

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

Simulation of the loss of coolant accident in the emergency core cooling system line connected to cold leg of the primary loop of ANGRA 2

Eduardo Madeira Borges^{1*}, Thadeu das Neves Conti¹, Gaianê Sabundjian¹

¹Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN, São Paulo, SP, Brasil. Autor para correspondência: borges.em@hotmail.com

RESUMO

Devido a ocorrência de acidentes nucleares, organizações reguladoras nucleares mundiais incluíram a análise de acidentes considerados como acidentes base de projeto – Perda de Refrigerante Primário grande ou pequenas-rupturas (Loss of Coolant Accident - LOCA) e incluí-los nos relatórios de análise de segurança de instalações nucleares. No Brasil, a ferramenta selecionada pela autoridade de licenciamento, Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), é o código RELAP5. Este trabalho tem por objetivos simular e avaliar o acidente postulado de perda de refrigerante na linha do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo, que está conectada à perna fria do circuito primário da usina nuclear ANGRA 2. A área da ruptura é de 380 cm² que é considerado um acidente de perda de refrigerante por pequena ruptura, conhecido como *Small Break Loss of Coolant Accident (SBLOCA)*, que é descrito no Capítulo 15 do Relatório de Final de Análise de Segurança de ANGRA 2 – RFAS/A2. A metodologia utilizada para atingir os objetivos deste trabalho é a simulação do acidente proposto com o código RELAP5, que é um programa com filosofia *best estimate*. As condições iniciais e de contorno adotadas na simulação são as mesmas mencionadas no RFAS/A2 e que são descritas no trabalho. Os resultados obtidos mostraram que o Sistema de Proteção do Reator e o Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo de ANGRA 2 atuaram corretamente durante o evento simulado, mantendo a integridade do núcleo com temperaturas bem abaixo do valor limite (1200°C). Os resultados obtidos durante o acidente podem ser considerados satisfatórios, quando comparados aos dados apresentados no Relatório de Final de Análise de Segurança de ANGRA 2.

Palavras-chave: RELAP5, análise de acidente, ANGRA 2, PWR.

ABSTRACT

Due to the occurrence of nuclear accidents, worldwide nuclear regulatory organizations included the analysis of accidents considered as design basis accidents – Loss of Coolant Accident (large and small- break LOCA) – in the safety analysis reports of nuclear facilities. In Brazil, the tool selected by the licensing authority, Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), is the Reactor Excursion and Leak Analysis Program Code (RELAP5). The aim of this paper is the evaluation of the performance of the Emergency Core Cooling System (ECCS) of Angra 2 nuclear reactor during Small Break LOCA (SBLOCA). The methodology used to develop this study considered: the rupture area is 380 cm², considered a Small Break LOCA (SBLOCA) described in Chapter 15 of the Final Safety Analysis Report of ANGRA 2 – FSAR/A2. The initial and boundary conditions adopted to the simulation are described in the FSAR/A2. The results show that the



Reactor Protection System and the Emergency Core Cooling System of ANGRA 2 worked correctly during the simulated event, maintaining the integrity of the core at acceptable temperatures (1200°C). The results of this study were satisfactory when compared with the data reported in FSAR/A2.

Keywords: RELAP5, accident analyses, ANGRA 2, PWR.

INTRODUÇÃO

A partir da segunda metade do século passado, observou-se a ocorrência de alguns acidentes em instalações nucleares no mundo. Então a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA), junto aos órgãos licenciadores dos países que utilizam a energia nuclear, começaram a solicitar às utilitárias que simulassem numericamente alguns acidentes em suas instalações, a fim de verificar a integridade das mesmas quando sujeitas a estes eventos.

Para atender a estas exigências, as utilitárias realizam alguns estudos termo-hidráulicos na área de análise de acidentes e transientes para a instalação que será certificada. Isto é feito utilizando algumas ferramentas computacionais sofisticadas, sendo que a mais utilizada é o programa RELAP5/MOD3.2 Gamma (Idaho National Engineering Laboratory, 1999). Este programa é aceito para o licenciamento de reatores nucleares do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) brasileira.

Este trabalho tem o objetivo de simular o acidente de perda de refrigerante na linha do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN), conectada à Perna Fria do Circuito Primário 20 da usina ANGRA 2. A área da ruptura é de 380 cm², que corresponde a 9% da área de escoamento da tubulação do circuito primário, portanto este evento é considerado um acidente de perda de refrigerante por pequena ruptura (SBLOCA).

A simulação deste acidente visa verificar o desempenho do SREN, se há atuação correta e segura entre a transição da fase de injeção de segurança de alta pressão e a entrada dos acumuladores, para a fase de remoção de calor residual, uma vez que o reator é desligado quando ocorre o acidente. Para a simulação deste evento foi utilizada a nodalização de ANGRA 2 para o RELAP5 e conforme apresentado no trabalho de

Rocha (Rocha et al., 2012), que foi também usada na simulação de outros acidentes (Sabundjian et al., 2013; Sabundjian e Borges, 2015). Neste trabalho foram também utilizadas as referências (Martin e O'Dell, 2005; Caihong e Guobao, 2014) como parte da fundamentação teórica.

Para a simulação deste evento são adotados critérios de falha e reparo para os componentes dos SREN, de modo que o funcionamento do sistema seja conservativo, como previsto no projeto, com a finalidade de preservar a integridade do núcleo do reator e garantir o seu resfriamento. As condições iniciais e de contorno adotadas na simulação do acidente analisado neste trabalho seguem aquelas especificadas no Relatório de Final de Análise de Segurança de ANGRA 2 (RFAS/A2) (Eletronuclear, 2010). Nesta simulação também serão verificadas se as lógicas de atuação do Sistema de Proteção do Reator (SPR) e do SREN, estão funcionando corretamente.

O Relatório Final de Análise de Segurança de uma usina nuclear contém informações detalhadas da planta e simulações numéricas de possíveis acidentes e transientes que podem ocorrer na instalação. Este relatório é uma exigência da Comissão Nacional de Energia Nuclear para que a usina entre em funcionamento.

Portanto, o objetivo deste trabalho é simular um SBLOCA no sistema SREN da usina nuclear de ANGRA 2.

MATERIAIS E MÉTODOS

Nodalização Adotada Para a Simulação

A usina nuclear de ANGRA 2 começou a operar comercialmente em 2001 e foi a segunda usina nuclear brasileira. Com potência de 1.350 MW, é capaz de suprir uma cidade de 2 milhões de habitantes, como Belo Horizonte, por exemplo. Esta instalação é composta de quatro circuitos primários (10, 20, 30 e 40) e com dois SREN para cada um dos circuitos, um na perna fria e outro na perna quente (Eletronuclear, 2010).

A Figura 1 mostra o arranjo de cada um dos componentes em seus respectivos circuitos, sendo que no circuito 20 é que se encontra o pressurizador.

Para a simulação do acidente em ANGRA 2 com o programa RELAP5 (RELAP5, 2001) é necessário definir a nodalização de toda a planta, os circuitos: primário e secundário, o Sistema de Resfriamento de Emergência

do Núcleo (SREN), válvulas, sistemas de controle, etc. A nodalização adotada foi desenvolvida por um grupo de trabalho composto pelos institutos da CNEN (Borges et al., 2002), onde foram realizados todos os testes

para a validação do modelo e dos usuários. Este trabalho utilizou a documentação oficial da usina, não podendo ser comparada com outros trabalho desenvolvidos para a mesma. Tomou-se como base para a elaboração

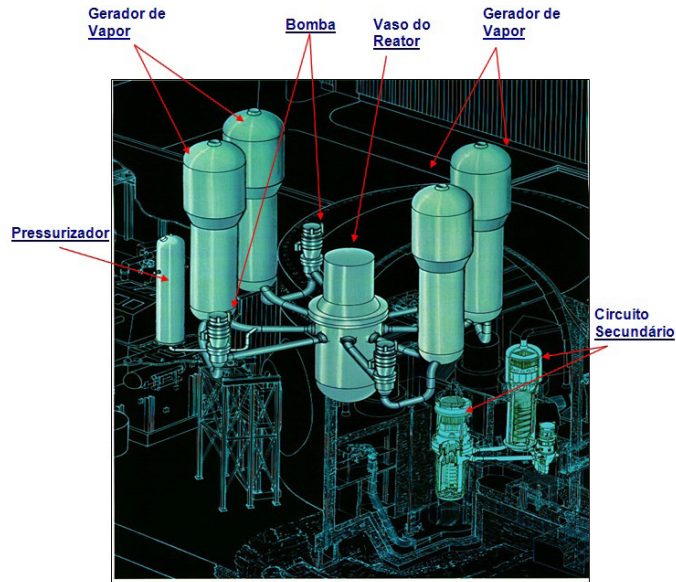


Figura 1. Arranjo dos componentes da Usina Nuclear ANGRA 2.

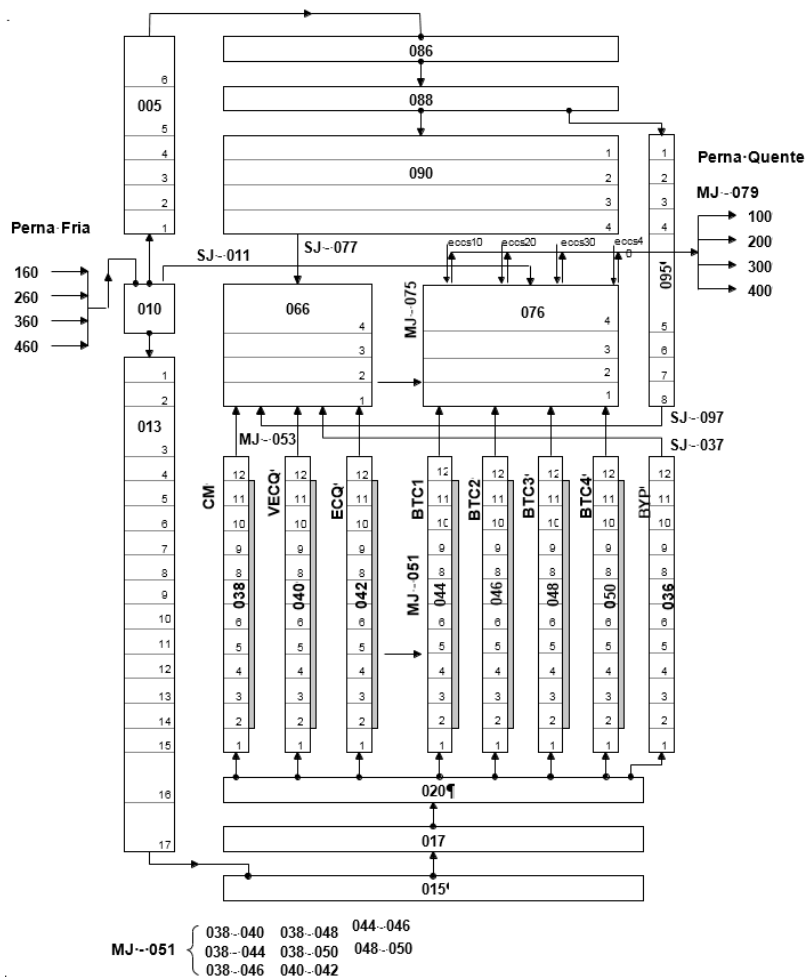


Figura 2. Nodalização detalhada do vaso do reator ANGRA 2.

do *input* básico alguns documentos que sem os quais este tipo de simulação não seria possível, dentre eles estão as seguintes referências (Galletti e Galassi, 2002; Galletti, 2002).

A Figura 2 apresenta a modelagem do vaso do reator ANGRA 2 utilizada na simulação deste evento para o RELAP5, considerando o núcleo do reator simulado por três canais termo-hidráulicos.

A Figura 3 apresenta os SREN apenas do circuito primário 20, que é composto de dois acumuladores: um para a perna fria e outro para a perna quente, um Tanque de Água Borada (TAB), uma Bomba de Injeção de Segurança de Alta Pressão (BISAP) ligada à perna quente, e uma Bomba de Remoção de Calor Residual (BRCR), válvulas e tubulações. É no circuito 20 onde ocorre a quebra que é representada no volume de controle 291, simulada por meio da válvula 951 que está ligada diretamente a contenção, representada pelo volume de controle 960. Os quatro circuitos primários foram modelados e simulados, assim como os outros SRENs referentes aos circuitos 10, 30 e 40. Estes não são apresentados em figuras, pois são idênticos ao circuito 20, exceto pelos volumes e válvulas necessários para a simulação da quebra.

Simulação do Evento

Neste trabalho foi simulado o acidente de perda de refrigerante na linha do Sistema de Resfriamento de

Emergência do Núcleo (SREN), conectada à Perna Fria do Circuito Primário 20 da usina ANGRA 2. A área da ruptura é de 380 cm², que corresponde a 9% da área de escoamento da tubulação do circuito primário, portanto este evento é considerado um acidente de perda de refrigerante por pequena ruptura (SBLOCA).

As condições iniciais e de contorno adotadas na simulação deste acidente seguem aquelas especificadas no Relatório de Final de Análise de Segurança de ANGRA 2 (RFAS/A2) (Eletronuclear, 2010), que são as seguintes:

- potência do reator – 106% da potencia nominal;
- desligamento do reator conservativo – desprezar o 1º sinal e atuar no 2º sinal;
- desligamento do reator – pressão do sistema primário de refrigeração do reator (pRCS) < 132 bar;
- resfriamento do secundário (taxa de 100 Kg/h) – Pressão do primário (pRCS) < 132 bar e Pressão da contenção (pcont) > 1,03 bar;
- critério de atuação dos SRENs – Pressão do primário (pRCS) < 110 bar e pressão da contenção (pcont) > 1,03 bar.

A Tabela 1 apresenta os critérios de funcionamento e falha dos SREN de ANGRA 2 (Eletronuclear, 2010), adotados para a simulação deste evento e especificados pelo RFAS/A2. Nota-se que para o acidente simulado, todos os componentes do SREN do circuito 10 estão

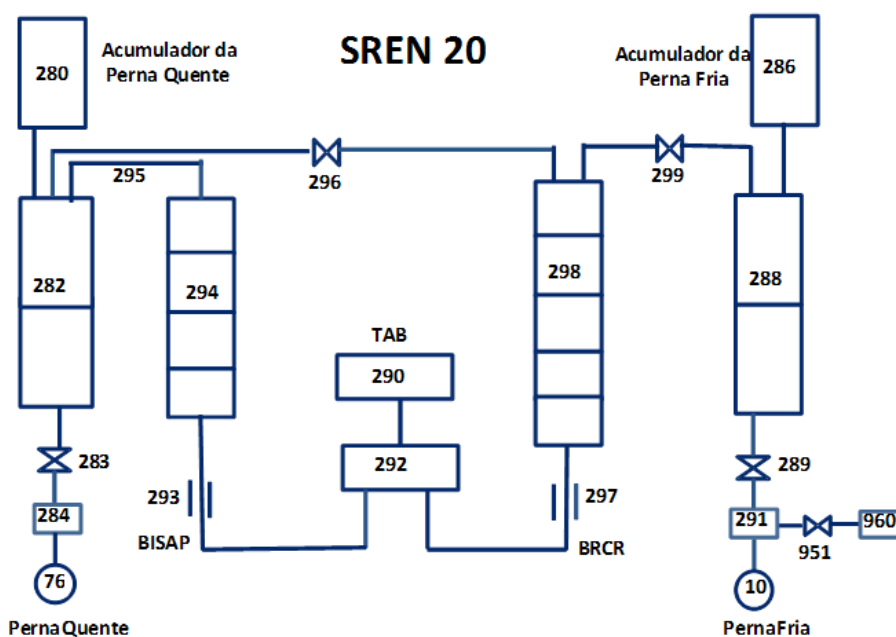


Figura 3. Esquema do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo para o circuito 20.

operacionais. No circuito 20, onde é simulada a quebra, a Bomba de Injeção de Segurança de Alta Pressão (BISAP) ligada a perna quente e o acumulador da perna quente estão operacionais, porém o acumulador da perna fria não está operacional, assim como, a Bomba de Remoção de Calor Residual (BRCR). Nota-se que, para a simulação deste evento, de todos os componentes dos SRENs dos circuitos 30 e 40, apenas os acumuladores das pernas quente e fria estão operacionais, os outros sistemas estão inoperantes.

Na sequência são apresentados os resultados obtidos na simulação do acidente proposto.

RESULTADOS E DISCUSSÕES

Neste evento foi simulado inicialmente o estado estacionário da modelagem de ANGRA 2 por 100 s. No final deste tempo dá-se início ao acidente de perda de refrigerante na linha SREN conectada à perna fria do circuito primário 20, por meio da abertura da válvula 951 com área de escoamento de

380 cm², que conecta a linha de saída do acumulador, volume 291, à contenção, volume de controle 960.

A Tabela 2 apresenta a sequência de eventos devido ao acidente de perda de refrigerante por pequena ruptura (SBLOCA) que foi simulado.

As Figuras de 4 a 13 apresentam resumidamente os resultados obtidos na simulação deste evento com o RELAP5 e, sempre que possível, é feita a comparação com os resultados apresentados no FSAR/A2.

A Figura 4 mostra que as evoluções temporais das pressões, no lado primário e secundário da planta, apresentam boa concordância com os resultados apresentados no FSAR/A2. Ainda na Figura 4, verifica-se uma rápida depressurização do circuito primário até valores onde ocorrem: a atuação das Bombas de Injeção de Segurança de Alta Pressão (BISAP) e a injeção de água pelos acumuladores. Os resultados obtidos pelo RELAP5 superestimaram os do RFAS/A2, devido ao fato de ter sido assumido algumas hipóteses conservativas para a simulação deste evento, conforme descrito na seção 3.

Tabela 1. Critérios de funcionamento do Sistema de Resfriamento 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	Quebra	1	1	1	1
Bombas de remoção de calor residual	1		Quebra		FD		RD	

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

Tabela 2. Sequência de eventos para o SBLOCA na perna fria do SREN.

EVENTO	TEMPO (s)	
	RELAP5/ MOD3.2.2G	RFAS/A2
- Início da ruptura	100,0	100,0
- Desligamento do reator pelo 2º sinal ($p_{RCS} < 132$ bar): → isolamento da turbina, perda de potência externa e desligamento das bombas do primário.	102,6	100,8
- Resfriamento do lado secundário à taxa de –100 K/h pelos sinais de $p_{RCS} < 132$ bar e $p_{cont} > 1,03$ bar	102,6	100,8
- Critério de atuação do SREN atingido ($p_{RCS} < 110$ bar e $p_{cont} > 1,03$ bar)	107,6	107,1
- Início das bombas de injeção de segurança de alta pressão (BISAP)	142,6	137,8
- Início da injeção pelos acumuladores	407,6	420,0
- Recobrimento do núcleo (“break through channel” no RFAS/A2)	(*)	445,0
- Pico de temperatura no revestimento do combustível: tempo - (valor °C)	352,6 - (778,6 °C)	340,6 - (556,5 °C)
- Recobrimento do canal quente do núcleo do reator	(*)	520,0
- Sinal para isolamento dos acumuladores de Perna Fria (500 s após ter sido atingido o critério do SREN)	607,6	607,1
- Término da simulação	1100,0	1100,0

* Valores não encontrados pois a modelagem do vaso nesta simulação não corresponde a nodalização do RFAS/A2.

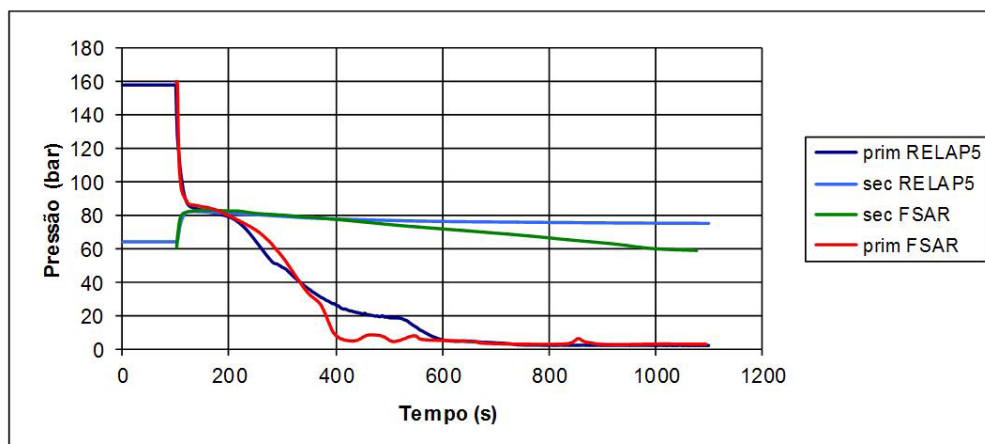


Figura 4. Curvas de pressão dos circuitos primário e secundário do reator ANGRA 2.

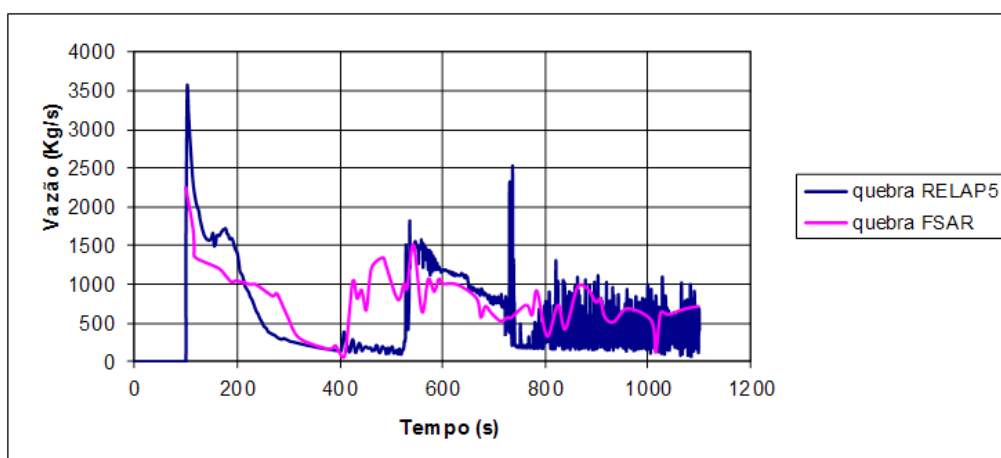


Figura 5. Vazão mássica na linha 20 do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo conectada à Perna Fria, da ruptura para a contenção.

Na Figura 5 observa-se que a vazão mássica na ruptura obtida da simulação com o RELAP5 e comparada aos resultados apresentados pelo RFAS/A2, embora apresente algumas diferenças, ambas as curvas mostram comportamentos similares, como esperado. No entanto, os resultados da simulação apresentam uma oscilação maior no final do transiente quando comparado com os do RFAS/A2, devido o passo de tempo assumido ser muito pequeno e os modelos adotados pelo programa, mas as amplitudes dos resultados são muito próximas.

Deve ser levado em conta também que muitas das diferenças encontradas são devido ao fato da modelagem e do código utilizado pela Eletronuclear (2010) serem ligeiramente distintos. A utilitário usou uma versão modificada do código RELAP5, denominada de SRELAP5, que possui alguns modelos adicionais para atender a planta. Por esta razão, neste trabalho são analisados apenas o comportamento das variáveis, que

para este estudo mostrou-se satisfatórios, pois durante o acidente simulado a integridade do núcleo foi mantida

Nas Figuras 6-8 pode-se observar a atuação do SREN, respectivamente, nas linhas 10, 20 e 30. As curvas obtidas pelo RELAP5 apresentam comportamentos similares às respectivas curvas do RFAS/A2, durante a simulação do evento proposto.

No caso da linha 10 (Figura 6) observa-se que aos 137,8 segundos para o RFAS/A2 e aos 142,6 segundos para o RELAP5, é iniciada a injeção de água pela bomba de injeção de segurança de alta pressão, ligada à perna quente. Verifica-se que até aproximadamente os 400 segundos, todas as curvas são muito similares às suas respectivas, sendo que no caso do sistema ligado a perna fria a vazão é nula, até então. Com a entrada dos acumuladores os resultados embora tivessem o mesmo comportamento, os apresentados pelo RELAP5 superestimaram aos do RFAS/A2, devido novamente as

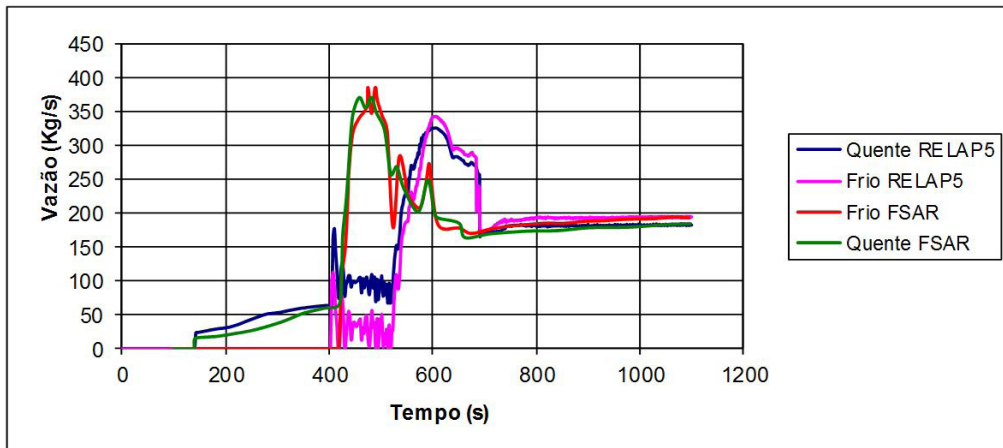


Figura 6. Vazão mássica na linha 10 do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo.

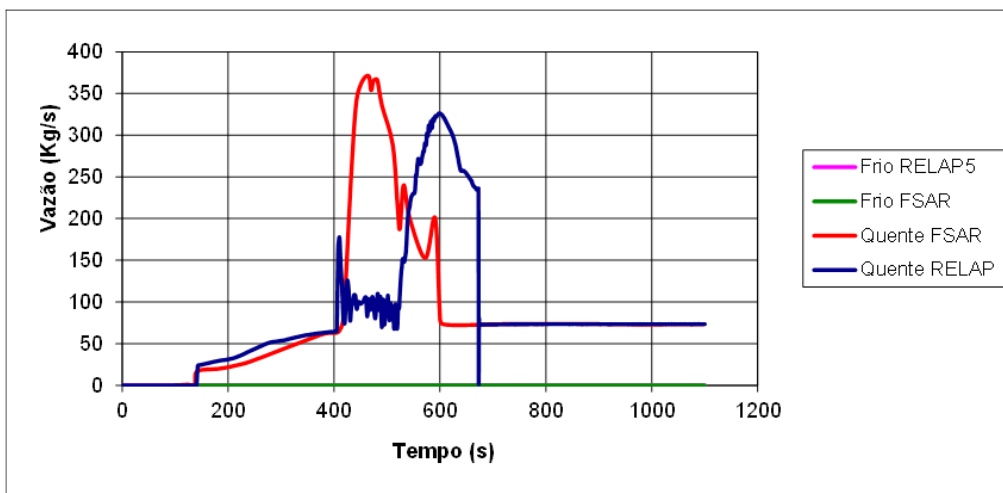


Figura 7. Vazão mássica na linha 20 do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo.

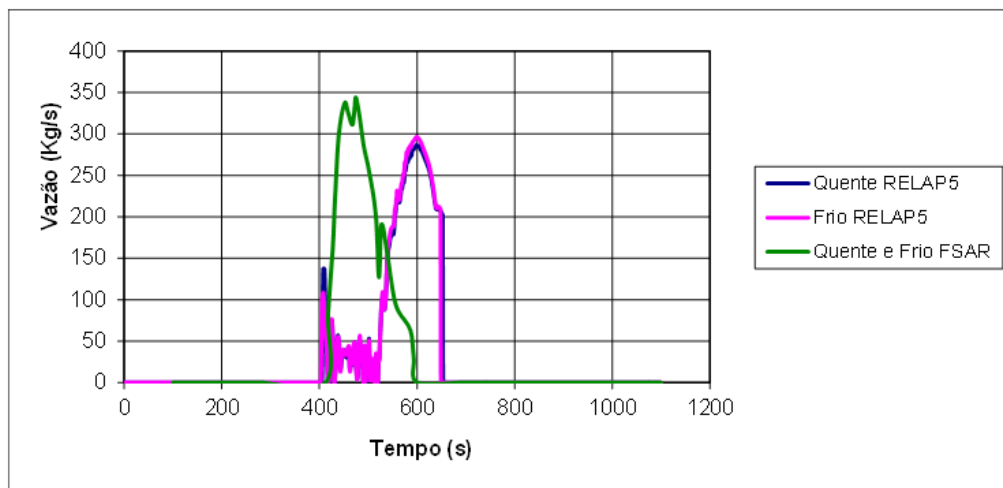


Figura 8. Vazão mássica na linha 30 do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo.

hipóteses conservativas adotadas na simulação, sendo que no final do acidente proposto todas as curvas passam a apresentar comportamento praticamente igual, com vazão mássica quase constante em torno de 180 e 200 kg/s.

No caso da linha 20 (Figura 7) observa-se que a vazão mássica da perna fria é nula durante todo o evento simulado, como era de se esperar, pois esta condição foi simulada na condição de quebrada.

Observa-se que a injeção de água pela bomba de injeção de segurança de alta pressão ligada a perna quente entra aos 137,8 segundos no RFAS/A2 e o mesmo sistema entra aos 142,6 segundos na simulação com o RELAP5, comportamento muito semelhante até os 400 segundos de simulação. No entanto, com a entrada do acumulador da perna quente os resultados embora tenham o mesmo comportamento, há um atraso de 70 segundos na entrada do sistema com o RELAP5, quando comparado com o RFAS/A2, sendo que a partir dos 670 segundos as vazões são coincidentes até o final da simulação.

A atuação dos SRENS das linhas 30 e 40 são iguais. No caso da linha 30 (Figura 8) nota-se que a vazão mássica das pernas quente e fria é nula até aproximadamente aos 400 segundos. Com a entrada dos acumuladores das pernas quente e fria, os resultados são diferentes até a entrada com atraso do sistema em 70 segundos para o RELAP5, quando comparado com RFAS/A2. A partir dos 670 segundos ambas as vazões, da perna quente e da perna fria, são nulas até o final da simulação em ambos os casos.

Os motivos da diferença de atuação do SRENS é decorrente do atraso da despressurização do núcleo, com relação aos resultados do RFAS/A2, provavelmente pelas hipóteses mais conservativas adotadas neste trabalho. No entanto, isto não comprometeu em nenhum momento a integridade do núcleo do reator.

As hipóteses conservativas assumidas neste trabalho são o acréscimo de 6% (106%) da potência de operação

do reator, que no RFAS/A2 foi considerada 100%, além das diferenças existentes nas versões do código utilizado e das modelagens adotadas.

Os processos termo-hidráulicos inerentes à fenomenologia do acidente, tais como a vaporização da água do circuito primário do reator e a consequente vaporização da água no núcleo, causando uma má distribuição de vazão no interior do mesmo, podem levar a uma redução do nível de líquido no núcleo e elevação de temperatura nas varetas combustíveis, por um intervalo de tempo limitado, como pode ser observado nas figuras apresentadas a seguir.

A Figura 9 apresenta a fração de vazio, relação entre os volumes de vapor e da mistura água e vapor na quebra, e comparando-se os dados da simulação do evento com o RELAP5 e os dados do RFAS/A2, nota-se um comportamento diferente, com grandes variações da fração de vazio na quebra, durante todo o evento. Observa-se que o RELAP5 apresenta fração de vazio maior, próxima a 1,0 durante a maior parte da simulação, novamente devido as condições conservativas adotadas na simulação.

A Figura 10 apresenta a fração de vazio no núcleo de ANGRA 2, onde observa-se que a evaporação da água e consequentemente pouca refrigeração no núcleo, entre 200 e 400 segundos, o que explica o aumento de temperatura observada na vareta quente do núcleo de ANGRA 2 quando da simulação do evento com o RELAP5.

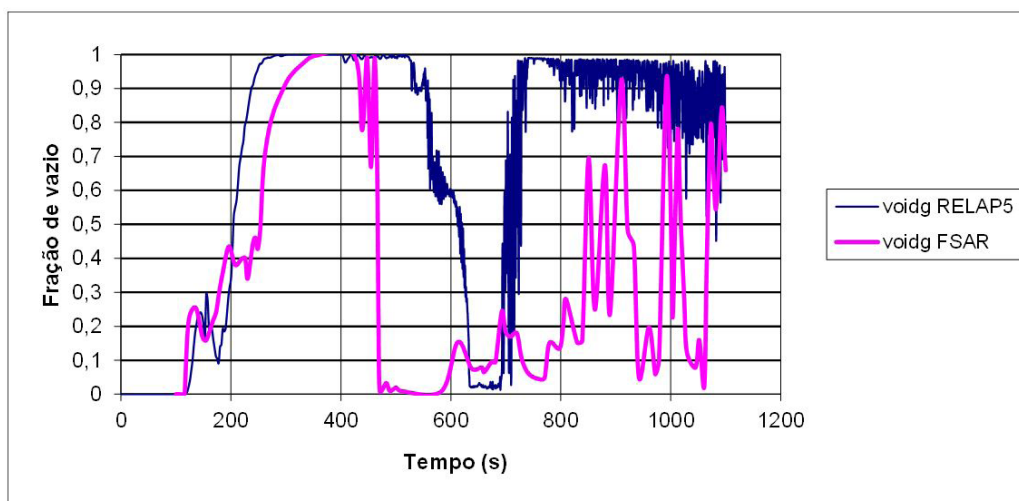


Figura 9. Fração de vazio na ruptura.

As Figuras 11-13 apresentam a variação da temperatura em função do tempo, na parte inferior do revestimento, na parte superior do revestimento e no corte longitudinal no meio do elemento combustível

mais quente do núcleo de ANGRA 2, respectivamente. As Figuras 11 e 12 mostram que as temperaturas obtidas na simulação do evento com o RELAP5 apresentam valores maiores no intervalo entre 200 e 600 segundos

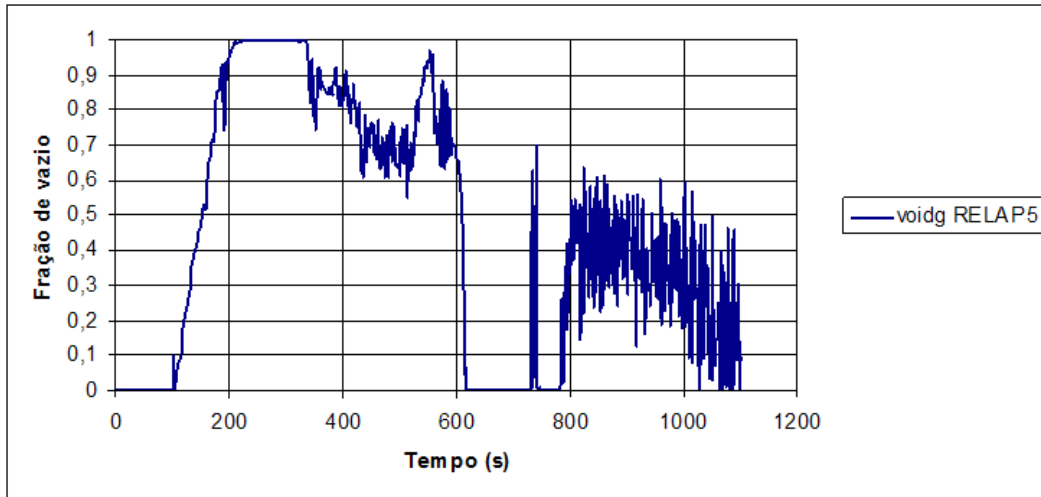


Figura 10. Fração de vazio no núcleo.

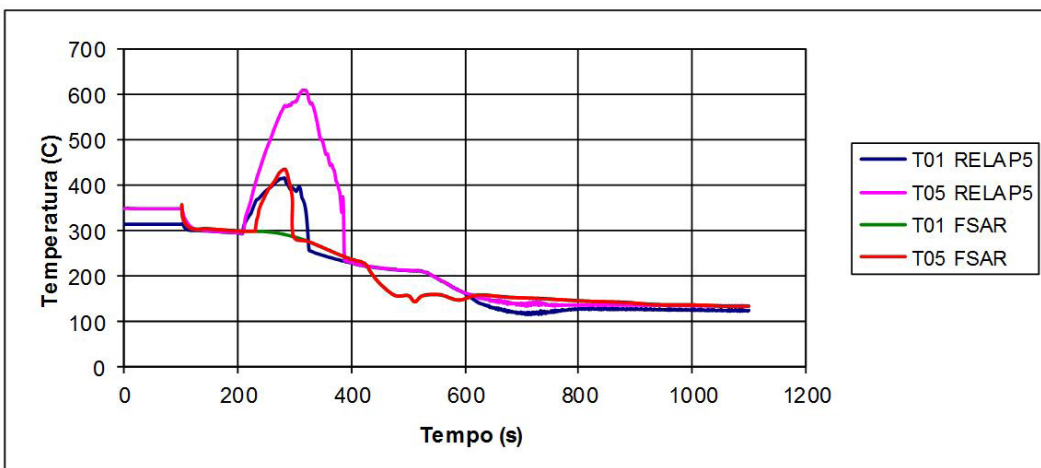


Figura 11. Temperatura na parte inferior do revestimento da barra quente.

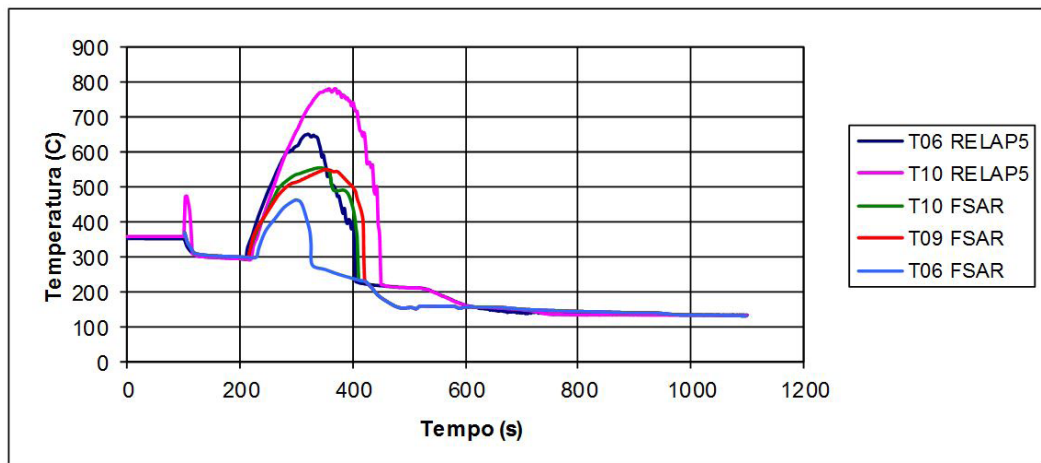


Figura 12. Temperatura na parte superior do revestimento da barra quente.

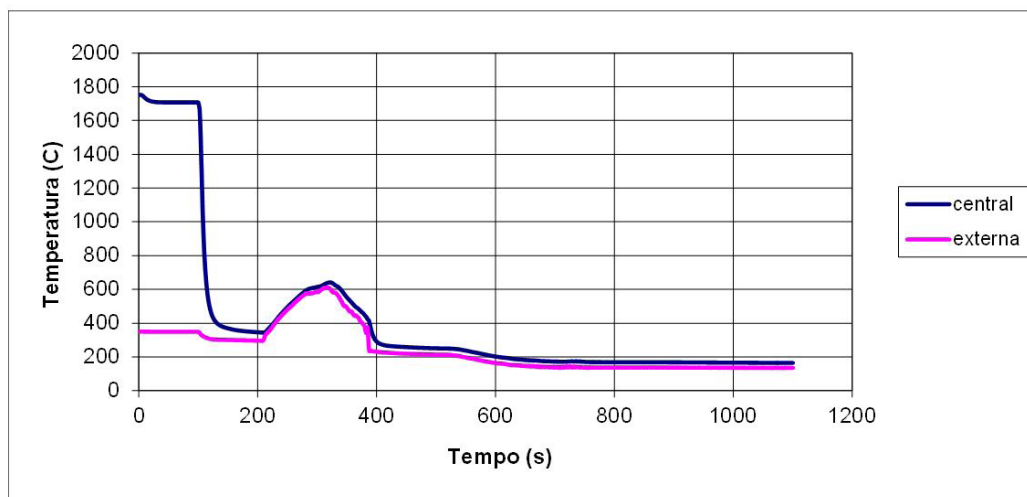


Figura 13. Temperaturas longitudinais no meio da barra quente.

de simulação, quando comparados com os dados do RFAS/A2, a partir deste momento todas as curvas têm comportamentos similares, com valores de temperaturas muito próximos. Na Figura 12 a temperatura máxima obtida para o revestimento do elemento quente do núcleo de ANGRA 2 é de 778,6 °C aos 352,6 segundos de simulação do acidente com o RELAP5, enquanto que a máxima temperatura do revestimento da vareta quente apresentado pelo RFAS/A2 é de 556,5 °C aos 340,6 segundos de simulação. A máxima temperatura do revestimento apesar de grande é muito inferior a sua temperatura respectiva de fusão, que é de 1200 °C.

A Figura 13 mostra que a temperatura central do combustível é maior do que a do revestimento no regime permanente, e ao longo do acidente ambas apresentam o mesmo comportamento, pois o reator é desligado e apenas o calor de decaimento é transferido para o revestimento do combustível.

Os resultados obtidos com o código RELAP5 para simulação do evento proposto podem ser considerados satisfatórios, quando comparados às respectivas curvas do RFAS/A2.

CONCLUSÕES

Por meio da simulação realizada verificou-se o bom desempenho do SREN de ANGRA 2, quando da simulação de um acidente de perda de refrigerante primário por pequena ruptura no próprio sistema. Embora os resultados não tenham sido tão bons quanto os esperados, pois as temperaturas máximas obtidas

com o RELAP5 superestimaram em aproximadamente 200 °C aos do RFAS/A2, observou-se que a integridade do núcleo foi garantida, por meio da refrigeração de emergência, não atingindo assim a temperatura de fusão do núcleo (Eletronuclear, 2010), que é em torno de 1200 °C, mesmo adotando os critérios de falha e reparo para componentes do SREN de modo conservativo, como previsto no projeto (RFAS/A2). Uma próxima etapa desta simulação será considerar a quebra do SREN do tipo guilhotina, a fim de que a simulação seja ainda mais realista, pois a quebra é na verdade a da área total da tubulação do SREN.

Uma próxima etapa do trabalho consistirá na avaliação de incertezas, por meio de métodos estatísticos, para calcular as margens dos erros nos resultados, que garantirão a confiabilidade dos valores obtidos tanto neste trabalho como os do RFAS/A2.

REFERÊNCIAS

- BORGES, E. M., SABUNDJIAN, G., CONTI, T. N., LIMA, A. C. S., 2013. The analysis of ANGRA 2 Nuclear Power Plant Core during the for Small Break LOCAs in the top of the Vessel, using RELAP5 Code. In *Anais da XXXVI Reunião de Trabalho sobre Física Nuclear no Brasil – AIP Conference*, 2013. Maresias, vol. 1.
- 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/Mod3.2.2

- Gamma. In: *Anais do XIII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-hidráulica*, 2002. Rio de Janeiro.
- CAIHONG, X. & GUOBAO, S., 2014. Applicability research of the RELAP5/MOD3/3 for small break of coolant accident of NPP with passive safety system. *Atomic Science Energy & Techonology*, vol. 48, no. 2, pp. 291-297.
- ELETRONUCLEAR, 2010. *Final safety analysis report: doc. ident. MA/2-0809.2/060000*. Angra dos reis: Eletronuclear, S. A.
- GALLETTI, M.R.S. & GALASSI, G.M., 2002. *Angra 2 NPP licensing: regulatory independent calculation description of the process to achieve the LB-LOCA reference case with Relap5/Mod3.2.2 gamma code*. Rio de Janeiro: CNEN. Technical Report RASUASE - 03/01.
- GALLETTI, M.R.S., 2002. *Working document on Angra 2 NPP nodalization input file for the LB-LOC Aanalysis. Transient reference-ease calculation with Relap5/Mod3.2 code*. Rio de Janeiro: CNEN. Technical Report RASUASE - m3/01.
- IDAHO NATIONAL ENGINEERING LABORATORY - INL, 1999. *RELAP5/MOD3 Code Manual: code structure, system models, and solution methods*. Idaho Falls: INL; Washington, DC: NRC. NUREG/CR-5535, INEL-95/0174, vol. 1.
- MARTIN, R.P. & O'DELL, L.D., 2005. Areva's realistic large break LOCA analysis methodology. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 235, pp. 1713-1725.
- ROCHA, M. S., , SABUNDJIAN, G., BELCHIOR, A., ANDRADE, D. A., TORRES, W. M., CONTI, T. N., MACEDO, L. A., UMBEHAUN, P. E., MESQUITA, R. N., Andrade, MASOTTI, P. H., LIMA, A. C. S., 2012. ANGRA 2 Small break LOCA flow regime identification through RELAP5 Code. In *Proceedings of the 14th Brazilian Congress of Thermal Sciences & Engineering*, 2012. Rio de Janeiro.
- SABUNDJIAN, G. & BORGES, E.M., 2015. Flow regimes and heat transfer modes identification in Angra 2 Core, during small break in the primary loop with area of 100 cm², simulated with RELAP5 code. In *Proceedings of the International Nuclear Atlantic Conference – INAC*, 2015. São Paulo.