

SIMULAÇÃO DO ACIDENTE POSTULADO DE PARADA DAS BOMBAS DO CIRCUITO PRIMÁRIO DE ANGRA 2 COM O CÓDIGO RELAP5/MOD3.2

Delvonei A. Andrade¹, Gaiânê Sabundjian¹, Alzira A. Madeira², Luiz Carlos M. Pereira², Ronaldo C. Borges², Carlos Vicente G. Azevedo³, Elcio Tadeu Palmieri³, Nelbia S. Lapa⁴

¹IPEN/CNEN

Travessa R, 400 – Cid. Univ.
CEP 05508-900 – São Paulo – SP – Brasil
delvonei@net.ipen.br

²CODRE/CNEN

Rua General Severiano, 90 – Botafogo
CEP 22294-900 – Rio de Janeiro – RJ – Brasil

³CDTN/CNEN

Rua Prof. Mário Werneck, S/N
CEP 30123-970 – Belo Horizonte – MG – Brasil

⁴IEN/CNEN

Caixa Postal 68550 – Cidade Universitária – Ilha do Fundão
CEP 21945-970 – Rio de Janeiro – RJ – Brasil

RESUMO

O objetivo deste trabalho é apresentar a simulação do acidente postulado de parada das bombas de refrigeração do circuito primário da usina Angra 2, com o código RELAP5/MOD3.2. Esse acidente integra o Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) da usina em questão. Para isso, foi utilizada a nodalização multi-propósito da usina Angra 2, desenvolvida para simular, com o RELAP5/MOD3.2, transientes operacionais e acidentes, visando permitir cálculos independentes, de modo a subsidiar o processo de licenciamento e posteriormente a análise do comportamento operacional da usina. São mostrados ainda os resultados obtidos na inicialização do estado estacionário, que mostraram boa concordância com os dados operacionais da usina, bem como a evolução temporal de parâmetros relevantes para o transiente em questão.

Palavras Chaves: RELAP5/MOD3.2, Análise de Acidentes, Angra 2, Análise Termo-Hidráulica, Parada de Bomba.

I. INTRODUÇÃO

O presente trabalho consiste na simulação do transiente operacional de perda de energia elétrica interna e externa na usina nuclear Angra 2 (“Emergency Power Mode”, como denominado pela Siemens/KWU, projetista da usina), evento postulado no capítulo de análise de acidentes do Relatório Final de Análise de Segurança (RFAS) [1] da usina. Neste evento ocorre a parada simultânea das quatro bombas de refrigeração do reator (BRR’s). 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, 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 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.

II. DESCRIÇÃO DA MODELAGEM

Visando a obtenção de uma modelagem capaz de simular um número abrangente de acidentes e transientes operacionais, decidiu-se desenvolver uma nodalização “multi-propósito”. De modo a contemplar as características específicas do caso aqui apresentado, a esta modelagem básica foram

introduzidas modificações/adaptações necessárias. A nodalização desenvolvida para o circuito onde está localizado o pressurizador da usina é apresentada na Fig. 1 (os demais circuitos são análogos), levando-se em consideração a experiência do DIMNP em modelar esse tipo de usina, incluindo a instalação experimental LOBI [5]. Esta instalação reproduz os circuitos primário e secundário de uma usina “gêmea” de Angra 2 numa escala, em volume e potência, de aproximadamente 1/700.

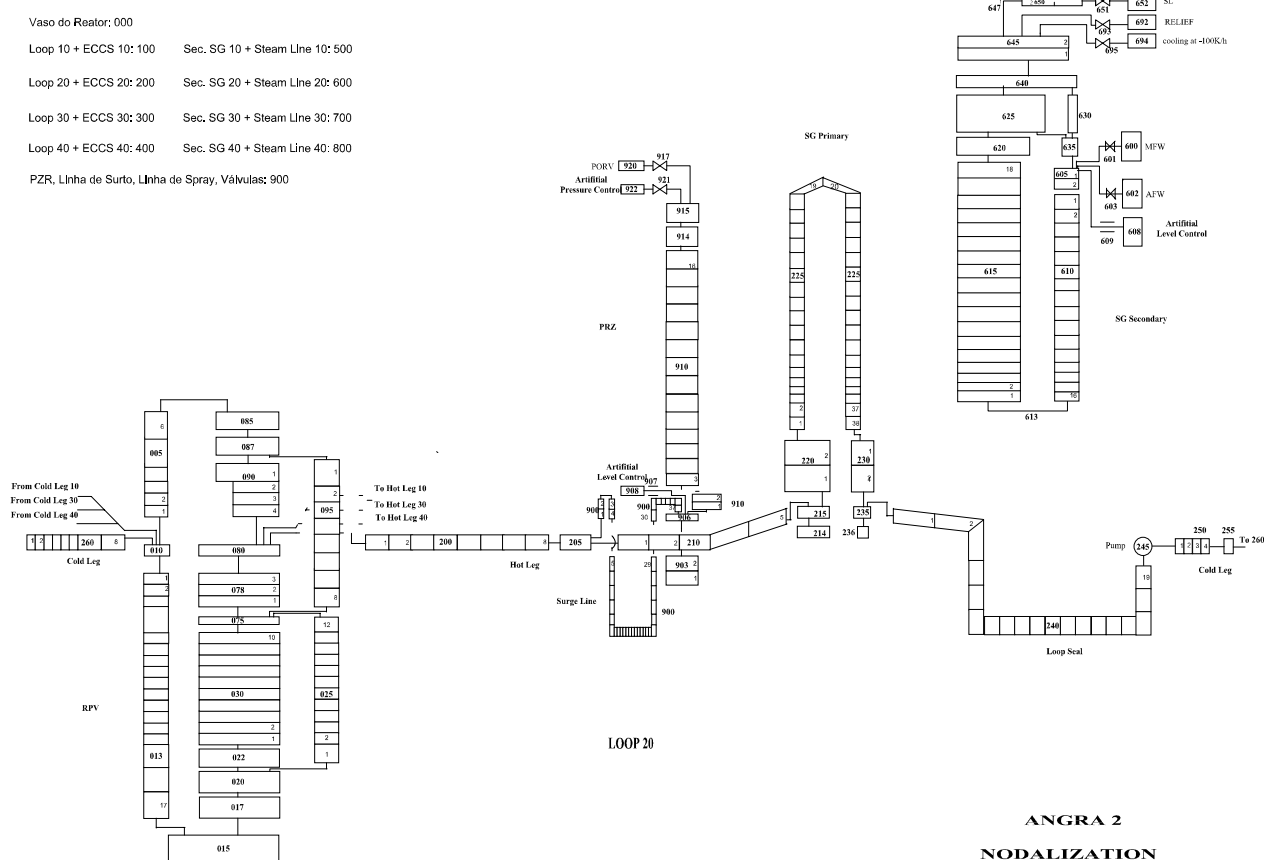


Figura 1. Nodalização empregada para Angra 2

No esquema de nodalização do vaso de pressão do reator (VR) identificam-se as seguintes regiões: canal anular do vaso do reator (componente 013), pleno inferior (componentes 015, 017 e 020), núcleo do reator (componentes 022, 030 e 075), canal de desvio associado ao núcleo (componente 025), pleno superior (componentes 078, 080 e parte do 090), cabeça do vaso (componentes 085, 087 e parte do componente 090), entrada para o canal anular do vaso do reator (componente 010), desvio associado à

parte superior do canal anular do reator (componente 005), conjunto guia das barras de controle (componente 095) que passam no interior das colunas suporte situadas no pleno superior do vaso.

No gerador de vapor (GV), identificam-se as regiões: câmara de entrada (componentes 214, 215, 220 e 221), tubos em U (componente 225), câmara de saída (componentes 226, 230, 235 e 236), região de ebulição (componente 615), canal anular de

recirculação (componentes 605, 610 e 613), separadores de vapor (componentes 620 e 625), região externa dos separadores de vapor (componentes 630, e 635), região de secagem do vapor (componente 640), região do domo de vapor (componente 645), água de alimentação (componentes 600 e 601), água de alimentação de emergência (componentes 602 e 603), saída de vapor (componentes 651 e 652), controles artificiais de pressão e nível (não mostrados no desenho).

O circuito primário é constituído de 16 componentes, descritos a seguir para o circuito 20: trecho da perna quente compreendido entre a saída do VR e o componente ligado à linha de surto do pressurizador (componente 200), trecho da perna quente ligado à linha de surto (componente 205), trecho da perna quente compreendido entre a linha de surto do pressurizador e o bocal de entrada do GV (componente 210), linha de surto do pressurizador (componente 900), pressurizador (componentes 903, 906, 910, 914 e 915), bomba de refrigeração do reator (componente 245), trecho da perna fria de ligação entre a saída do GV e a entrada da BRR (componente 240), trecho da perna fria entre a saída da BRR e a entrada do VR (componentes 250, 255 e 260), válvula de alívio do pressurizador conectado a este circuito 20 (componente 917), tanque de alívio do pressurizador (componente 920).

Foram incluídas as estruturas passivas de troca de calor correspondentes aos volume hidrodinâmico de todos os componentes modelados da usina (internos e carcaças), além das estruturas de calor ativas correspondentes ao calor gerado no núcleo do reator. Detalhes sobre a modelagem desenvolvida podem ser encontrados nas referências [6-8].

III. RESULTADOS DO ESTADO ESTACIONÁRIO

Através da execução de um transiente nulo, isto é, sem nenhuma função excitadora, foi obtido o estado estacionário onde observou-se não só a reprodutibilidade dos parâmetros como também a adequação dos mesmos aos valores nominais. Foram feitas algumas variações em coeficientes de perda de pressão por forma em posições com maiores incertezas em suas estimativas a fim de melhor ajustar as vazões mássicas aos valores nominais nos diversos caminhos de escoamento. Uma vez atingida a reprodutibilidade dos parâmetros e sua adequação aos valores nominais de projeto, os resultados calculados pelo código para as

distribuições das condições termodinâmicas dos volumes de controle e das velocidades do fluido nas junções de escoamento foram reintroduzidos nos dados de entrada visando obter-se um conjunto de condições iniciais mais uniforme, com dados coerentes entre si e próximos aos valores nominais, procurando-se atender determinados critérios de aceitação [4], os quais buscam estabelecer a qualificação da nodalização em estado estacionário.

A Tabela 1 apresenta os resultados calculados pelo código após 200 s de execução do transiente nulo em comparação com os valores nominais e os critérios de aceitação acima mencionados, os quais foram satisfeitos.

Verifica-se que as condições nominais desejadas foram adequadamente atingidas, com exceção do nível de líquido e da perda de pressão do primário do GV. Estes desvios foram aceitos neste trabalho, visto que esta simulação ainda é preliminar, no contexto do desenvolvimento desta nodalização.

IV. RESULTADOS DO TRANSIENTE

Descrição do Cenário Transiente Simulado. A única causa crível de falha de todas as BRR's é a perda coincidente de energia elétrica interna e externa da usina. Este é o caso mais limitante de falha de todas as BRR's porque a estação de desvio de vapor principal está indisponível e isso resulta em níveis mais altos de temperatura e pressão, tanto no lado secundário como no lado primário da usina. Na ausência das BRR's, a remoção de calor residual do núcleo, após o desligamento do reator, é efetuada por circulação natural. A remoção de calor no circuito secundário se dá pelas válvulas de alívio do vapor principal. O suprimento de água de alimentação é obtido através de bombas de partida e de desligamento, que são acionadas pelos geradores de emergência a diesel. Na Tabela 2 é apresentada a seqüência de eventos para esse transiente.

Condições Iniciais e de Contorno. O transiente foi simulado considerando operação da usina a plena potência. Com a perda de remoção de calor pelo lado secundário e a diminuição da remoção de calor pelo lado primário devido à perda das BRR's, a temperatura do lado primário do circuito aumenta. Com respeito à realimentação negativa de reatividade da temperatura do refrigerante, a condição mais adversa para o evento é a consideração do coeficiente

Tabela 1. Resultados da Simulação do Estado Estacionário

PARÂMETRO	UNIDADE	NOMINAL [RFAS]	R5M3.2	ERRO (%) [4]	
				CALCULADO	ACEITÁVEL
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	17672,00	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 no domo de vapor	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
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

Tabela 2. Seqüência de eventos

Evento	Tempo (s)	
	RFAS	RELAP5
Início da simulação	0,0	0,0
Início do transiente: desligamento ^a das BRR's	5,0	5,0
Fechamento das válvulas de água de alimentação ^a	5,0	5,0
Fechamento das válvulas de isolamento do sistema de vapor ^a	5,0	5,0
Sinal de desligamento do reator por baixa velocidade da BRR (<93 % do valor nominal ^a)	5,9	5,4
Desligamento do reator	5,9	6,7
Tempo de ocorrência do mínimo DNBR	8,3	8,2
Transição para circulação natural: aumento na diferença de temperatura no reator	>20,0	~70,0
Sinal de abertura (pressão > 86 bar ^a) da válvula de alívio do GV	26,0	26,6
Atuação das bombas de partida e desligamento ^a	32,0	21,0
Estabelecimento de circulação natural: velocidade da BRR = 0	~200,0	~180,0
Pressão de vapor estabilizada (ajustada em 75 bar ^a)	~300,0	~330,0
Fim do transiente ^a	1800,0	1800,0

a. Valor imposto

menos negativo para o decréscimo de potência do reator, o que ocorre em início de vida do núcleo. As condições iniciais e de contorno estão apresentadas nas Tabelas 1 e 2.

Resultados obtidos. As Figs. 2 a 5 descrevem o comportamento temporal das variáveis durante o transiente de parada de bomba, que é o motivo desta análise, e a Tabela 2 apresenta a sequência de eventos obtida pelo código. Visando uma comparação ilustrativa, nas tabelas e figuras estão apresentados os valores e curvas correspondentes do RFAS de Angra 2 aos parâmetros aqui considerados.

Em decorrência do início do transiente (desligamento das BRR's) é observado um aumento das pressões do fluido primário e de vapor, Fig. 2, uma elevação da temperatura média do primário, diminuição do nível de líquido do secundário do GV e, obviamente, uma perda pronunciada da vazão do fluido refrigerante, Fig. 3.

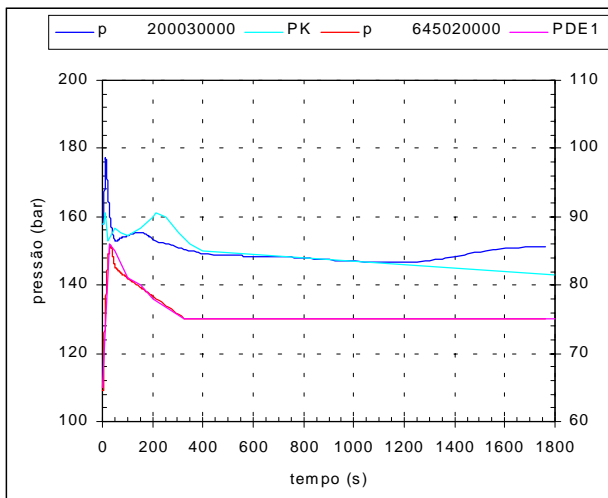


Figura 2. Pressão do fluido na saída do VR (componente 200030000) e RFAS (PK) e de vapor no secundário do GV (componente 645020000) e RFAS (PDE1)

Como pode ser visto na Fig. 4 e na Tabela 2, a potência do reator cai ao nível de calor de decaimento quase imediatamente após o desligamento das BRR's, pois o reator recebe o sinal de desligamento quando a velocidade das bombas atinge 93% do seu valor nominal. Verifica-se também, na Fig. 3, que o estabelecimento da circulação natural no circuito primário, devido à perda de refrigeração forçada, é atingido

rapidamente, com um comportamento semelhante ao da queda de potência do reator.

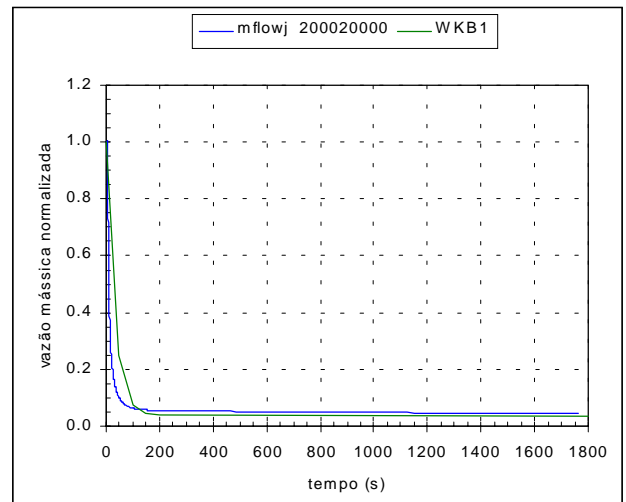


Figura 3. Vazão mássica do circuito 20 (componente 200020000) e RFAS (WKB1)

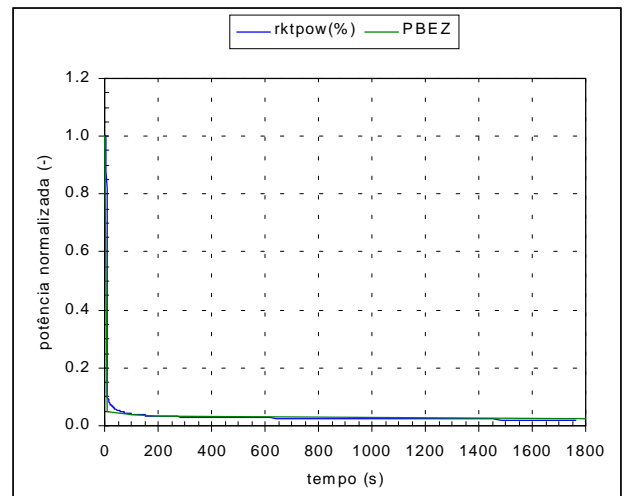


Figura 4. Potência total do reator, simulado (rktpow) e RFAS (PBEZ)

Com o desligamento da geração de potência do reator, a pressão do primário se reduz imediatamente, como pode ser visto na Fig. 2. A partir daí a pressão sofre uma ligeira elevação, devido a baixa remoção de calor pelo secundário, até que a circulação natural seja estabelecida por volta dos 200 s (Fig. 3), quando então a pressão vai se reduzindo acompanhando o resfriamento do sistema.

Relativamente ao lado secundário, a rápida elevação da pressão de vapor, devido à rejeição de carga pelo desligamento da turbina, pela

indisponibilidade do desvio de vapor para o condensador e pelo desligamento das BRR's, atinge o ponto de atuação da válvula de alívio de vapor do GV (Fig. 2) que então é controlada para seguir um resfriamento a uma taxa de -100 K/h até a pressão alcançar o patamar de 75 bar sendo então mantida nesta posição durante todo o restante do transiente.

A partir da entrada em operação das bombas de partida e desligamento uma certa vazão mássica de água alimenta o GV no intuito de recuperar o nível de líquido do mesmo e compensar a vazão mássica de vapor através da válvula de alívio, permitindo assim, manter o resfriamento do sistema.

A integridade dos circuitos primário e secundário não chega a ser ameaçada, com as pressões ficando bem abaixo das respectivas pressões de projeto. O parâmetro de maior interesse para esse transiente é o mínimo DNBR (“departure from nucleate boiling ratio” – desvio da taxa de ebulição nucleada) obtido em comparação com o mínimo valor permitido, que visa garantir a integridade do combustível. O comportamento do DNBR é visto na Fig. 5. O mínimo DNBR é verificado logo ao início do transiente, como consequência da menor remoção de calor do núcleo provocada pela perda da vazão forçada, sendo esta taxa quase que imediatamente recuperada a valores mais seguros. O mínimo DNBR alcançado, porém, fica bem acima do valor mínimo permitido (1,15).

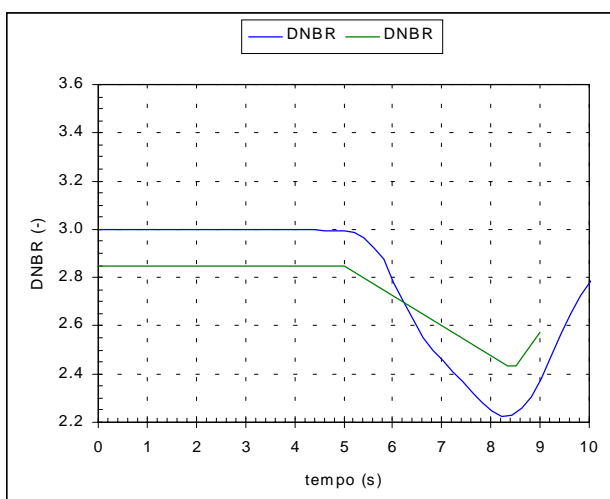


Figura 5. DNBR na barra quente, (calculado —) e (RFAS —)

V. CONCLUSÕES

Esta nodalização básica, desenvolvida até o presente estudo, é compatível com a prática

internacional utilizada para o código RELAP5/MOD3.2.2g além de atender a recomendações do próprio manual do código.

O transiente simulado com a nodalização proposta, apresentou resultados considerados satisfatórios, no contexto de uma qualificação preliminar tanto a nível de estado estacionário como em transiente. Observa-se, entretanto, que a mesma ainda não está completa, pois falta a incorporação de condições de contorno das vazões de carregamento/extração, do sistema de “spray” do pressurizador, das lógicas dos sistemas de controle, limitação e proteção, além do sistema de alimentação de emergência.

Ressalta-se também que a inclusão no texto (tabelas e figuras) dos resultados apresentados no RFAS foram apenas de caráter ilustrativo, não se objetivando fazer estudos de avaliação comparativa. Entretanto, alguns dos sistemas de controle acima citados devem atuar neste transiente. Deste modo, apesar do contexto em que se insere o estudo aqui apresentado, grande parte das diferenças verificadas entre as duas simulações podem ser atribuídas às modelagens que ainda deverão ser incorporadas à nodalização da usina.

REFERÊNCIAS

- [1] ELETRONUCLEAR S. A., Final Safety Analysis Report – Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unit 2, ETN S. A., Doc. Ident. MA/2-0809.2/060000, Capítulos 4 e 15, Rev. 0, setembro 1997.
- [2] The Relap5 Development Team, RELAP5/Mod3 Code Manual, NUREG/CR-5535 Report, vols. 1-5, Idaho National Engineering Laboratory, agosto 1995.
- [3] Madeira, A. A., Borges, R. C., Proposta de Cooperação Técnica entre a SUASE/CODRE e IPEN, CDTN e IEN para a Aplicação do Código Relap5 à Usina Angra 2, Relatório de Atividades RA-SUASE-07/99, Comissão Nacional de Energia Nuclear, setembro 1999.
- [4] D’Auria, F., Galassi, G. M., Belsito, S., Gatta, P., Ingegneri, M., “UMAE Application: Contribution to the OECD/CSNI UMS Vol. 2, Uncertainty Methods Study for Advanced Best Estimate Thermal Hydraulic Code Applications”, Vol. 2, NEA/CSNI/R(97)35, France, pp.2.I-2.114, 1998.

- [5] Annunziato, A., Addabbo, C., “Quick Look Report on LOBI/MOD2 Test BL-06 (1% Cold Leg Break LOCA, MCP on)”, Commission of European Communities, JRC-ISPRA SITE-ITALY Safety Technology Institute, Comm. No. 4355, janeiro 1994.
- [6] Madeira, A. A., Pereira, L. C. M., Memória de Cálculo Relativa aos Dados Geométricos do Vaso de Pressão do Reator de Angra 2 para o Relap5/Mod3.2, Nota Técnica NT-SUASE-01/00, Comissão Nacional de Energia Nuclear, julho 2000.
- [7] Palmieri, E. T., Azevedo, C. V. G., Lapa, N. S., Estruturas de calor dos Geradores de Vapor de Angra 2, CDTN NI-CT4-04/00, setembro 2000.
- [8] Sabundjian, G., Andrade, D. A., Memória de Cálculo de Angra 2 com o código RELAP5/MOD3.2, P&D.CENT.CENT.005.00, IPEN, setembro 2000.

ABSTRACT

This work presents the simulation of an anticipated transient for Angra 2 Nuclear Power Plant, where the coast down of the four reactor coolant pumps is verified. The best estimate thermal hydraulic system code RELAP5/MOD3.2 was used on this frame. A multi-purpose nodalization of Angra 2 was developed to simulate a comprehensive set of operational transients and accidents with RELAP5/MOD3.2 code. The overall objective of this work is to provide independent accident evaluation and further operational behavior follow-up to support the licensing process of the plant.