

**Simulação de um acidente de perda de refrigerante primário  
por grande ruptura para Angra 2 com o código  
RELAP5/Mod3.2.2g**

**Gaiané Sabundjian  
Delvonei Alves de Andrade**

Key words: Reator PWR, Transientes, LOCA, RELAP5/Mod3.2.

**ABSTRACT**

This work presents the simulation, with RELAP5/MOD3.2.2.g code, of the postulate accident with loss of coolant in the primary circuit for large break (LBLOCA), which is described in Chapter 15 of the Final Safety Analysis Report of Angra 2 – FSAR. The accident consists basically of the total break of the cold leg (Loop 20) of Angra 2 Plant. The rupture area considered is 4418 cm<sup>2</sup>, which represents 100% of the primary circuit pipe flow area.

The Emergency Core Cooling System (ECCS) efficiency is also verified for this accident. In this simulation, failure and repair criteria are adopted for the ECCS components, in order to verify the system operation, in carrying out its function as expected by the project to preserve the integrity of the reactor core and to guarantee its cooling.

LBLOCA accidents are characterized by a fast blowdown in the primary circuit to values that the low pressure injection system is activated and then, followed by the water injection by the accumulators. The thermal-hydraulic processes inherent to the accident phenomenon, 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 core liquid level, until the ECCS is capable to reflood it.

It is important to point out that the results do not represent an independent calculation for the licensing process, but a calculation to give support to the qualification process of Angra 2 transient basic nodalization.

Travessa R, 400 Cidade Universitária  
CEP 05508-900 São Paulo – SP – Brasil  
Telephone: +55-11-3816-9165 ramal 263 e 259  
Fax: +55-11-3816-9428  
email: [gdjian@ipen.br](mailto:gdjian@ipen.br), [delvonei@ipen.br](mailto:delvonei@ipen.br)

9786

## INTRODUÇÃO

O presente trabalho consiste na simulação do acidente de perda de refrigerante primário por grande ruptura (LBLOCA) na usina nuclear Angra 2. Neste evento ocorre a ruptura total da tubulação da perna fria do circuito 20 da usina, que corresponde a 4418 cm<sup>2</sup> de área de ruptura, acidente este descrito no Relatório Final de Análise de Segurança de Angra 2 – RFAS[1]. A ferramenta computacional utilizada é o RELAP5/MOD3.2 [2], código avançado (“Best Estimate” ou realista) em termo-hidráulica. Angra 2 é um projeto alemão de uma usina nuclear com quatro circuitos de refrigeração a água pressurizada a 158 bar, tendo capacidade de gerar 3765 MW de potência térmica. Esta usina, localizada em Angra dos Reis, RJ - Brasil, encontra-se em processo de licenciamento, tendo sua criticalidade inicial autorizada em julho de 2000.

Este trabalho foi desenvolvido dentro de uma cooperação técnica estabelecida entre diferentes setores da Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN [3], envolvendo ainda a colaboração do “Dipartimento di Ingegneria Meccanica, Nucleare e della Produzione” (DIMNP) da Universidade de Pisa/Itália, na realização de atividades relacionadas ao licenciamento da usina. Neste contexto, é prevista a qualificação da modelagem executada, tanto do ponto de vista do estado estacionário (regime permanente) quanto do transiente [4]. A simulação aqui descrita representa uma etapa preliminar no processo de qualificação desta modelagem a nível transiente.

O objetivo deste trabalho é verificar a nodalização multipropósito de Angra 2 para um acidente de perda de refrigerante primário por grande ruptura (LBLOCA). A motivação deste trabalho está baseada nos resultados obtidos com a simulação de um acidente de pequena ruptura apresentados em trabalhos anteriores [5].

Os resultados obtidos se mostraram como esperados para a nodalização proposta. Apresentam uma boa concordância com o relatório final de Análise de Segurança de Angra 2 – RFAS.

## DESCRIÇÃO DO ACIDENTE SIMULADO

O transiente simulado neste trabalho é relativo ao acidente de perda de refrigerante por grande ruptura na perna fria do circuito 20 da Usina Angra 2. A área considerada para a ruptura corresponde a 100 % da área de escoamento da tubulação do circuito primário. Este acidente está descrito no capítulo 15 de análise de acidentes do RFAS/A2.

O objetivo deste trabalho é verificar a eficiência da atuação do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (SREN) para a nodalização proposta de uma grande quebra da tubulação do circuito primário. São adotados critérios de falha e 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 despressurização do circuito primário a valores onde ocorre a atuação da injeção de água pelos acumuladores e logo em seguida pela injeção do sistema de baixa pressão. O circuito secundário é requerido na remoção de calor residual. Os processos termo-hidráulicos inerentes à fenomenologia do acidente, tais como a vaporização da perna fria com conseqüente vaporização do núcleo causando uma má distribuição de vazão no interior do núcleo do reator, levam a uma redução no nível de líquido no núcleo provocando o descobrimento do mesmo, porém por espaço de tempo limitado.

### 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 (à menos de indicação ao contrário, onde a condição usada na análise do RFAS/A2 será mencionada entre parênteses), como mostradas na tabela 1.

Tabela 1 – Condições iniciais e de contorno adotadas na simulação

<ul style="list-style-type: none"> <li>• Reator operando à 100% de potência (no RFAS/A2 a análise foi conservativamente realizada a 106% de potência);</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 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);</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Perfil axial da potência do tipo "top skewed";</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Calor de decaimento seguindo a tabela ANS79-1, com um fator multiplicativo de 1,08;</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Sinal de desligamento ("scram") do reator: conservativamente considerado o 2º sinal de desligamento, desprezando-se o 1º sinal</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• (previsto ser a pressão na contenção (<math>p_{cont}</math>) &gt; 1,03 bar);</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 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</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Assumida a condição de "Emergency Power Mode (EPM)", i.e., indisponibilidade de potência externa, ocorrendo no mesmo instante do isolamento da turbina;</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Consideração do critério de falha do acumulador de perna quente do circuito 30;</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Consideração da perda dos seguintes sistemas: acumulador de perna quente, sistema baixa pressão, para o circuito 20 pelo lado da ruptura;</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Desligamento ("coastdown") das bombas de refrigeração do reator concomitante com a perda da potência externa;</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Considerado o resfriamento do secundário a uma taxa de -100 K/h, quando a pressão do primário (<math>p_{RCS}</math>) &lt; 132 bar e a <math>p_{cont}</math> &gt; 1,03 bar;</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Critério de atuação do SREN: 2 de 3 sinais; <math>p_{cont}</math> &gt; 1,03 bar, <math>p_{RCS}</math> &lt; 112 bar, nível do pressurizador (<math>L_{pzt}</math>) &lt; 2,28 m;</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Critério para a bomba de injeção de alta pressão (sip): critério do SREN atingido, +32 s de atraso devido ao EPM, +5 s de atraso para a partida da bomba;</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Critério para a bomba de remoção de calor residual (rhrp): <math>p_{RCS}</math> &lt; 10 bar, +37 s de atraso devido ao EPM, +5 s de atraso para a partida da bomba;</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Critério para a injeção de água de alimentação auxiliar: nível do gerador de vapor (<math>L_{gv}</math>) &lt; 5m.</li> </ul>

### Modelagem Adotada na Simulação (LBLOCA)

A figura 1 apresenta esquematicamente a nodalização da Usina Angra 2 para a simulação do LBLOCA na perna fria 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 como os sistemas de refrigeração e de emergência associados a cada um dos outros três circuitos.

Travessa R, 400 Cidade Universitária  
 CEP 05508-900 São Paulo – SP – Brasil  
 Telefone: +55-11-3816-9165 ramal 263 e 259  
 Fax: +55-11-3816-9428  
 email: [gdjian@ipen.br](mailto:gdjian@ipen.br), [delvonei@ipen.br](mailto:delvonei@ipen.br)

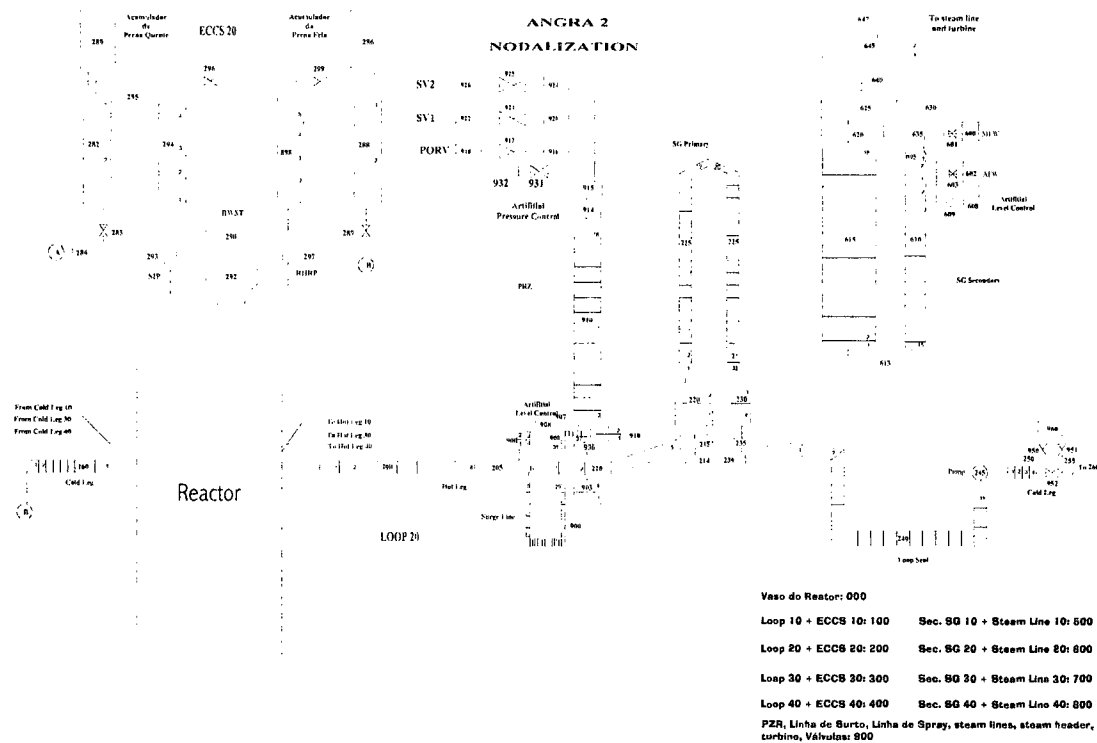


Figura 1 – Esquema da nodalização de Angra 2 para o LBLOCA

A nodalização proposta é composta pelo vaso do reator e suas regiões internas, 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), 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 as injeções de água de alimentação principal e auxiliar e a extração de vapor do gerador de vapor. Esta nodalização está descrita em detalhes na referência [3] bem como toda documentação referente a ela. Também está sendo considerado 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.

## 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 foram adotados do capítulo de 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 tabela 2 onde estão apresentados tanto os valores calculados pelo código quanto os do RFAS/A2 na simulação do acidente proposto.

As figuras 2 e 3 apresentam a evolução temporal da vazão mássica de fluido pela ruptura e das pressões do primário ( $p_{RCS}$ ), do secundário ( $p_{sec}$ ) e no pressurizador. Observa-se uma brusca descarga de água no início do acidente que é ocasionada pela depressurização rápida do sistema primário, que se encontra inicialmente subresfriada e com muita energia, para a contenção. Nesta simulação considerou-se a contenção como sendo um componente do tipo "single volume" (SNGLVOL).

Observa-se através da figura 3 que devido ao isolamento da turbina, a pressão no lado secundário sobe bruscamente atingindo as condições para resfriamento do secundário a taxa de  $-100$  K/h, quando então a pressão decresce monotonicamente. A pressão no pressurizador cai rapidamente à pressão do sistema em torno de 20 s, acompanhando a depressurização do circuito primário. No entanto, o comportamento da pressão apresentado no FSAR mostra que a pressão cai lentamente chegando ao equilíbrio após 50 s.

A figura 4 apresenta o perfil temporal da fração de vazio na região da ruptura que chega ao ponto de saturação do fluido em torno de 100 s, em seguida caindo até 105 s e retornando à saturação em torno de 145 s permanecendo assim até o final do acidente.

Tabela 2 – Sequência de eventos para o LBLOCA (perna fria-circuito 20)

EVENTO	TEMPO (s)	
	Relap5/ mod3.2.2g	RFAS/A2
- Início da ruptura	0,0	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	1,69	0,1
- Resfriamento do lado secundário à taxa de $-100$ K/h pelos sinais de $p_{RCS999} < 132$ bar e $p_{cont} > 1,03$ bar	0,38	0,1
- Critério de atuação do SREN atingido ( $p_{RCS} < 110$ bar e $p_{cont} > 1,03$ bar)	6,75	0,7
- Início das bombas de injeção de segurança	35,0	5,7
- Início da injeção pelos acumuladores	20,0	20,0
- Pico de pressão na contenção	50,0	23,0
- Nível de líquido no pleno inferior	38,0	23,5
- Início das bombas de remoção de calor residual	40,0	37,0
- Fim da depressurização	55,0	34,0
- Início do recobrimento do núcleo	-	35,5
- Pico de temperatura na barra quente	10,0	43,0
- Remolhamento do canal médio	-	80,0
- Remolhamento do canal quente	-	122,0
- Esvaziamento dos acumuladores	-	130-160
- Término da simulação	250,0	250,0
(*) – Valores não encontrados pois a modelagem do vaso nesta simulação não corresponde a nodalização do RFAS		

Pode-se verificar que até cerca de 20 s, quando a pressão do sistema atinge a pressão do secundário, o processo de remoção de calor do núcleo é obtido pela perda de massa e energia pela ruptura e também, em parte, efetuado pelo secundário dos geradores de vapor (GV's). Com isso, nenhuma injeção de água de alimentação auxiliar se faz necessária, visto que sua atuação só seria iniciada quando o nível de líquido no GV, figura 5, for inferior a 5 m. A partir daí toda a remoção de calor é realizada pela atuação do SREN e também pela contínua perda de massa e energia pela ruptura.

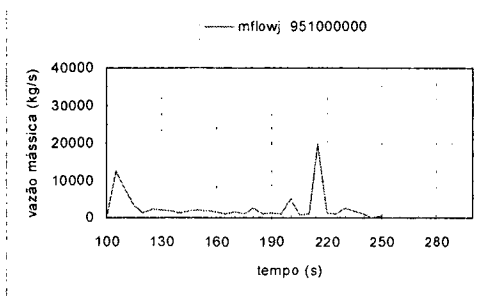


Figura 2 – Perfil temporal da vazão mássica de fluido pela ruptura

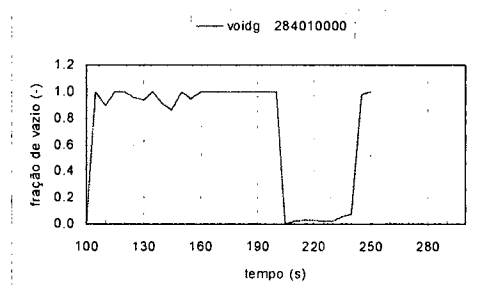


Figura 4 – Perfil temporal da fração de vazio na região da ruptura

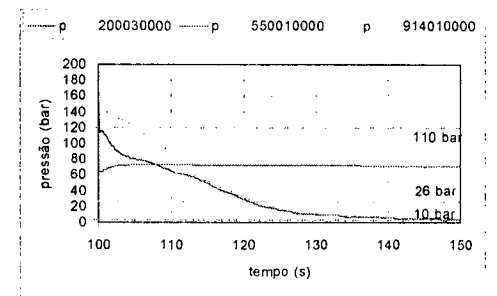


Figura 3 – Perfil temporal da pressão do primário e do lado secundário

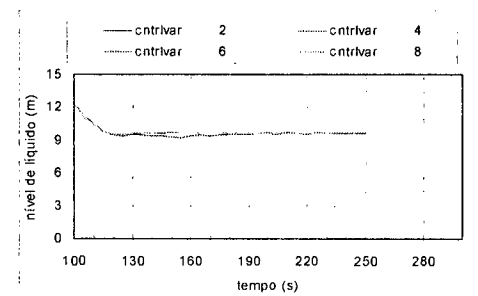


Figura 5 – Perfil temporal do nível de líquido nos secundários dos GV's

Observa-se através das figuras 6 e 7 que a atuação das bombas de injeção de segurança de baixa pressão ocorre em torno de 40 s e as bombas associadas aos circuitos 30 e 40 continuam em funcionamento, sendo que o acumulador de perna quente do circuito 30 encontra-se desligado segundo o RFAS/A2, como pode ser observado nas figuras 8 e 9.

Devido à despressurização do circuito primário o nível do líquido do núcleo do reator, figura 10, diminui continuamente até o patamar de atuação dos acumuladores (20 s) sendo que o nível de líquido no núcleo se recupera ligeiramente devido ao fim do período de reenchimento sendo que o remolhamento não foi efetivamente iniciado. A partir da injeção de água pelos acumuladores, o sistema tenta recuperar o seu inventário de massa, como mostra a figura 11. A figura 12 mostra o comportamento temporal do nível de líquido no 'downcomer' do vaso do reator.

Como conseqüência da despressurização rápida através da ruptura na perna fria houve uma redução do nível de líquido no núcleo diminuindo a eficiência da retirada de calor das varetas combustíveis proveniente da



potência de decaimento do calor residual do combustível. Assim, a temperatura do combustível aumentou significativamente (“dryout”) gerando um superaquecimento na mesma, como pode ser visto na figura 13 que apresenta o perfil temporal de temperatura para a barra mais quente nos quatro últimos intervalos axiais. O pico de temperatura no revestimento no entanto, atingiu valores bem inferior ao limite de projeto que é de 1200 °C. Pode-se observar que a atuação do sistema de injeção de água pelo SREN não foi eficiente neste intervalo de tempo, pois a fase de remolhamento não foi iniciada. Um dos motivos pode ser a condensação de vapor na região do núcleo em consequência da nodalização simplificada adotada na simulação do mesmo, pois a equalização da pressão do sistema foi obtida nos primeiros 50 s do transiente que deveria resultar numa efetiva injeção de água pelo SREN no núcleo.

As figuras 14 e 15 mostram, respectivamente, a vazão mássica e a massa total injetada no sistema pelo SREN e perdida através da ruptura.

A figura 16 mostra o perfil temporal da pressão na contenção, onde observa-se que o valor máximo atingido aproxima-se assintoticamente de 2,4 bar, valor obtido em condições conservativas.

A potência nuclear gerada pelo combustível e a potência térmica transferida ao fluido primário no núcleo do reator pode ser vista na figura 17

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

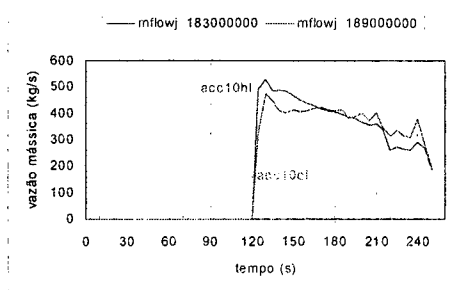


Figura 6 – Perfil temporal da injeção do SREN nas pernas quente e fria do circuito 10

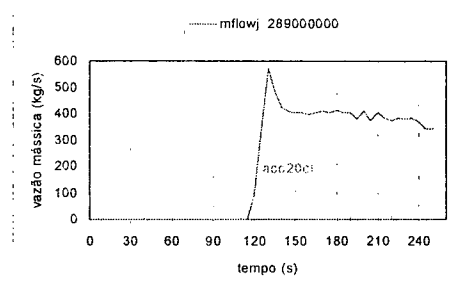


Figura 7 – Perfil temporal da injeção do SREN nas pernas quente e fria do circuito 20

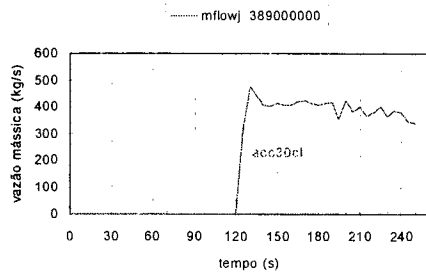


Figura 8 – Perfil temporal da injeção do SREN nas pernas quente e fria do circuito 30

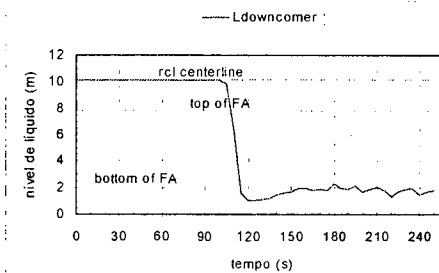


Figura 12 – Perfil temporal do nível de líquido no "downcomer" do vaso do reator

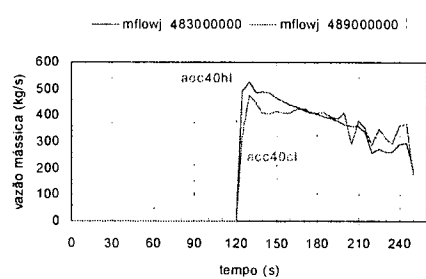


Figura 9 – Perfil temporal da injeção do SREN nas pernas quente e fria do circuito 40

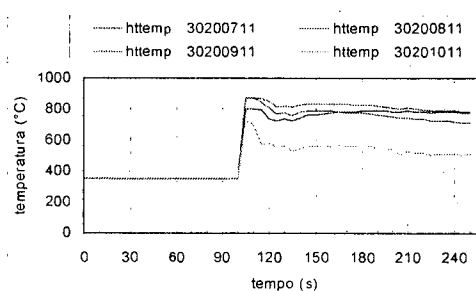


Figura 13 – Perfil temporal da temperatura do revestimento do combustível para a barra mais quente nos quatro últimos intervalos axiais.

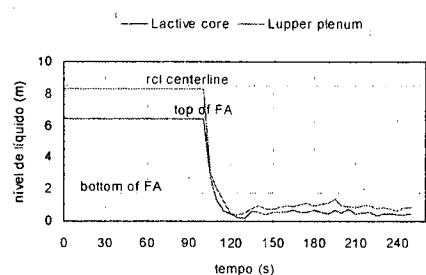


Figura 10 – Perfil temporal do nível de líquido na região ativa do núcleo e na região do "upper plenum" (até o nível dos bocais)

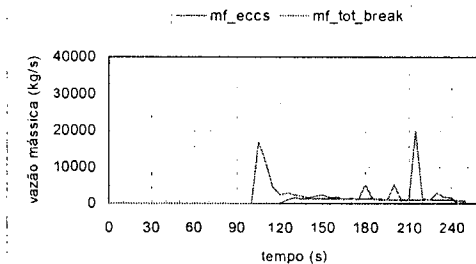


Figura 14 – Perfil temporal da vazão mássica total injetada pelo SREN e perdida pela ruptura

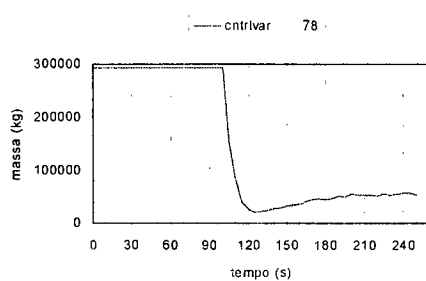


Figura 11 – Perfil temporal do inventário de massa do sistema primário

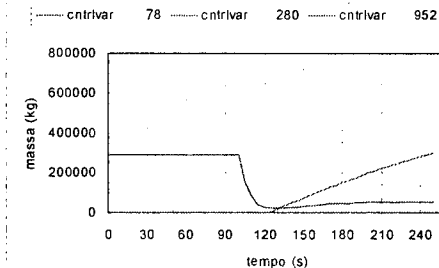


Figura 15 – Perfil temporal da massa total injetada pelo SREN e perdida pela ruptura

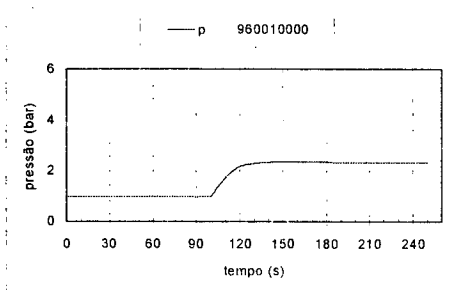


Figura 16 – Perfil temporal da pressão na contenção

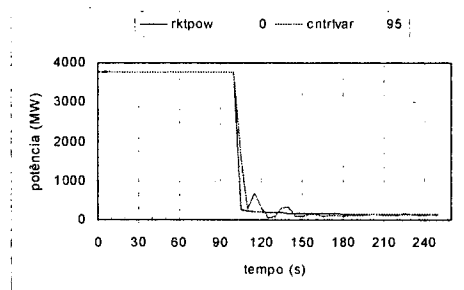


Figura 17 – Perfil temporal da potência nuclear e térmica entregue ao fluido

## CONCLUSÕES

Os resultados obtidos na simulação do acidente de perda de refrigerante por grande ruptura na perna fria (circuito 20) da Usina Angra 2 mostraram-se coerentes dentro do esperado, embora diferindo dos apresentados no RFAS. Estes resultados estão sendo usados no contexto do processo de qualificação a nível transiente da planta Angra 2.

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 a atuação do sistema de proteção do reator (1° ou 2° sinal), atuação do Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo (atuação dos acumuladores conectados as pernas fria e quente e 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. Também mostrou-se satisfatório o funcionamento das válvulas de alívio e de resfriamento a taxa de  $-100$  K/h dos geradores de vapor.

Os resultados desta simulação, embora coerentes, não se mostraram como esperados no tocante a qualificação a nível transiente para a nodalização utilizada. Neste caso a reenchimento do núcleo não foi atingido. Observa-se também que o núcleo apresentou-se com um alto nível de vaporização fato que dificultou o remolhamento do mesmo. Como consequência a temperatura do núcleo subiu, mas atingindo valores abaixo dos máximos permitidos.

Como já mencionado anteriormente este estudo não teve por finalidade realizar uma comparação direta com os resultados apresentados no RFAS/A2 para o acidente simulado.

Antes de novas simulações, deve-se analisar melhor os resultados obtidos, principalmente as variáveis que estão ligadas ao não remolhamento do núcleo. Neste caso como já mencionado na referência [5], acredita-se que um estudo mais detalhado da nodalização do vaso bem como a adequação da injeção SREN poderão melhorar significativamente estes resultados.

#### REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] **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.**
- [2] **The Relap5 Development Team, RELAP5/Mod3 Code Manual, NUREG/CR-5535 Report, vols. 1-5, Idaho National Engineering Laboratory, August 1995.**
- [3] **Grupo de Trabalho, Simulação de Angra 2 com o Código Relap5/Mod3.2.2 Gamma, Sessão Técnica Especial, XII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-hidráulica, Rio de Janeiro, RJ, 15-20 Outubro 2000.**
- [4] **Borges, R.C., Comunicação Pessoal via email – 05 de Junho de 2001.**
- [5] **Andrade, D.A. & Sabundjian, G., Qualificação a nível transiente da nodalização a2nb03c: Acidente de SBLOCA de 380 cm<sup>2</sup> da linha do sistema de resfriamento de emergência do núcleo (SREN), conectada à perna quente. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN, Relatório Técnico P&D.CENT.CENT.005.00, RELT.002.R00, julho 2001.**