência, Tecnologia & Ambiente

Simulação de um SBLOCA em Angra 2 com o RELAP5

RELAP5 simulation of the SBLOCA in Angra 2

Eduardo Madeira Borges^{1*}, Gaianê Sabundjian¹, Thadeu das Neves Conti¹,
Francisco Antonio Braz Filho², Lamartine Nogueira Frutuoso Guimarães²

¹ Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN/CNEN, São Paulo, SP, Brasil.

² Instituto de Estudos Avançados – IEAv /DCTA, São José dos Campos, SP, Brasil. Autor para correspondência: borges.em@hotmail.com

RESUMO

O objetivo deste trabalho foi simular e avaliar o acidente básico de projeto de perda de refrigerante por pequena ruptura de 50 cm² na perna fria do circuito primário da usina nuclear Angra 2. Nesta simulação, verificou-se que as lógicas de atuação do Sistema de Proteção do Reator (SPR) e do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN) de Angra 2 utilizadas nesta simulação funcionaram corretamente, mantendo a integridade do núcleo com temperaturas aceitáveis durante todo o evento. Os resultados obtidos foram satisfatórios quando comparados com os apresentados pelo Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2 (FSAR/A2).

Palavras-chave: análise de segurança, reator nuclear, SPR, SREN.

ABSTRACT

The aim of this paper was to simulate and evaluate the basic design accident of 50 cm² small break loss of coolant accident (SBLOCA) in the cold leg of the primary loop of the Angra 2 nuclear power plant. In this simulation, it was verified that the actuation logics of the Angra 2 Reactor Protection System (RPS) and the Emergency Core Cooling System (ECCS) used in this simulation worked correctly, maintaining core integrity with acceptable temperatures throughout the event. The results obtained were satisfactory when compared with those presented by the Angra 2 Final Safety Analysis Report (FSAR/A2).

Keywords: safety analysis, nuclear reactor, RPS, ECCS.



INTRODUÇÃO

A partir da segunda metade do século passado, observou-se a ocorrência de alguns acidentes em instalações nucleares no mundo. Para atender as exigências dos órgãos licenciadores é preciso realizar alguns estudos termo hidráulicos e análises de segurança para a instalação nuclear que será certificada. Isto é feito com a utilização de ferramentas computacionais, sendo que a mais utilizada é o código RELAP5 (Idaho National Engineering Laboratory, 1999). Um dos tipos de acidentes mais perigosos para um reator nuclear refrigerado a água pressurizada (*Pressurized Water Reactor – PWR*) é o Acidente de Perda de Refrigerante por Pequena Ruptura (*Small Break Loss of Coolant Accident – SBLOCA*) (Corey, 2015).

O objetivo deste trabalho foi analisar as consequências para o reator de Angra 2 do acidente básico de projeto SBLOCA de 50 cm², com o código RELAP5/MOD3.2.gamma, único código aceito pela Comissão Nuclear de Energia Nuclear – CNEN para este tipo de análise e certificação. Este acidente está descrito no capítulo 15 do Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2 (*Final Safety Analysis Report – FSAR/A2*) (Eletronuclear, 2010). Angra 2 é um PWR com quatro circuitos primários, cada um com sua bomba e gerador de vapor, e há apenas um pressurizador.

MATERIAL E MÉTODOS

Metodologia de Simulação

O acidente analisado é uma quebra parcial na tubulação da perna fria do circuito primário 20, com área de ruptura de 50 cm². O evento é simulado até 6.000 s e a quebra simples (abertura da válvula 951, que liga o volume desejado à contenção) ocorre aos 100 s.

Os outros circuitos se mantêm intactos. A usina nuclear Angra 2 foi simulada com base na nodalização

definida nos artigos: Andrade e Sabundjian (2001), Borges et al. (2002) e Borges et al. (2016). A Figura 1 apresenta a modelagem do vaso de pressão o reator Angra 2, utilizada na simulação deste SBLOCA de 50 cm², com o RELAP5.

A Figura 2 representa uma quebra simples (parcial). Apresenta o componente 255 (PIPE) que representa um pedaço da tubulação da perna fria do circuito primário 20 do reator Angra 2, que irá quebrar; o componente 960 (SINGVOL) representa a contenção; e o componente 951 (VALVE) a válvula. Esta válvula, com área de passagem definida pelo tamanho da quebra que se quer simular, liga a tubulação rompida à contenção e é aberta no momento desejado.

O Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN) foi simulado com todas as suas principais características. O SREN consiste de: 8 acumuladores, que injetam água nas pernas quentes e frias (1 para cada perna, de cada um dos 4 circuitos primários: 10, 20, 30, 40), 4 bombas de injeção de alta pressão (BISAP), que injetam água nas pernas quentes (1 em cada circuito primário: 10, 20, 30, 40), 4 bombas de injeção de remoção de calor residual (BRCR), que injetam água nas pernas quentes e frias (de cada circuito primário: 10, 20, 30, 40) e 4 tanques de água borada (em cada circuito primário: 10, 20, 30, 40), conforme Tabela 1. Observa-se que em Angra 2 há apenas um pressurizador ligado ao circuito primário 20. A Figura 3 mostra a nodalização do SREN do circuito primário 20 de Angra 2.

Os critérios de operação do SREN no caso de rupturas SBLOCA da tubulação do primário são apresentados na Tabela 1 e são obedecidos integralmente nesta simulação e definidos no FSAR/A2 (Eletronuclear, 2010). Adicionalmente, também foi integralmente simulado todo o Sistema de Proteção do Reator através da implantação da lógica de atuação descrita no

Tabela 1. Critérios de operação do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo.

Componentes do SREN	Injeção							
	Circuito 10		Circuito 20		Circuito 30		Circuito 40	
	Quente	Fria	Quente	Fria	Quente	Fria	Quente	Fria
Bombas de injeção de segurança	1	–	1	–	FD	–	RD	–
Acumuladores	1	1	1	1	1	1	1	1
Bombas de remoção de calor residual	1		1		FD		RD	

Quebra: quebra na tubulação; FD: Falha do suprimento de potência a Diesel; RD: Reparo do suprimento de potência a Diesel.

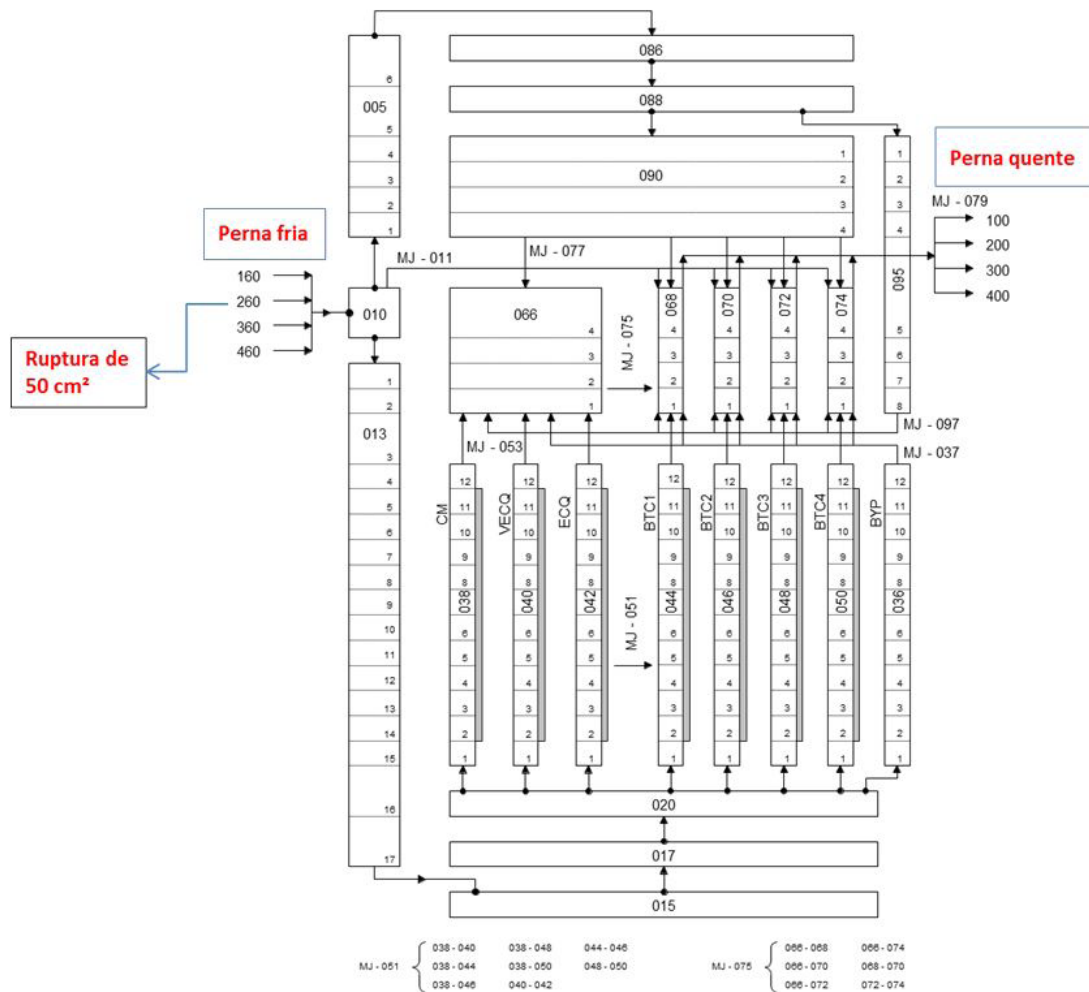


Figura 1. Nodalização do Vaso do Reator Angra 2.

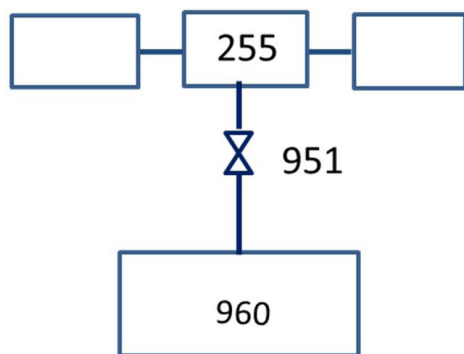


Figura 2. Esquema de quebra simples.

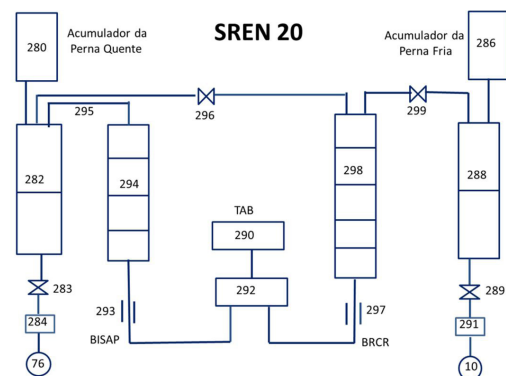


Figura 3. Nodalização do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN – circuito 20) de Angra 2.

capítulo 7 do FSAR/A2 (Eletronuclear, 2010). Essa lógica comporta sequencialmente todos os possíveis sinais de desligamento previstos para cada um dos acidentes base de projeto. Isto significa que para cada um dos eventos postulados no FSAR/A2 muitos parâmetros importantes à segurança são permanentemente confrontados com valores limites para operação.

Condições Iniciais e de Contorno

As condições iniciais e de contorno adotadas na simulação deste acidente seguem aquelas especificadas no RFAS/A2 (Eletronuclear, 2010). Estas condições são gerais para todos os casos de LOCA do RFAS/A2 (Sabundjian, 2016). As condições iniciais adotadas são apresentadas na Tabela 2 e as condições operacionais e

Tabela 2. Condições iniciais na usina Angra 2 a 106% de potência Núcleo.

PARÂMETRO	UNIDADE	NOMINAL [RFAS/A2]	RELAP5	ERRO (%)	
				OBTIDO	MÁXIMO
Reator					
Potência térmica	MW	3765	3768,4	0,09	2,0
Perda de pressão no vaso	bar	2,93	2,815	-3,92	10
Perda de pressão no núcleo	bar	1,34	1,345	0,37	10
Temperatura na saída do núcleo	K	601,25	601,18	-0,01	0,5
Temperatura na entrada do núcleo	K	564,45	566,29	0,33	0,5
Aumento de temperatura no núcleo	K	36,80	34,89	-5,19	-
Temperatura de saída no vaso	K	599,25	600,70	0,24	0,5
Temperatura de entrada no vaso	K	564,45	566,29	0,33	0,5
Aumento de temperatura no vaso	K	34,8	34,41	-1,12	-
Vazão de refrigerante no núcleo	kg/s	17672,0	17671,00	-0,01	2,0
Vazão de desvio do núcleo	kg/s	846,00	845,69	-0,04	10,0
Vazão de desvio pernas fria-quente	kg/s	188,00	188,21	0,11	10,0
Vazão na cabeça do vaso	kg/s	94,00	93,98	-0,02	10,0
Gerador de Vapor					
Pressão de vapor na saída	bar	64,5	64,50	0,0	0,1
Perda de pressão no primário	bar	2,33	2,63	12,88	10,0
Temperatura da água de alimentação	K	491,15	491,15	0,0	0,5
Vazão mássica da água de alimentação	kg/s	513,9	513,90	0,0	2,0
Vazão mássica de vapor	kg/s	513,9	512,34	-0,30	2,0
Vazão mássica de recirculação	kg/s	1541,7	1541,3	-0,03	10,0
Nível de líquido	m	12,2	12,34	0,14 m	0,1 m
Energia térmica transferida	MW	945,5	944,99	-0,05	2,0
Pressurizador					
Pressão	bar	-	158,41		0,1
Nível de líquido	m	7,95	7,96	0,01 m	0,05 m
Circuito Primário					
Pressão na Perna Quente	bar	158,0	158,11	0,07	0,1
Temperatura na Perna Quente	K	599,25	600,72	0,25	0,5
Temperatura na Perna Fria	K	564,45	566,29	0,33	0,5
Vazão mássica do circuito	kg/s	4700,0	4699,70	-0,01	2,0
Perda de pressão total	bar	6,5	6,37	-2,00	10,0

de atuação dos sistemas de emergência da usina nuclear Angra 2 são detalhados como segue:

- reator operando a 106% de potência na simulação um LOCA, cujas condições iniciais encontram-se na Tabela 2 (no RFAS/A2 todas as análises de LOCA foram realizadas de forma conservativa 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* (potência maior no topo);
- calor de decaimento seguindo a Tabela ANS79-1, com um fator multiplicativo de 1,08;
- sinal de desligamento (*scram*) do reator: conservativamente considerado o segundo sinal de desligamento, desprezando-se o 1º sinal;
- 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 0,2s para início da queda das barras e 2 s de tempo de queda das barras;
- assumida a condição de MPE, i.e., indisponibilidade de potência externa, ocorrendo no mesmo instante do desligamento do reator e do isolamento da turbina;
- consideração do critério de falha e reparo para o gerador diesel dos circuitos 30 e 40, o que provoca a indisponibilidade das bombas de

injeção de alta pressão e de remoção de calor residual do SREN conectado a estes circuitos;

- desligamento (*coastdown*) das bombas de refrigeração do reator concomitante com a perda da potência externa;
- considerado o resfriamento do secundário a uma taxa de -100 K/h, quando a pressão do primário (pRCS) $< 13,2$ MPa e a da contenção pcont $> 0,103$ MPa;
- critério de atuação do SREN: 2 de 3 sinais; pcont $> 0,103$ MPa; pRCS $< 11,0$ MPa; nível do pressurizador (LPZR) $< 2,28$ m;
- critério para a bomba de injeção de alta pressão (SIP): critério do SREN atingido, +32s de atraso devido ao MPE, +5 s de atraso para a partida da bomba;
- critério para a bomba de remoção de calor residual (SIPB): pRCS $< 1,0$ MPa, +37s de atraso devido ao MPE, +5s de atraso para a partida da bomba;
- critério para a injeção de água de alimentação auxiliar: nível do gerador de vapor (Lgv) < 5 m.

RESULTADOS E DISCUSSÕES

O acidente do tipo SBLOCA é caracterizado por uma depressurização do circuito primário, considerada lenta, cujo valor controla a atuação do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN). Foram observados os processos termo hidráulicos inerentes à fenomenologia do acidente, tal como a vaporização parcial do refrigerante (água) no circuito primário e vaso do reator, podendo causar uma distribuição inapropriada de vazão no núcleo do reator, que pode levar a uma redução do nível de líquido no núcleo, com possíveis danos aos elementos combustíveis, até que o SREN seja capaz de reencher o vaso de pressão. Alguns dos principais resultados, obtidos na simulação analisada (SBLOCA de 50 cm^2), são apresentados nas figuras de 4 a 10.

Na Figura 4 observam-se as curvas de pressão do primário e do secundário do reator Angra 2, que apresentam a depressurização do sistema, que controla a atuação do SREN de Angra 2. Os resultados

obtidos pela simulação do SBLOCA pelo RELAP5 e os apresentados pelo FSAR/A2 (Eletronuclear, 2010) mostram comportamentos similares.

Nas Figuras 5 e 6 são apresentadas as curvas de vazão em massa do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (ligado ao circuito primário - loops 20 e 30, respectivamente), durante o acidente simulado. Observa-se que a vazão dos circuitos 10 e 20 são iguais, assim como são iguais as curvas de vazão dos circuitos 30 e 40, devido a atuação do SREN, como descrito na Tabela 1. No caso do SREN do circuito 20 a vazão é definida com a atuação das Bombas de Injeção de Segurança (de Alta Pressão), de Remoção de Calor Residual (de Baixa Pressão) e, posteriormente, a injeção de água pelos acumuladores. Nota-se que a vazão do circuito 20 na simulação do RELAP5 é similar à do

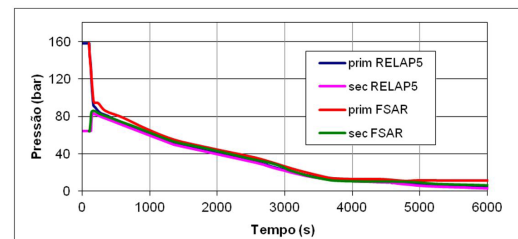


Figura 4. Curvas de pressão dos circuitos primário e secundário de Angra 2.

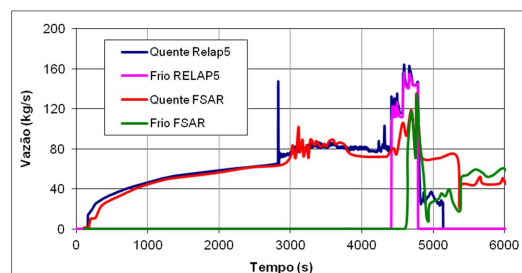


Figura 5. Curvas de vazão em massa do circuito 20 do SREN.

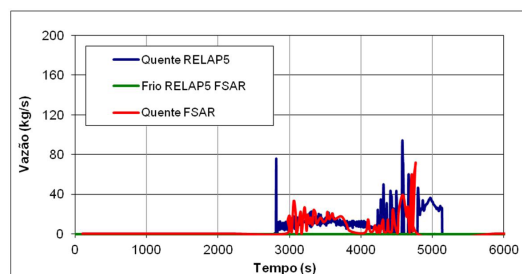


Figura 6. Curvas de vazão em massa do circuito 30 do SREN.

FSAR/2, apresentando atuação do SREN com cerca de 200 s adiantados até os 5140 s de simulação, quando a vazão passa a ser nula, enquanto que no caso do FSAR/A2 há vazão até o fim do evento simulado. No caso do SREN do circuito 30 a vazão é definida apenas com a injeção de água pelos acumuladores. Neste caso, as curvas do FSAR/A2 e do RELAP5 são muito similares, o RELAP5 apresenta atuação do SREN desde 2800 s até 5140 s de simulação, quando a vazão passa a ser nula. No caso do FSAR/A2 apresenta atuação do SREN a partir dos 3000 s até os 4790 s, quando a vazão passa a ser nula.

A Figura 7 apresenta a comparação da vazão mássica da ruptura para a contenção entre o RELAP5 e o FSAR/A2. Nota-se que ambas as curvas mostram comportamentos similares até aproximadamente 4900 s, quando a vazão na quebra do RELAP5 começa a diminuir comparado ao FSAR/A2 e a partir dos 5400 s passa a apresentar oscilação de vazão na quebra, devido a vazão do SREN ser nula, a partir dos 5140 s.

A Figura 8 apresenta a fração de vazio na ruptura. Comparando os dados do RELAP5 e do FSAR/A2, nota-se comportamentos similares, com maior oscilação da fração de vazio apresentada pelo FSAR/A2 até os 3400 s, quando se torna nula. Observa-se ainda que no caso do RELAP5 a fração de vazio na quebra oscila menos e se torna praticamente nula a partir dos 3650 s até aproximadamente 5400 s, quando passa a apresentar grande oscilação.

A Figura 9 apresenta a massa de água do circuito primário do reator Angra 2 para o RELAP5 e FSAR/A2 durante o evento simulado. O cálculo da massa de água do circuito primário, durante o evento é função direta das curvas de vazão, apresentadas anteriormente. Ela é obtida considerando a massa inicial de água do circuito primário do reator menos a massa de água que é perdida pela ruptura durante o acidente, mais a massa de água que é fornecido pelo Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN) do reator durante o evento. Nota-se que, até os 2200 s, as curvas são praticamente iguais. Deste ponto até 4650 s a massa de água do FSAR/A2 é maior que a calculada pelo RELAP5, ocorrendo inversão até os 5200 s. Após este instante a massa de água do FSAR/A2 é sempre maior que a calculada pelo RELAP5,

devido a vazão do SREN ser nula para o RELAP5 a partir dos 5140 s de simulação.

A Figura 10 apresenta a variação da temperatura em função do tempo na parte superior do revestimento da barra quente do núcleo, sendo que as curvas do FSAR/A2 e do RELAP5 tem comportamentos muito próximos e

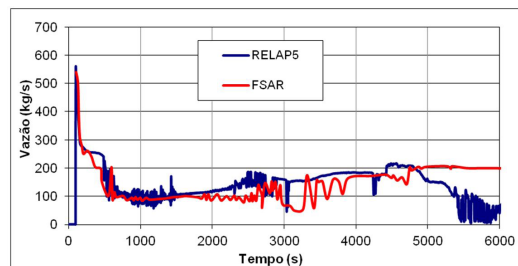


Figura 7. Curvas de vazão em massa na quebra.

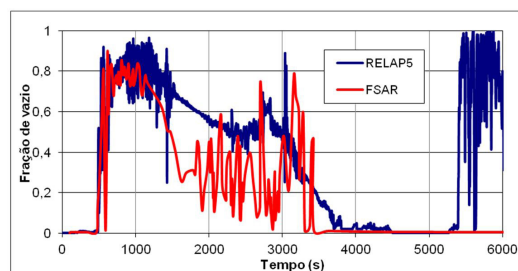


Figura 8. Curvas de fração de vazio na quebra.

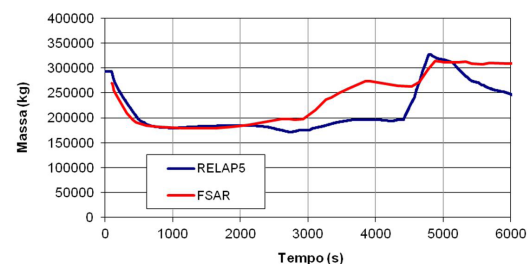


Figura 9. Curvas de massa de água no circuito primário.

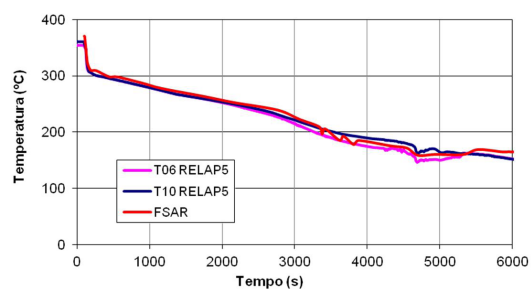


Figura 10. Curvas temperatura na barra quente do núcleo de Angra 2.

que estas temperaturas durante o evento simulado são inferiores às de operação normal do reator Angra 2.

CONCLUSÕES

Os resultados obtidos pelo RELAP5 na simulação do evento analisado (SBLOCA de 50 cm²) podem ser considerados bons, quando comparados com os do FSAR/A2. Além disso, mostram que a integridade do núcleo foi garantida, mesmo considerando os critérios de falha e reparo para os componentes do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN) de modo conservativo, como previsto no FSAR/A2 (Eletronuclear, 2010).

Comparando-se os resultados obtidos com o RELAP5 e os dados do FSAR de Angra 2, pode-se notar que, de modo geral, o RELAP5 fornece dados mais conservativos que os do FSAR/A2. Observa-se ainda que, diferente do FSAR/A2, a vazão do SREN na simulação do RELAP5 torna-se nula a partir dos 5.140 s, resultando em grande oscilação da vazão e da fração de vazio na ruptura a partir dos 5.400 s de simulação, o que, em longo prazo, pode trazer problemas para a segurança da usina Angra 2. Nota-se que este fenômeno não é observado no FSAR/A2.

REFERÊNCIAS

- ANDRADE, D.A. & SABUNDJIAN, G., 2001. *Qualificação a 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*. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Relatório Técnico P&D.CENT.CENT.005.00, RELT.002.R00 Julho 2001.
- BORGES, E.M., CONTI, T.N. & SABUNDJIAN, G., 2016. Simulação do acidente de perda de refrigerante na linha do sistema de resfriamento de emergência do núcleo conectada à perna fria do circuito primário de ANGRA 2. *Revista Ciência, Tecnologia & Ambiente*, vol. 4, no. 1, pp. 45-55. <http://dx.doi.org/10.4322/2359-6643.04107>.
- BORGES, R.C., MADEIRA, A.A., PEREIRA, L.C.M., PALMIERI, E.T., AZEVEDO, C.V.G., LAPA, N.S., SABUNDJIAN, G. & ANDRADE, D.A., 2002. Simulação de ANGRA 2 com o Código RELAP5/Mod3.2.2Gamma. In: *Anais do XIII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-hidráulica*, 2002. Rio de Janeiro.
- COREY, G.R., 2015. A brief review of the accident at Three Mile Island. *International Atomic Energy Agency Bulletin*, vol. 21, no. 5, pp. 54-59.
- ELETRONUCLEAR, 2010. *Final safety analysis report*. Angra dos Reis: Eletronuclear, S. A. Doc. Ident. MA/2-0809.2/060000.
- IDAHO NATIONAL ENGINEERING LABORATORY – INL, 1999. *RELAP5/MOD3 code manual: code structure, system models, and solution methods*. vol. 1. Washington: NRC. NUREG/CR-5535, INEL-95/0174.
- SABUNDJIAN, G., 2016. Simulation of design basis accidents, LBLOCAs. In: IPEN. *Angra 2 with RELAP5 code*. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. Technical Report IPEN-CEN-PSE-DRS-011-00, RELT-001-00.