

COMPARAÇÃO DOS RESULTADOS OBTIDOS COM OS CÓDIGOS RELAP4/MOD3 E  
RELAP4/MOD5 NA SIMULAÇÃO DA FASE DE DESPRESSURIZAÇÃO DO ACIDENTE  
DE PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO NA USINA NUCLEAR DE ANGRA 1.

GAIANÊ SABUNDJIAN

THADEU DAS NEVES CONTI

DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES -  
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES

RESUMO

Levando-se em consideração a grande importância de se obter informações com relação ao comportamento de determinados parâmetros termohidráulicos da Planta Nuclear de Angra 1, quando sujeita a um Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura - APRPGR em três pontos distintos do circuito primário, isto é, na perna fria, na perna quente e entre o gerador de vapor e a bomba, realizou-se a partir da simulação destes acidentes uma comparação entre os resultados obtidos com os Códigos RELAP4/MOD3 e RELAP4/MOD5 com os resultados fornecidos pelo "Final Safety Analysis Report" - FSAR de Angra 1. Utilizou-se para isto uma modelagem contendo 36 volumes de controle, 48 junções de interligação dos volumes de controle, 25 estruturas de troca de calor e 8 válvulas. Os transientes analisados compreendem apenas a fase de depressurização do APRPGR.

ABSTRACT

It's very important to obtain information of certain thermal hydraulic parameters of the Angra 1 Nuclear Power Plant during a Large LOCA in three different points: in the cold leg, in the hot leg and between the steam generator and the pump. In this way, these paper describes the results comparison of these accidents with the RELAP4/MOD3 and RELAP4/MOD5 codes with the results in the "Final Safety Analysis Report" of Angra 1. It was used a 36 control volume model, with 48 junctions between the control volumes, 25 heat exchange structures and 8 valves. The transient analysis were made just during the blowdown phase of the LOCA.

## 1. INTRODUÇÃO

O Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura - APRPGR na perna fria do reator, é considerado como sendo o acidente básico de projeto de usinas nucleares que utilizam reatores a Água Leve Pressurizada - RAP. Este tipo de acidente consiste na ruptura total da tubulação do Sistema de Resfriamento do núcleo, com a perda quase que total e instantânea do fluido refrigerante, com conseqüente depressurização de todo circuito primário. Porém, existem rupturas que podem ocorrer em outros pontos do circuito primário como, na perna fria, na perna quente e entre o gerador de vapor e a bomba, que podem provocar danos mais severos em outros pontos da usina quando comparados com uma ruptura na perna fria.

Com a finalidade de comparar os resultados obtidos com os códigos RELAP4/MOD3[1] e RELAP4/MOD5[2], durante a simulação da 1ª fase (depressurização) de um APRPGR postulado na Usina Nuclear de Angra 1, fez-se um estudo enfocando a ruptura da tubulação em três pontos distintos do circuito primário, perna fria, perna quente e entre o gerador de vapor e a bomba.

De posse dos resultados obtidos, face ao estudo realizado, pode-se comparar qual dos códigos apresenta resultados mais conservativos quando comparados ao "Final Safety Analysis Report" - FSAR de Angra 1[3] e também verificar o comportamento termohidráulico em regiões distintas da usina quando sujeita a rupturas em diferentes pontos do circuito primário.

## 2. CARACTERÍSTICAS DOS CÓDIGOS DA LINHA RELAP4

Os Programas computacionais da linha RELAP4[1,2] são bastante versáteis e simulam o comportamento termohidráulico de reatores refrigerados a Água Leve, na análise de transientes acidentais. Eles consideram o sistema termohidráulico a ser analisado como uma série de volumes de controle conectados entre si por junções com transferência de calor sendo efetuada através das estruturas de

troca de calor situadas entre os volumes.

Estes códigos resolvem as equações de balanço de massa, quantidade de movimento e energia para cada um dos volumes de controle, supondo que o fluido é homogêneo com escoamento unidimensional e que as fases de líquido e vapor estão em equilíbrio térmico.

Os dados de entrada para estes programas podem ser classificados em três categorias:

- dados geométricos;
- dados operacionais, e
- dados materiais.

### 3. DIFERENÇAS ENTRE O RELAP4/MOD3 E O RELAP4/MOD5

Os principais melhoramentos feitos no RELAP4/MOD5 em relação ao RELAP4/MOD3, são [4]:

- novos modelos de escoamento crítico;
- modelo de equilíbrio homogêneo Henry-Fauske;
- cálculos de pressões de estagnação para uso com modelo de cálculo para o escoamento crítico;
- modelo para avaliar a penetração de água na região anular; modelos de Wallis e Wallis-Crowley e modelo baseado nos testes de vaso em escala de 1/15 de Bettelée-Columbius;
- modelo de arrastamento de água do pleno inferior;
- transferência de calor: a) correlação modificada de Bromley (baixa qualidade, baixo fluxo de escoamento e pós-fluxo crítico de calor); b) convecção natural e radiação (alta qualidade, baixo fluxo de escoamento e pós-fluxo crítico de calor); c) correlação de Berenson para ebulição de filme e d) disponibilidade para modelar várias estruturas de troca de calor por elemento de volume;
- novos modelos de escoamento vertical e horizontal;

- modelos de escoamento de ar; e
- modelos para evitar instabilidade devido a mudança sobre uso de modelos compressíveis/incompressíveis.

#### 4. MODELAGEM UTILIZADA

A modelagem utilizada para simulação da 1ª fase (despressurização) do APRPGR na perna fria, figura 1, na perna quente e entre o gerador de vapor e a bomba na Usina Nuclear de Angra 1, consiste de 36 volumes de controle, conectados entre si por 48 junções, 25 estruturas de troca de calor e 8 válvulas[5].

Os principais eventos considerados durante o transiente são[6]:

- potência inicial do reator = 102% da potência nominal;
- início do APRPGR em  $t=0$  segundos;
- desligamento do reator em  $t=0$  segundos;
- desligamento das bombas em  $t=0$  segundos;
- desligamento da água de alimentação dos geradores de vapor em  $t=3,6$  segundos;
- a atuação dos Acumuladores através do Sistema de Injeção de Emergência em  $p=48,5$ bar.

#### 5. ANÁLISE DOS RESULTADOS

Através das figuras 2 e 3 observa-se que o nível mais alto de temperatura atingido pelo refrigerante no canal quente, tanto para simulação realizada com o código RELAP4/MOD3 como para o código RELAP4/MOD5 foi com a ruptura na perna fria do Sistema de Refrigeração do Núcleo da Usina Nuclear de Angra 1. Verifica-se que as curvas mostradas na figura 3 (RELAP4/MOD5) apresentam um comportamento mais oscilatório do que as da figura 2 (RELAP4/MOD3), isto porque a versão MOD5 apresenta um pacote de correlações de transferência de calor e de escoamento vertical mais realista do que a

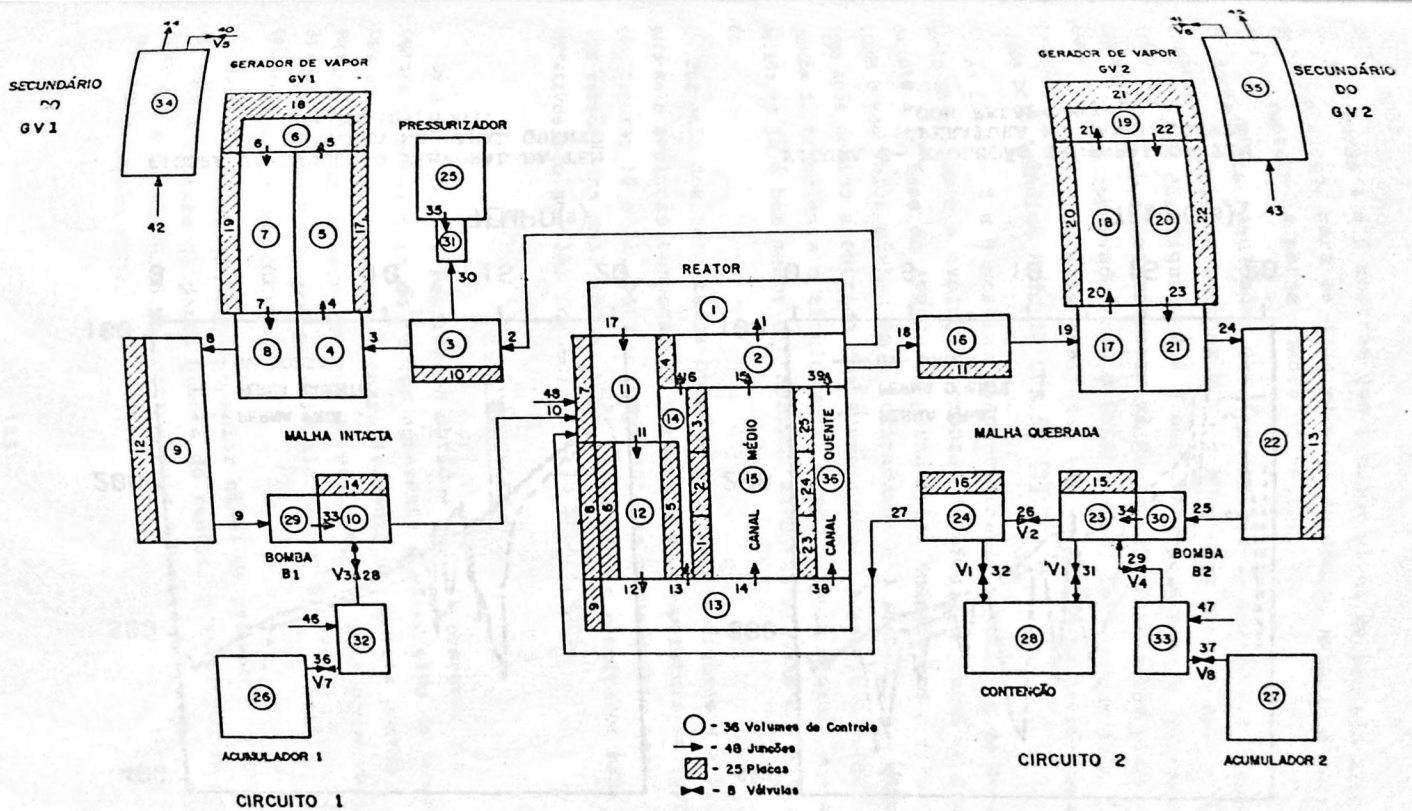


FIGURA 1 - MODELAGEM DE ANGRA 1 PARA O CÓDIGO RELAP 4

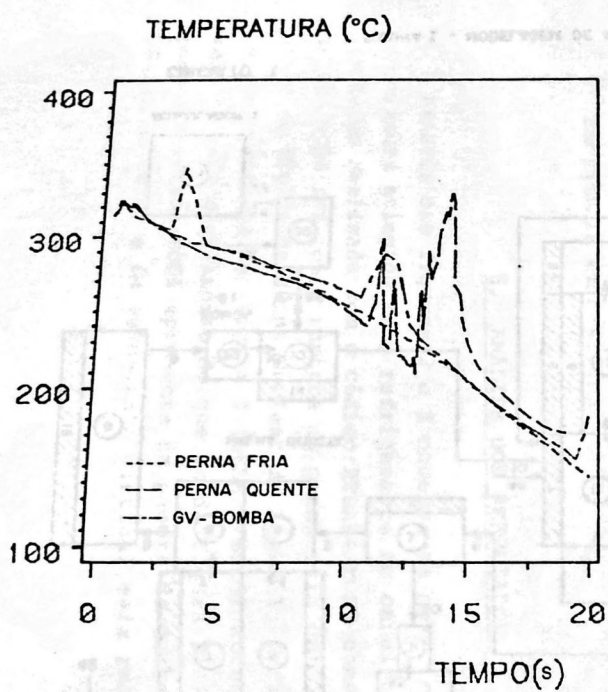


FIGURA 2- EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NO CANAL QUENTE COM RELAP4/MOD3.

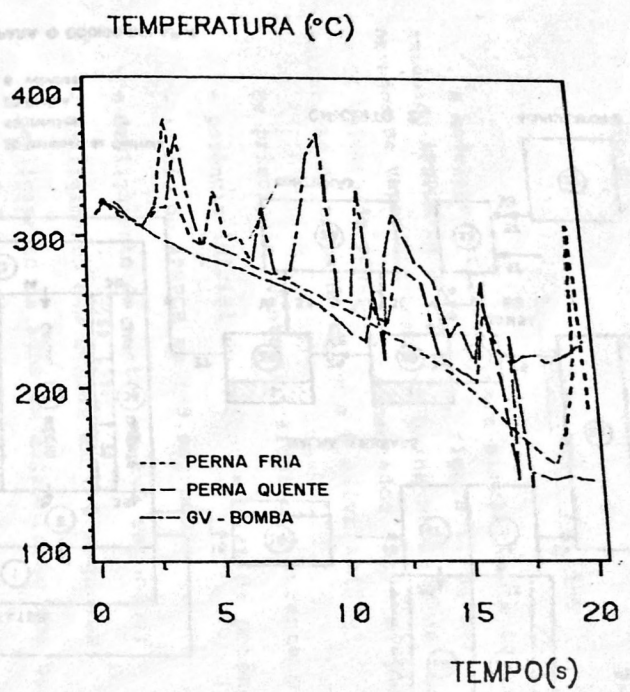


FIGURA 3- EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NO CANAL QUENTE COM RELAP4/MOD5.

versão MOD3.

As figuras 4 e 5 mostram que o maior nível de pressão alcançado na contenção, para as duas versões do código RELAP4, é verificado para ruptura na perna quente do reator.

Baseado nos resultados das figuras 2 e 3, fez-se uma análise comparativa entre as versões MOD3 e MOD5 para ruptura na perna fria. Através das figuras 6 e 7 observa-se que embora os resultados sejam muito próximos entre as duas versões, o maior pico de temperatura é observado para o RELAP4/MOD5, isto porque além de possuir correlações mais realistas também contém os critérios exigidos pelo Apêndice K do 10 CFR 50 [7].

As figuras 8 e 9 mostram respectivamente a potência de decaimento do reator e a evolução temporal do título no canal quente durante a 1ª fase do APRPGR na perna fria. Nota-se que o título atinge o seu valor máximo em aproximadamente 3 segundos e diminui logo após devido a entrada dos Acumuladores. A partir dos 10 segundos do transiente o título volta a subir, pois a vazão dos acumuladores já é bem menor e o Sistema de Baixa Pressão não foi atuado.

Por meio dos resultados obtidos através das figuras 4 e 5, compara-se a evolução temporal da pressão e da temperatura na contenção, figuras 10 e 11, para o rompimento da perna quente com as duas versões ora analisadas. Observa-se que os resultados mais conservativos são aqueles fornecidos pelo RELAP4/MOD5.

## 6. CONCLUSÕES

De acordo com os resultados obtidos pode-se observar que a ruptura na perna fria do reator apresenta o maior pico de temperatura para o canal quente, comparativamente aos outros pontos de ruptura. Também, observa-se que a versão MOD5 é mais conservativa do que a versão MOD3, por possuir alguns dos critérios exigidos pelo Apêndice K do 10 CFR 50.

Para efeito de contenção o maior nível de pressão observado foi para a ruptura da perna quente do reator, e verificou-se novamente que a versão MOD5 se mostrou mais conservativa quando comparada com a versão MOD3.

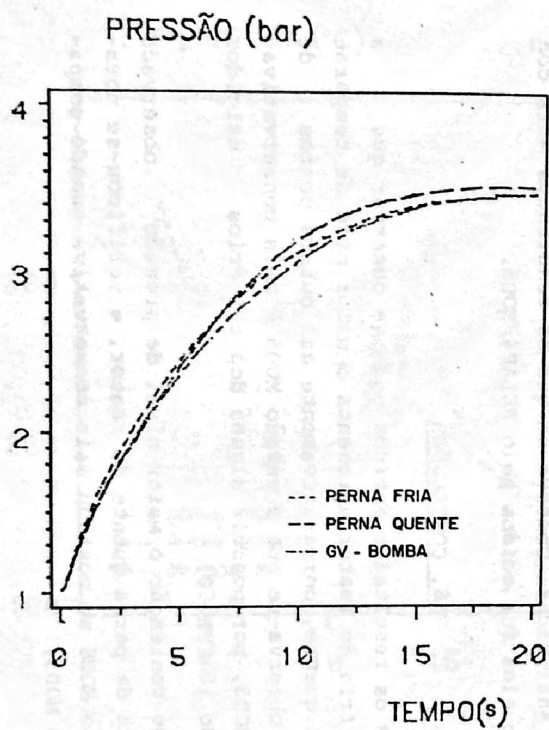


FIGURA 4- EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NA CONTENÇÃO COM O RELAP4/MOD3.

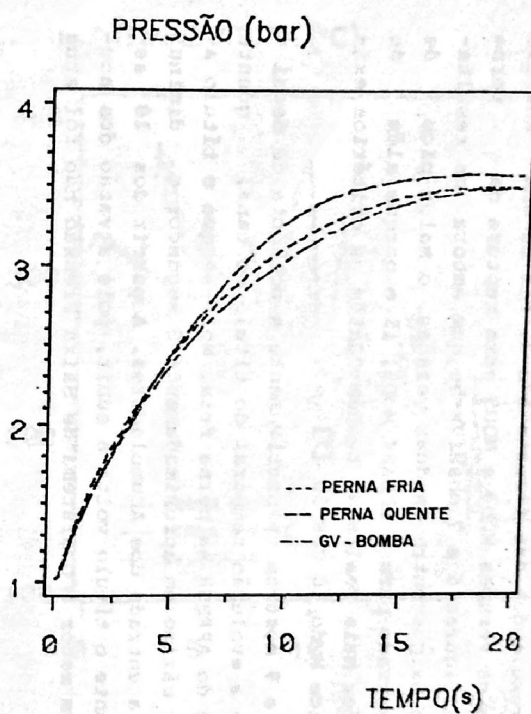


FIGURA 5- EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NA CONTENÇÃO COM RELAP4/MOD5.

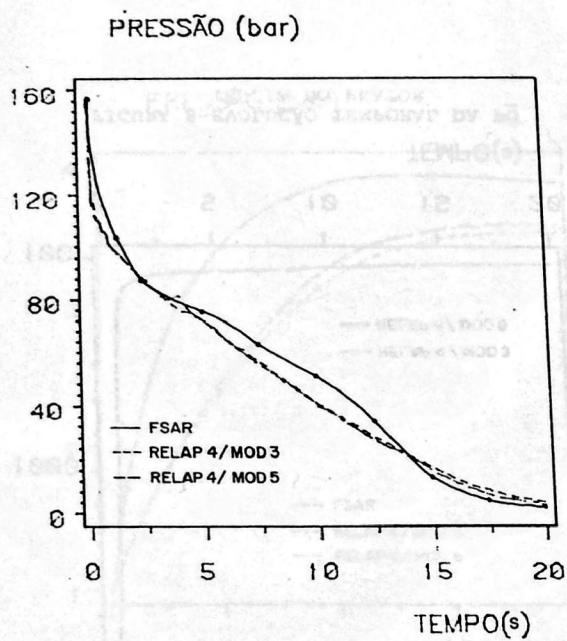


FIGURA 6-EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NO CANAL QUENTE

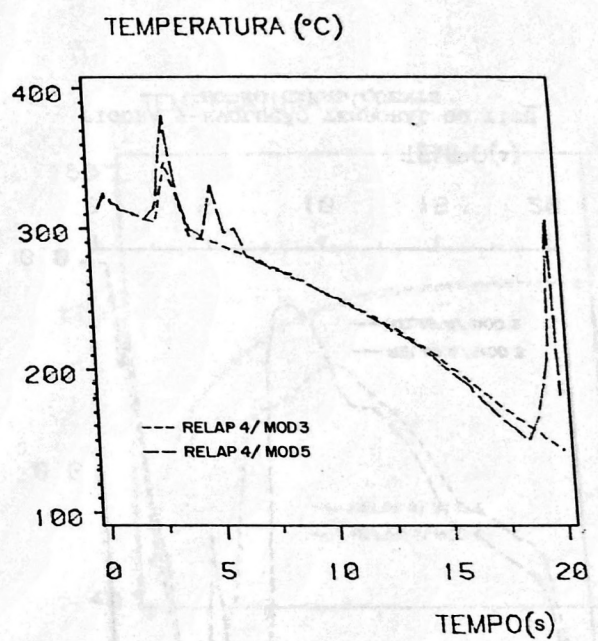


FIGURA 7-EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NO CANAL QUENTE

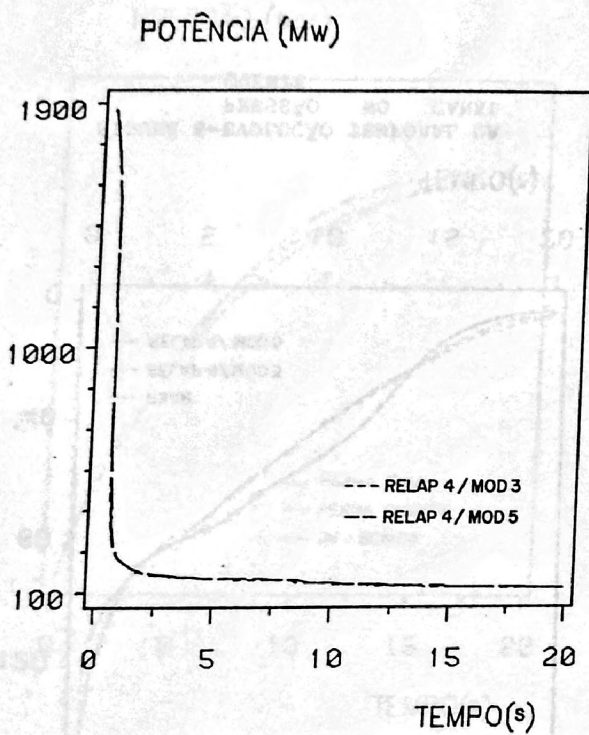


FIGURA 8-EVOLUÇÃO TEMPORAL DA POTÊNCIA DO REATOR

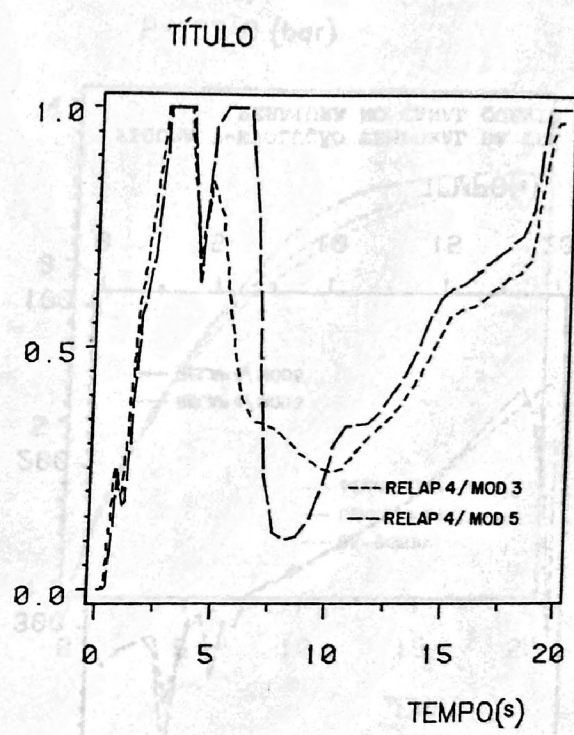


FIGURA 9-EVOLUÇÃO TEMPORAL DO TÍTULO NO CANAL QUENTE

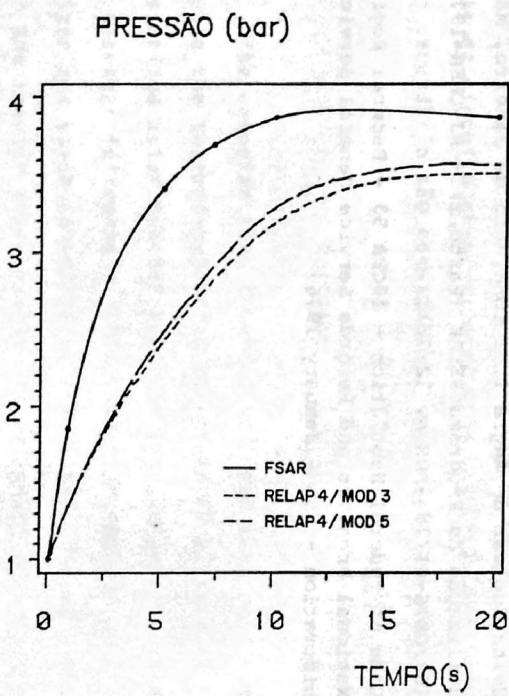


FIGURA 10- EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NA CONTENÇÃO

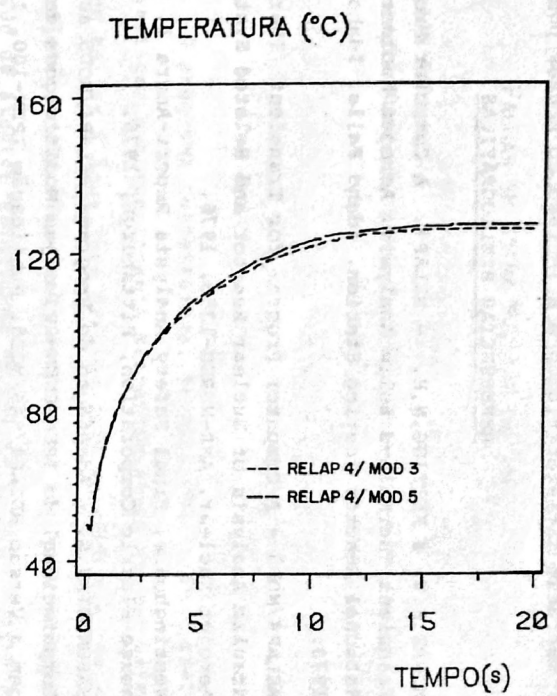


FIGURA 11- EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NA CONTENÇÃO

De um modo geral, verificou-se que os resultados obtidos quando comparados com os do FSAR de Angra 1 são bastante próximos, mostrando que os modelos utilizados pelas versões analisadas (MOD3 e MOD5) retratam satisfatoriamente a 1ª fase do APRPGR postulado.

#### REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] MOORE, K.V. & KETTING, N.H. - RELAP4. A Computer Program for Transient Thermalhydraulic Analysis. Aerojet Nuclear Company National Reactor Testing Station. Idaho Falls. Idaho-8341, 1973.
- [2] RELAP4/MOD5 - A Computer Program for Transient Thermalhydraulic Analysis of Nuclear Reactor and Related Systems. Aerojet Nuclear, ANR-NUREG-1355, 1976.
- [3] Westinghouse, Final Safety Analysis Report-Angra 1, Westinghouse Electric Corporation, Pittsburgh, 1976.
- [4] SABUNDJIAN, G. - Adaptação do Programa RELAP4/MOD5 ao Sistema Computacional do IPEN/CNEN-SP, cujas Modificações deram origem a Versão RELAP4/SAS/MOD5. Publicação IPEN-100, 1988.
- [5] SABUNDJIAN, G. & FREITAS, R.L. - Utilização da Versão RELAP4/MOD5/SAS num Acidente de Perda de Refrigerante Primário na Usina Nuclear de Angra 1. I CGEN, Rio de Janeiro, Março 1986.
- [6] Utilização do Programa RELAP (Parte 1) - RJ-CNEN-1978. (DR/GSTS-01/78 - DR nº 72/78).
- [7] Code of Federal Regulation - 10CFR 50 - Federal Register National Archives and Records Service General Service Administration - USA - January 1976.

## "Influência da Razão de Recirculação no Desempenho Térmico de Geradores de Vapor"

Wageeh Sidrak Bassel

Valdemir Gutierrez Rodrigues

Departamento de Operação de  
Circuito Experimentais

IPEN-CNEN  
SP

### Resumo

Foi desenvolvido um modelo matemático para a simulação do desempenho térmico de geradores de vapor. A simulação foi feita com 3 volumes de controle independentes, resultando num sistema de equações algébricas não lineares, onde o calor transferido é calculado baseando-se na diferença de temperatura média logarítmica, e a solução é obtida por iteração. O modelo desenvolvido mostrou-se satisfatório para o cálculo dos parâmetros que influenciam o desempenho do Gerador de Vapor.

### Abstract

A mathematical model was developed to simulate thermal performance of steam generator. The simulation was done with 3 control volumes. The coupled non-linear algebraic equations, where the heat transfer was calculated with logarithmic mean temperature difference, was solved by iterative method. The developed model is suitable for calculation the parameters which affect the performance of steam generator.