

## 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 ANGRA2

Eduardo Madeira Borges, [borges.em@hotmail.com](mailto:borges.em@hotmail.com)  
Gaiânê Sabundjian, [gdjian@ipen.br](mailto:gdjian@ipen.br)

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN/CNEN, Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cid. Univ. – USP, CEP 05508-000 – São Paulo – SP.

**Resumo:** Os objetivos deste trabalho são 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 ANGRA2. A área da ruptura é de  $380 \text{ cm}^2$ , este é considerado um acidente de perda de refrigerante por pequena ruptura (SBLOCA), que é descrito no Capítulo 15 do Relatório de Final de Análise de Segurança de ANGRA2 – RFAS/A2. As condições iniciais e de contorno adotadas na simulação estão no Relatório de Final de Análise de Segurança de ANGRA2. Os resultados obtidos mostraram que o Sistema de Proteção do Reator e o Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo de ANGRA2 atuaram corretamente durante o evento simulado, mantendo a integridade do núcleo, com temperaturas aceitáveis. Os resultados obtidos durante o acidente podem ser considerados satisfatórios, quando comparados aos dados do Relatório de Final de Análise de Segurança de ANGRA2.

**Palavras-chave:** RELAP5, análise de acidente, Angra2, PWR

### 1. INTRODUÇÃO

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

Para atender às exigências do órgão licenciador, as utilities necessitam realizar alguns estudos termo-hidráulicos na área de análise de acidentes e transientes para a instalação que será certificada. Isto é feito com a utilização de algumas ferramentas computacionais sofisticadas, ou seja, códigos computacionais, sendo que a mais utilizada é o programa RELAP5/MOD3.2 Gamma (RELAP5, 2001). Este programa de análise de acidentes de usinas nucleares é aceito para o licenciamento de reatores nucleares do tipo PWR pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).

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 ANGRA2. A área da ruptura é de  $380 \text{ cm}^2$ , 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 de acidentes por perda de refrigerante do reator 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 ANGRA2 para o RELAP5, conforme apresentado no trabalho de Rocha (Rocha, 2012).

Para a simulação dos eventos são adotados critérios de falha e reparo para os componentes dos SREN, de modo conservativo de funcionamento do sistema, 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 avaliado neste trabalho seguem aquelas especificadas no Relatório de Final de Análise de Segurança de ANGRA2 (RFAS/A2) (ETN, 2006).

Nesta simulação verifica-se também se as lógicas de atuação do Sistema de Proteção do Reator (SPR) e do SREN, utilizadas na simulação, estão funcionando corretamente. Os resultados mostraram que o SPR e o SREN de ANGRA2 atuaram como era esperado, para o evento simulado, mantendo a integridade do núcleo e com temperaturas aceitáveis durante todo o acidente. Os resultados dos principais parâmetros do reator obtidos durante o acidente proposto são bons, quando comparados com os apresentados pelo RFAS/A2.

## 2. 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 (ETN, 2006).

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.

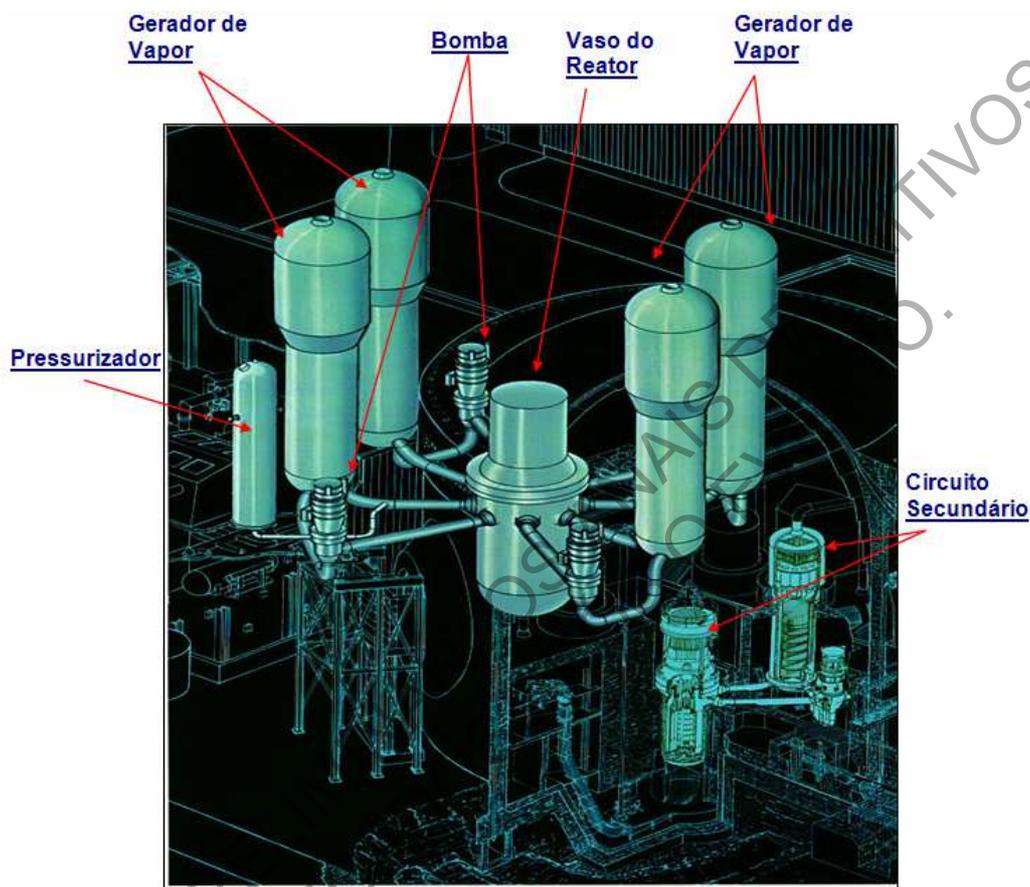


Figura 1. Arranjo dos componentes da Usina Nuclear ANGRA2.

Para a simulação da usina ANGRA2 utilizando o programa RELAP5 é necessário se definir a nodalização de todo o reator, os seus circuitos primário, secundário, o Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN), válvulas, sistemas de controle, etc. Simulações anteriores mostraram que a nodalização do núcleo do reator com um único canal não apresenta bons resultados nas simulações de acidentes de perda de refrigerante por pequena ruptura (SBLOCA) (Grupo de Trabalho, 2002).

A Figura 2 apresenta a nodalização do vaso do reator ANGRA2 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 do circuito primário 20, contendo 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 no componente (“branch”) 291, simulada por meio da válvula 951 que está ligada diretamente a contenção, representada pelo volume 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.

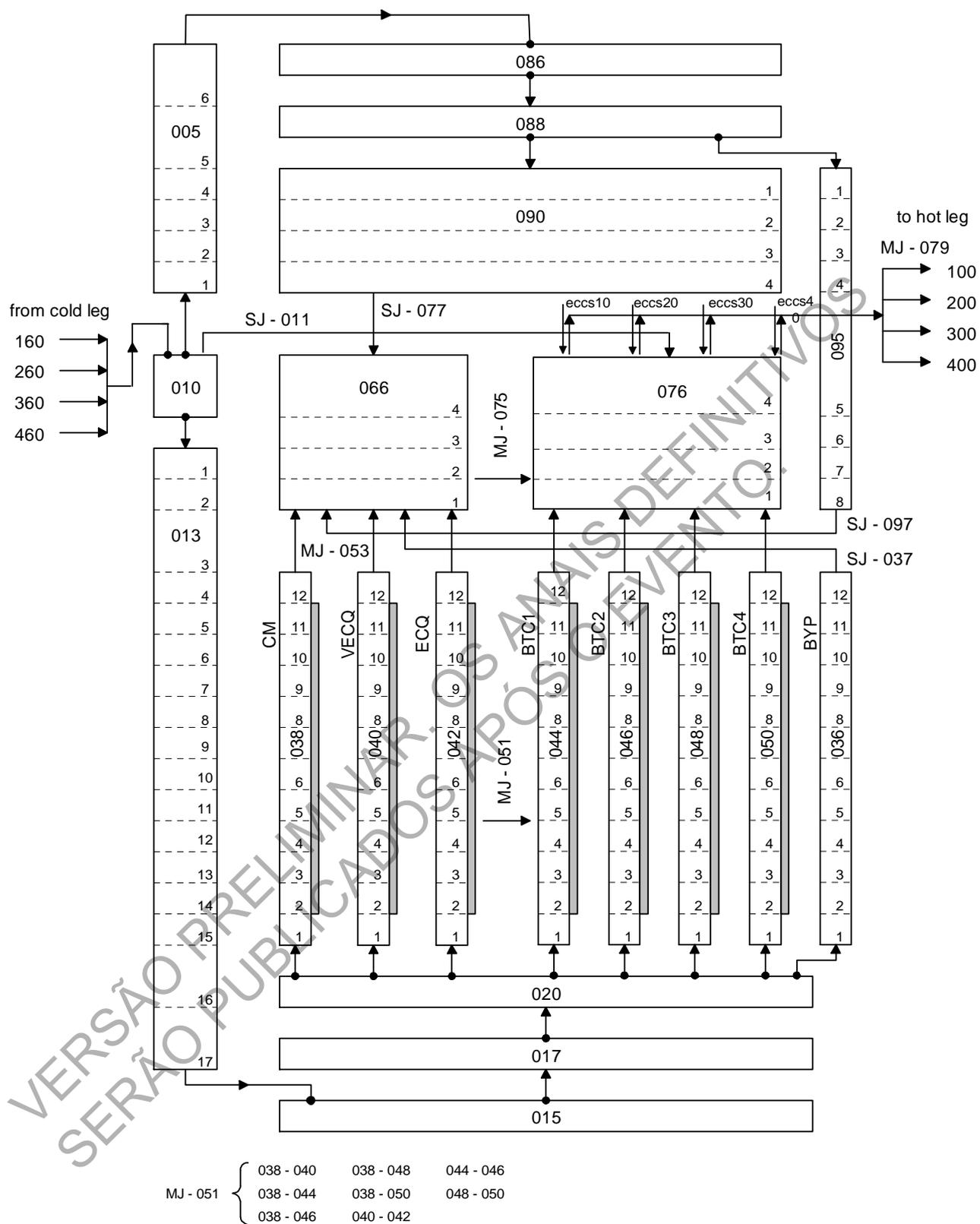


Figura 2. Nodalização detalhada do vaso do reator ANGRA2.

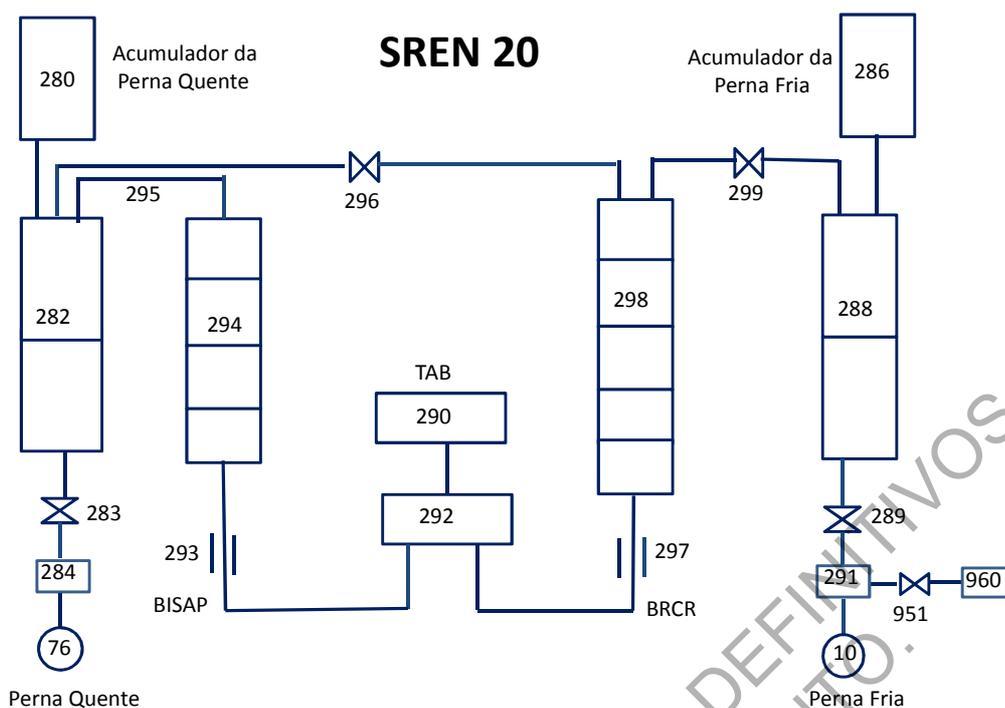


Figura 3. Esquema do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo para o circuito 20.

### 3. 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 ANGRA2. A área da ruptura é de 380 cm<sup>2</sup>, 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 ANGRA2 (RFAS/A2) (ETN, 2006), resumindo:

- Potência do reator – 106% da potência 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 ( $p_{RCS}$ ) < 132 bar;
- Resfriamento do secundário (taxa de 100 K/h) – Pressão do primário ( $p_{RCS}$ ) < 132 bar e Pressão da contenção ( $p_{cont}$ ) > 1,03 bar; e
- Critério de atuação dos SRENs – Pressão do primário ( $p_{RCS}$ ) < 110 bar e Pressão da contenção ( $p_{cont}$ ) > 1,03 bar.

A Tabela 1 apresenta os critérios de funcionamento e falha dos SREN de ANGRA2, adotados para a simulação deste evento, especificados pelo RFAS/A2. Nota-se que para o acidente simulado, todos os componentes dos Sistemas de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN) do circuito 10 estão 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 (BRCCR). Nota-se que, para a simulação deste evento, de todos os componentes dos Sistemas de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN) dos circuitos 30 e 40, apenas os Acumuladores das pernas quente e fria estão operacionais, os outros sistemas estão inoperantes.

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

#### 4. ANÁLISE DOS RESULTADOS

Para o estudo deste evento a usina ANGRA2 foi simulada inicialmente no estado estacionário por cem segundos, para se garantir a estabilidade da usina. Aos 100 segundos ocorre 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 ANGRA2, com a abertura da válvula 951, de área de 380 cm<sup>2</sup>, que liga o “branch” (vol. 291) à contenção (vol. 960).

Na Tabela 2 é apresentada a seqüência de eventos devido ao acidente de perda de refrigerante por pequena ruptura (SBLOCA) simulado. Todos os valores são dados em segundos a partir do início da simulação.

**Tabela 2. Seqüência de eventos para o SBLOCA na perna fria do SREN, com área da ruptura de 380 cm<sup>2</sup>.**

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 (“breakthrough 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		

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 as respectivas curvas do FSAR/A2.

Na Figura 4 observa-se a pressão no lado secundário do reator. Nota-se uma perfeita concordância dos resultados até aproximadamente 400 segundos de simulação, a partir daí observa-se a tendência de uma maior diminuição da pressão no secundário apresentada pelo FSAR/A2. Ainda na Figura 4, verifica-se uma rápida despressurização do circuito primário até valores onde ocorre a atuação das Bombas de Injeção de Segurança de Alta Pressão (BISAP) e, depois, a injeção de água pelos acumuladores. Os resultados obtidos pelo RELAP5 e os apresentados pelo FSAR/A2 são coincidentes nos primeiros 200 segundos de simulação e a partir dos 600 segundos. Entre 200 e 600 segundos, apesar de diferentes, ambas as curvas apresentam comportamentos similares.

Na Figura 5 é apresentada a vazão mássica na ruptura, ou seja, a vazão da ruptura, na linha 20 do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo conectada à perna fria e descarrega para a contenção. Comparando os resultados obtidos com o RELAP5 aos apresentados pelo FSAR/A2 nota-se que, apesar das diferenças apresentadas, ambas as curvas mostram comportamentos similares.

Nas Figuras 6, 7 e 8 pode-se observar a atuação dos Sistemas de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN), respectivamente, nas linhas 10, 20 e 30. As curvas obtidas pelo RELAP5 apresentam comportamentos similares às respectivas curvas do FSAR/A2, exceto entre 400 e 670 segundos de simulação.

No caso da linha 10 (Fig. 6) observa-se que aos 137,8 s (para o FSAR/A2) e aos 142,6 s (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, e no caso da Perna Fria a vazão é nula, até então. Com a entrada em funcionamento dos acumuladores os resultados se mostram diferentes até aproximadamente os 670 segundos, quando todas as curvas passam a apresentar comportamento igual, com vazão mássica quase constante entre 180 e 200 Kg/s.

No caso da linha 20 (Fig. 7) observa-se que a vazão mássica da perna fria na linha 20 é nula durante todo o evento simulado, como era esperado. Observa-se que aos 137,8 s (para o FSAR/A2) e aos 142,6 s (para o RELAP5), é iniciada a injeção de água pela bomba de injeção de segurança de alta pressão (ligada à perna quente), e até aproximadamente aos 400 s, as curvas são muito similares. No entanto, com a entrada do acumulador da perna quente os resultados se diferem até aproximadamente aos 600 s (para o FSAR/A2) e aos 670 s (para o RELAP5), quando ambas as vazões da perna quente da linha 20 passam a ser de aproximadamente 74 Kg/s, até o final da simulação.

A atuação dos SRENS das linhas 30 e 40 são iguais. No caso da linha 30 (Fig. 8) nota-se que a vazão mássica das pernas quente e fria na linha é nula até aproximadamente aos 400 s. Com a entrada dos acumuladores das pernas quente e fria, os resultados se mostram diferentes até aproximadamente aos 600 s (para o FSAR/A2) e aos 670 s (para o RELAP5), quando ambas as vazões (da perna quente e da perna fria) são nulas até o final da simulação.

Os processos termo-hidráulicos inerentes à fenomenologia do acidente, tais como a vaporização da água do circuito primário do reator e a conseqüentemente 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 na quebra. Comparando-se os dados da simulação do evento com o RELAP5 e os dados do FSAR/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.

A Figura 10 apresenta a fração de vazio no núcleo (no vol. 07 de 09 divisões). Neste caso observa-se a evaporação da água e conseqüentemente pouca refrigeração no núcleo, em especial entre 200 e 400 s, o que explica o aumento de temperatura observada na vareta quente do núcleo de ANGRA2 quando da simulação do evento com o RELAP5.

As Figuras 11, 12 e 13 apresentam a variação da temperatura em função do tempo, na parte inferior do revestimento, na parte superior do revestimento e do corte longitudinal no meio da vareta quente do núcleo de ANGRA2, 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 s de simulação, quando comparados com os dados do FSAR/A2, a partir deste momento todas as curvas têm comportamentos similares, com valores de temperaturas muito próximas. Na Figura 12 verifica-se a máxima temperatura do revestimento da vareta quente do núcleo de ANGRA2 é de 778,6 °C aos 352,6 s de simulação do acidente com o RELAP5, enquanto que a máxima temperatura do revestimento da vareta quente apresentado pelo FSAR/A2 é de 556,5 °C aos 340,6 s de simulação. A máxima temperatura do revestimento apesar de grande é muito inferior a sua temperatura de fusão (1200 °C).

Os resultados obtidos pelo RELAP5 na simulação do evento analisado podem ser considerados satisfatórios, quando comparados às respectivas curvas do FSAR/A2.

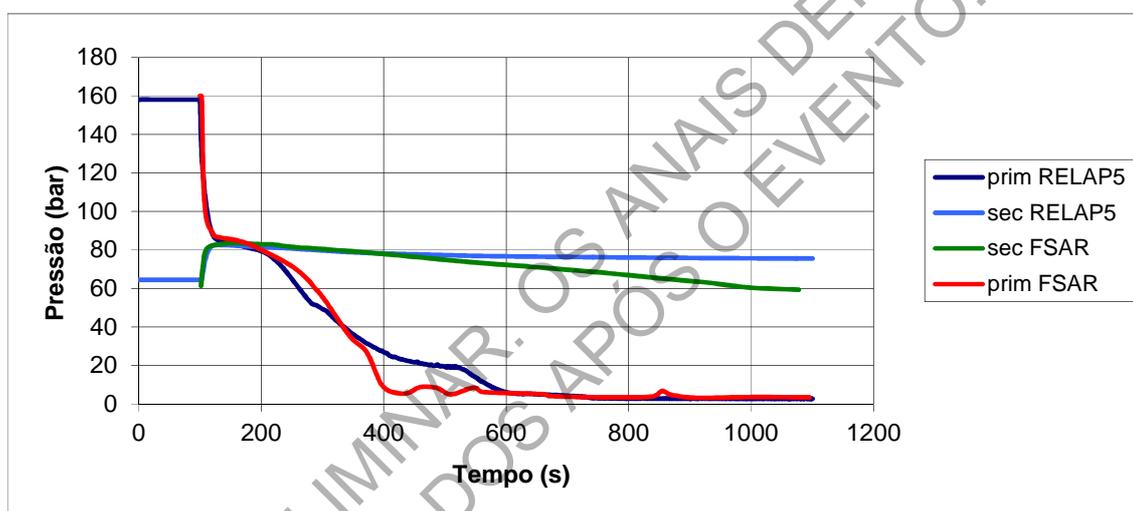


Figura 4. Curvas de pressão dos circuitos primário e secundário do reator ANGRA2.

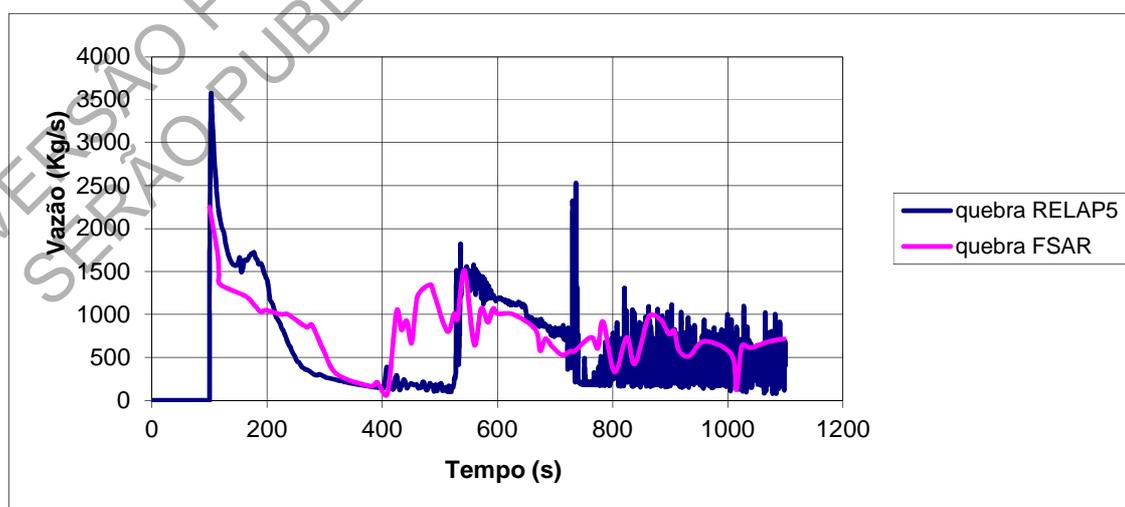


Figura 5. Vazão mássica na linha 20 do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo conectada à Perna Fria, da ruptura para a contenção.

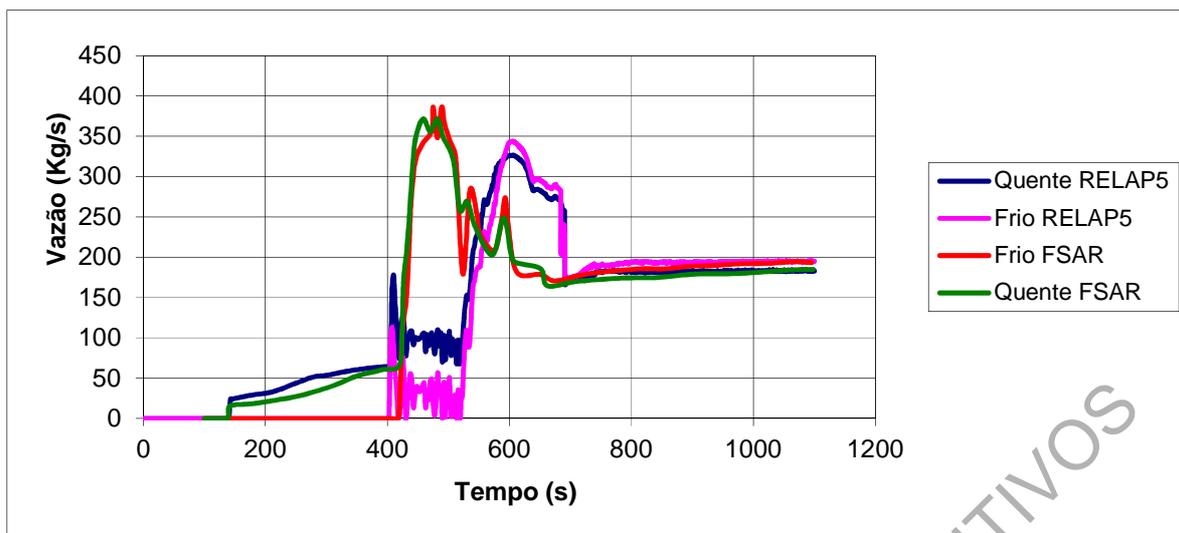


Figura 6. Vazão mássica na linha 10 do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo.

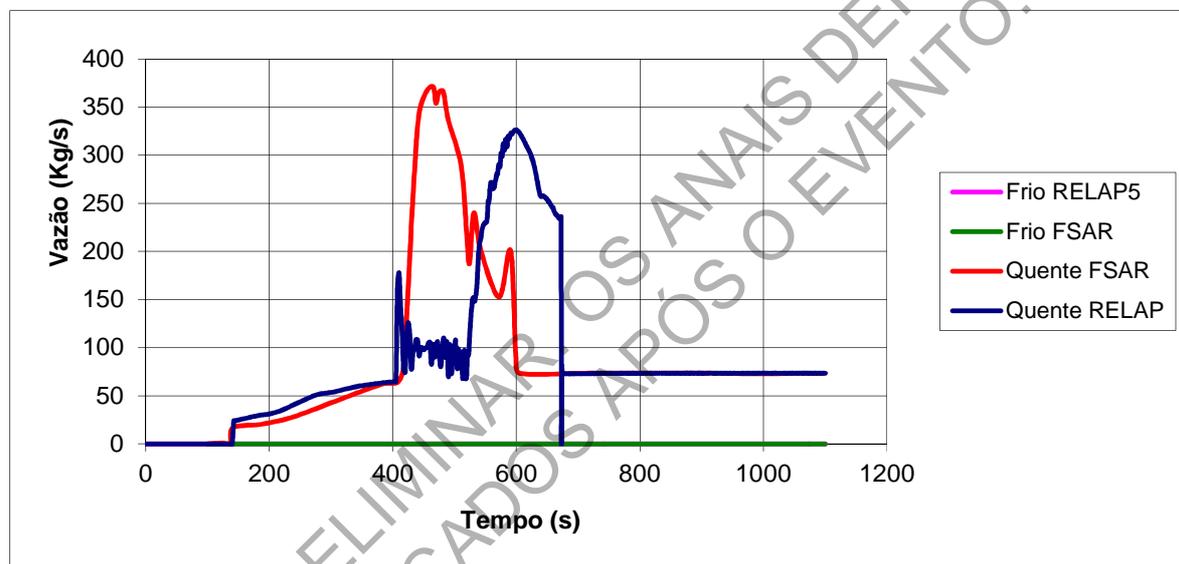


Figura 7. Vazão mássica na linha 20 do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo.

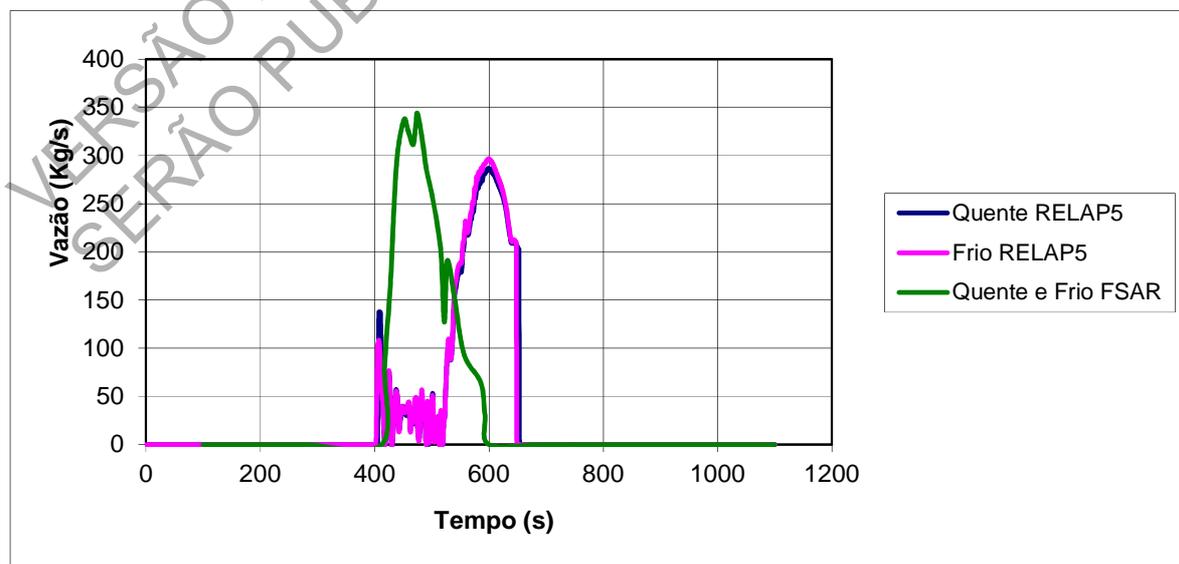


Figura 8. Vazão mássica na linha 30 do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo.

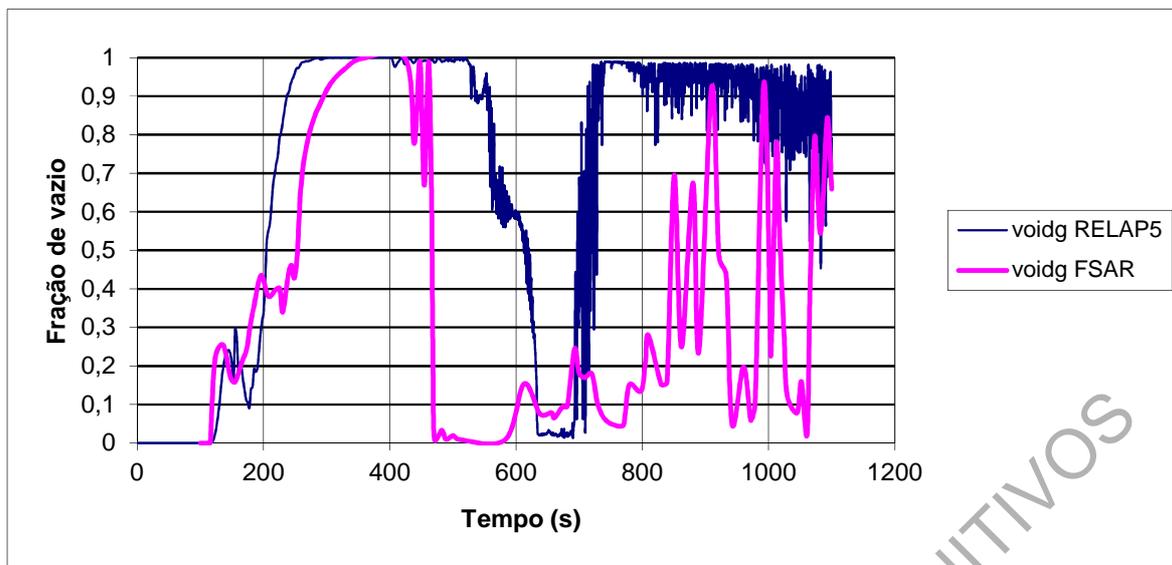


Figura 9. Fração de vazio na ruptura.

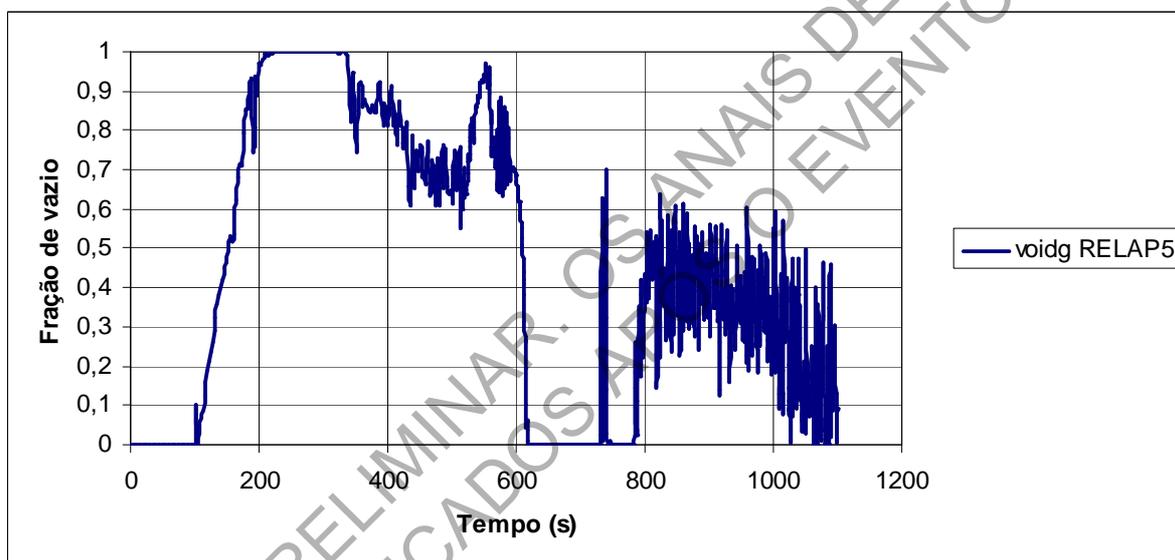


Figura 10. Fração de vazio no núcleo.

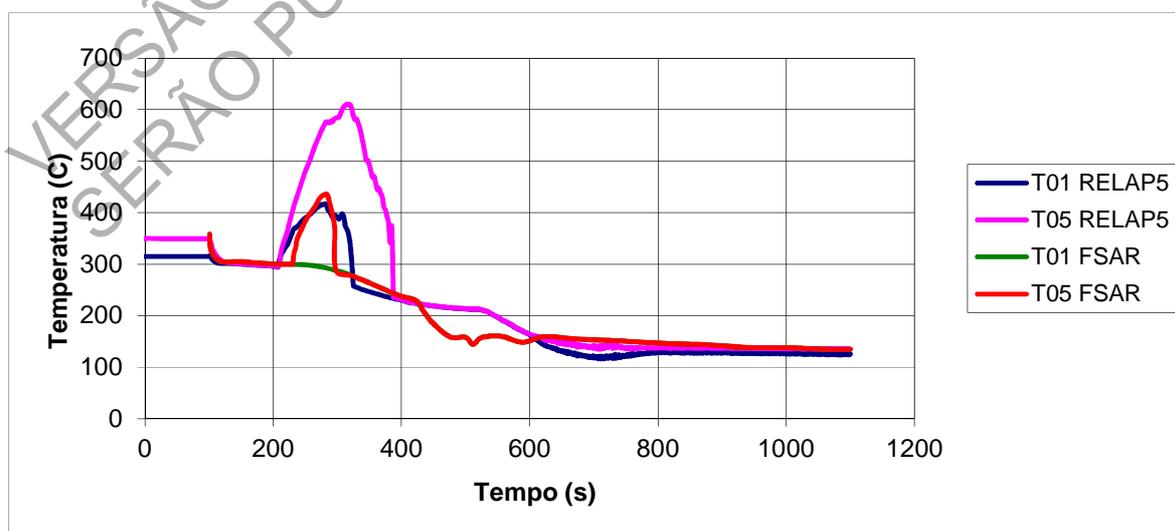


Figura 11. Temperatura na parte inferior do revestimento da barra quente.

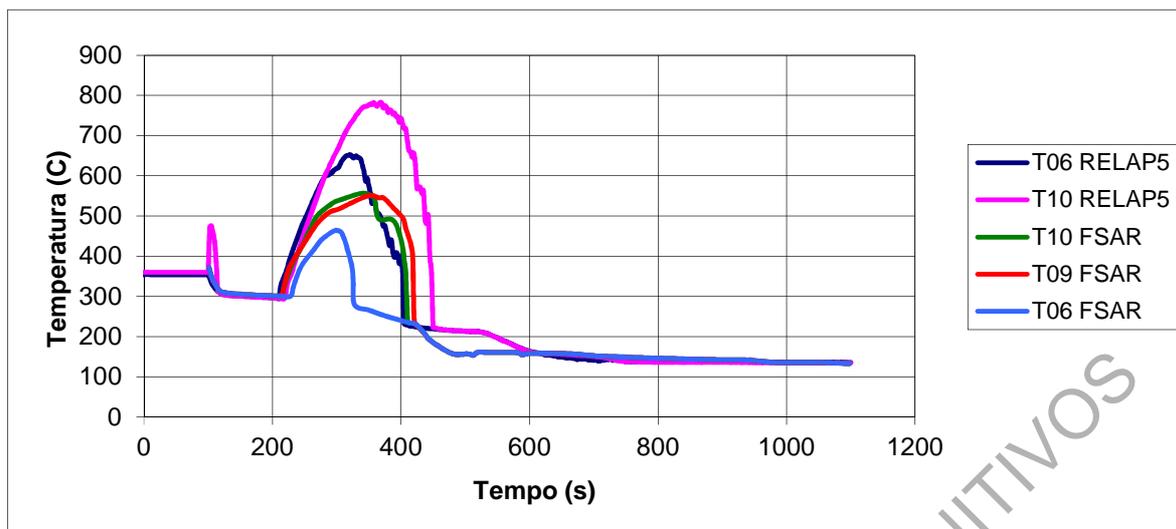


Figura 12. Temperatura na parte superior do revestimento da barra quente.

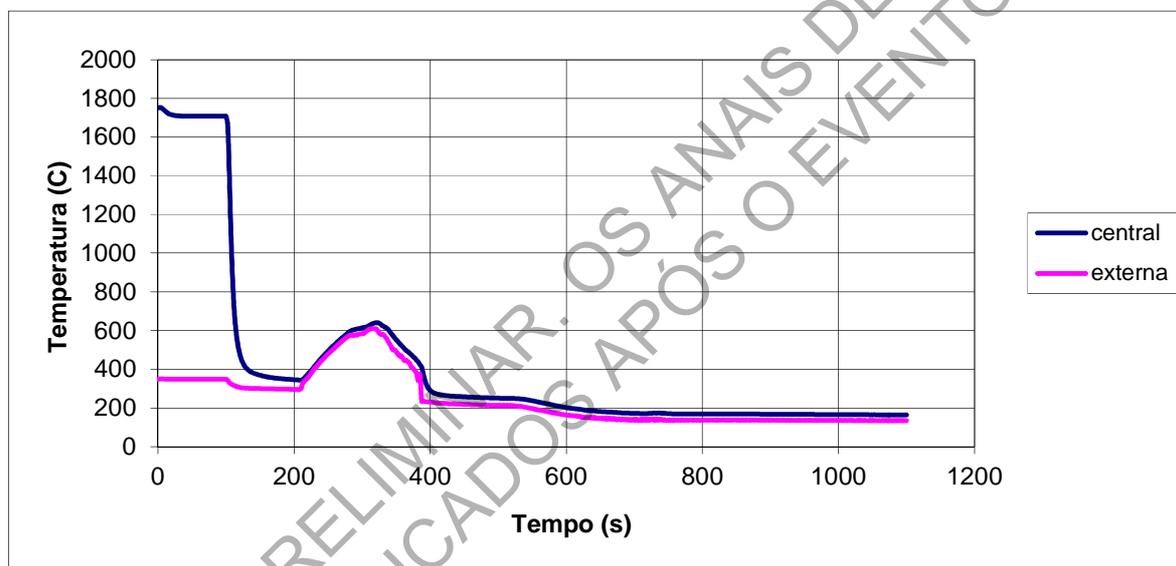


Figura 13. Temperaturas longitudinais no meio da barra quente.

## 5. CONCLUSÃO

Por meio da simulação realizada verificou-se o bom funcionamento dos Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN) de ANGRA2, quando da simulação de um acidente de perda de refrigerante primário por pequena ruptura no próprio SREN. Além disso, observou-se a transição confiável e segura da fase de injeção de segurança de alta pressão e de injeção dos acumuladores, para a fase de injeção de remoção de calor residual (injeção de baixa pressão). Finalmente, a integridade do núcleo foi garantida, como a sua refrigeração não atingindo a temperatura de fusão, quando se adota os critérios de falha e reparo para componentes do SREN de modo conservativo, como previsto no projeto (FSAR/A2).

Os resultados obtidos pelo RELAP5 na simulação do evento analisado podem ser considerados bons, quando comparados com os do FSAR/A2.

## 6. AGRADECIMENTOS

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN/CNEN, pelo apoio no desenvolvimento do Pós-Doutorado.

## 7. REFERÊNCIAS

- ETN, 2006, “Final Safety Analysis Report – Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unit 2”, ELETRONUCLEAR S. A., Doc. Ident. MA/2-0809.2/060000, Rev. 3.
- GRUPO DE TRABALHO, 2002, “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, Brazil.
- RELAP5 , 2001, “RELAP5/MOD3.3 Code Manual”, NUREG/CR-5535/Rev1, IDAHO LAB. SCIENTECH Inc., Idaho, USA.
- Rocha, M. S., et al., 2012, “ANGRA2 Small Break LOCA Flow Regime Identification Through RELAP5 Code”, Proceedings of the 14th Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering, Rio de Janeiro, Brazil.

## 8. RESPONSABILIDADE AUTORAL

Os autores são os únicos responsáveis pelo conteúdo deste trabalho.

# SIMULATION OF THE LOSS OF COOLANT ACCIDENT IN THE EMERGENCY CORE COOLING SYSTEM LINE, CONNECTED TO ANGRA2 COLD LEG PRIMARY CIRCUIT

Eduardo Madeira Borges, [borges.em@hotmail.com](mailto:borges.em@hotmail.com)

Gaianê Sabundjian, [gdjian@ipen.br](mailto:gdjian@ipen.br)

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN/CNEN, Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cid. Univ. – USP, CEP 05508-000 – São Paulo – SP.

**Abstract.** *The objectives of this paper are to simulate and to evaluate the postulate accident of the loss of coolant accident in the Emergency Core Cooling System line, which is connected in the cold leg of the primary circuit of the ANGRA2 power plant. The rupture area is 380 cm<sup>2</sup>, it is consider a Small Break Loss Of Coolant Accident (SBLOCA), which is described in Chapter 15 of the Final Safety Analysis Report of ANGRA2 – FSAR/A2. The initial and boundary conditions adopted in the simulation are in the Final Safety Analysis Report of ANGRA2. The results show that the Protection Reactor System and the Emergency Core Cooling System of ANGRA2 entered correctly during the simulated event, maintaining the integrity of the core, with acceptable temperatures. The results obtained during the accident can be considered satisfactory, when compared with Final Safety Analysis Report of ANGRA2 data.*

**Keywords:** RELAP5, accident analyses, ANGRA2, PWR