



CNEN/SP

ipen Instituto de Pesquisas
Energéticas e Nucleares

**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**

Giané SABUNDJIAN e Thadeu das Neves CONTI

IPEN-Pub-346

SETEMBRO/1991

SÃO PAULO

**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**

Gaiané SABUNDJIAN e Thadeu das Neves CONTI

DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES

**CNEN/SP
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
SÃO PAULO - BRASIL**

Série PUBLICAÇÃO IPEN

INIS Categories and Descriptors

E32.00

**ANGRA-1 REACTOR
REACTOR ACCIDENTS
LOSS OF COOLANT
R CODES
TRANSIENTS
BLOWDOWN
SIMULATION
COMPARATIVE EVALUATIONS**

IPEN - Doc - 4054

Aprovado para publicação em 13/06/91.

Nota: A redação, ortografia, conceitos e revisão final são de responsabilidade do(s) autor(es).

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 e Thadeu das Neves CONTI

Comissão Nacional de Energia Nuclear -SP
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
Caixa Postal 11049 - Pinheiros
05499 - São Paulo - Brasil

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 despressurização do APRPGR.

* Trabalho apresentado no VII Encontro Nacional de Física de Reatores, realizado em Recife, de 26 a 28 de Abril de 1989.

**COMPARISON OF THE RELAP4/MOD3 AND RELAP4/MOD5 RESULTS TO THE
LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT BLOWDOWN PHASE SIMULATION
ON THE ANGRA-1 NUCLEAR POWER STATION***

Gaianê SABUNDJIAN and Thadeu das Neves CONTI

Comissão Nacional de Energia Nuclear -SP
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
Caixa Postal 11049 - Pinheiros
05499 - São Paulo - Brasil

ABSTRACT

It's very important to obtain information of certain thermalhydraulic 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.

*This paper was presented in the VII Brazilian Meeting ou Reactor Physics and Thermal Hydraulic, held at Recife-Pe, April, 26-28, 1989.

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 despressurização 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 (despressurização) e 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=48,5bar.

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 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 compa

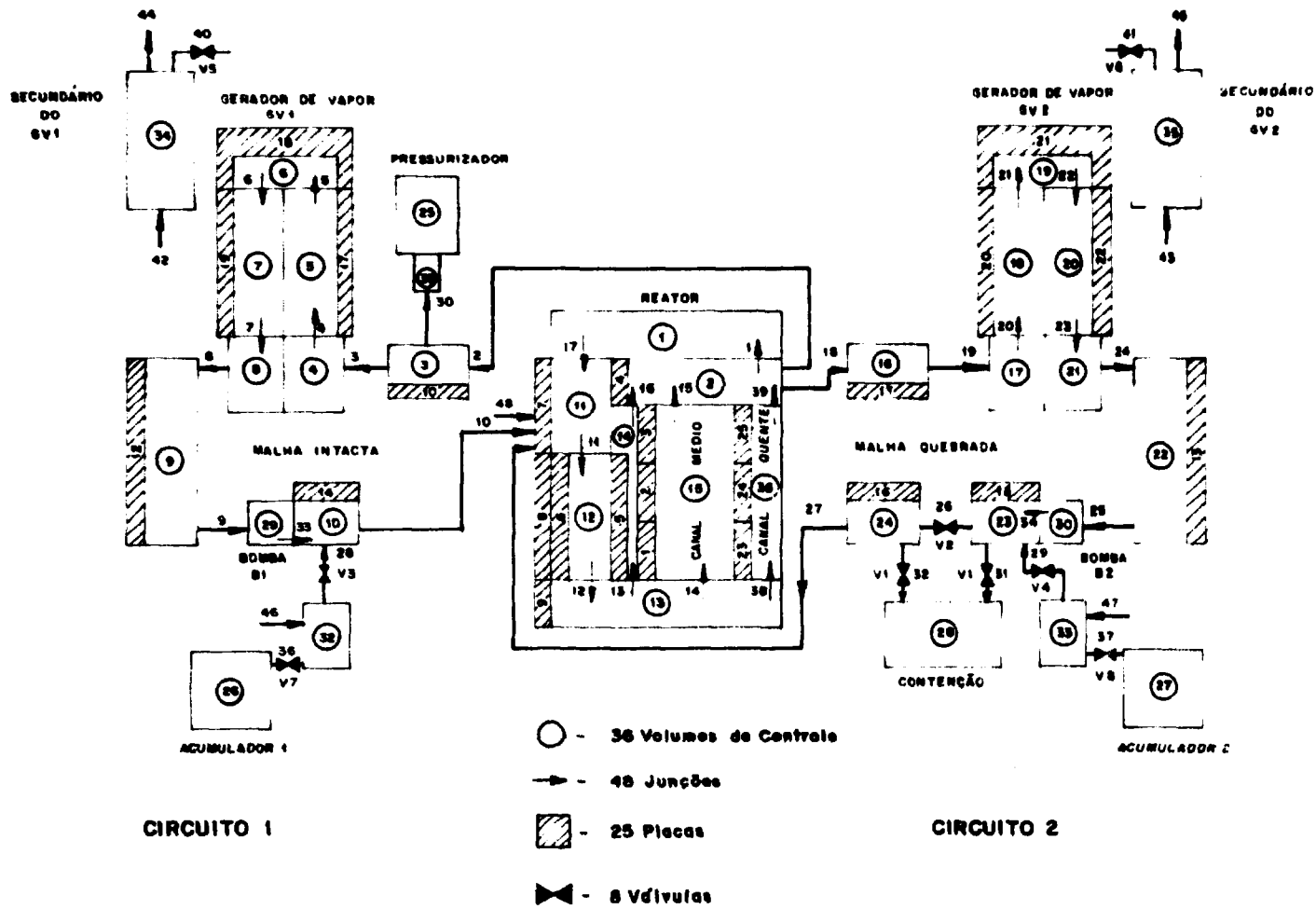


FIGURA 1 - MODELAGEM DE ANGRA 1 PARA O CÓDIGO RELAP 4

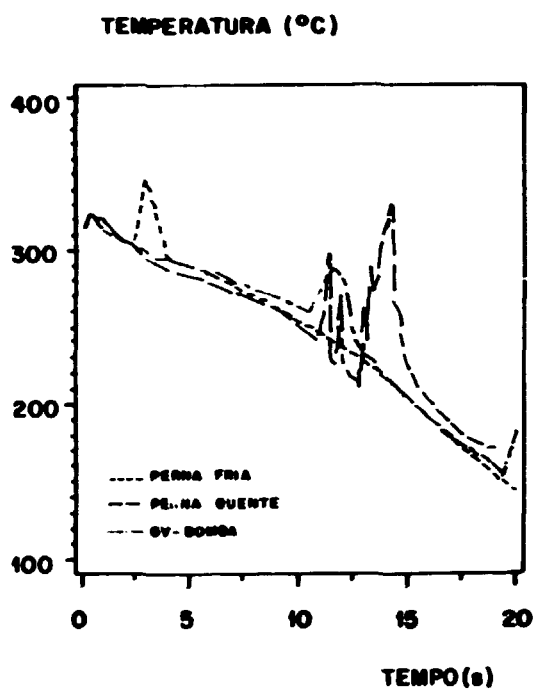


FIGURA 2 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NO CANAL QUENTE COM RELAP4/MOD3.

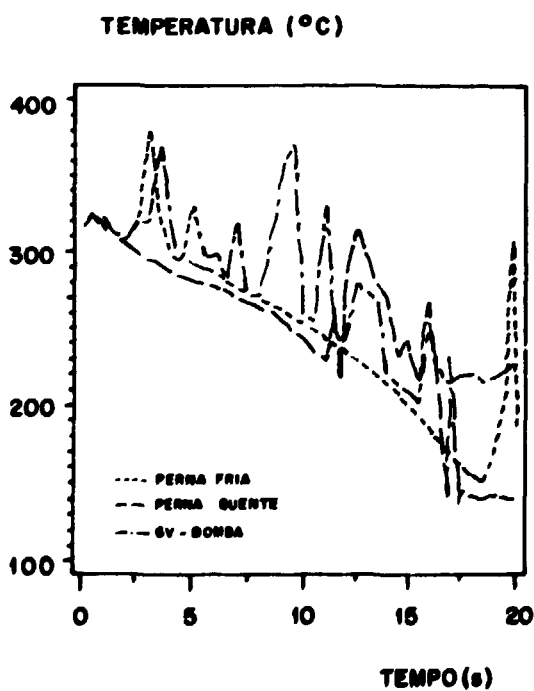


FIGURA 3 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NO CANAL QUENTE COM RELAP4/MOD5.

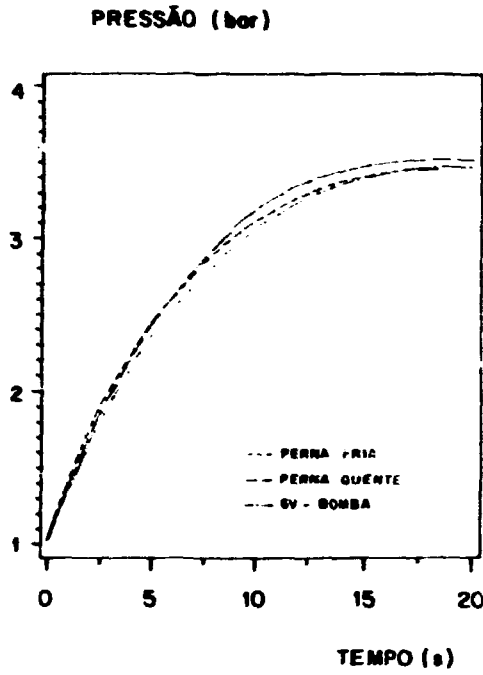


FIGURA 4 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NA CONTENÇÃO COM O RELAP 4/MOD3.

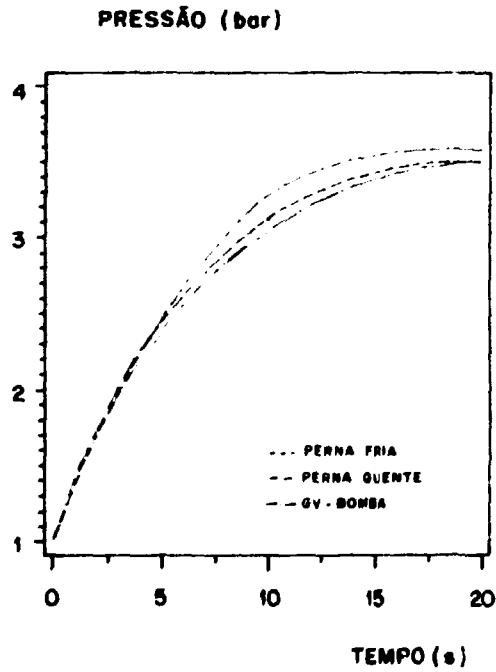


FIGURA 5 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NA CONTENÇÃO COM RELAP 4/MOD5.

rativa 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 depois 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.

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.

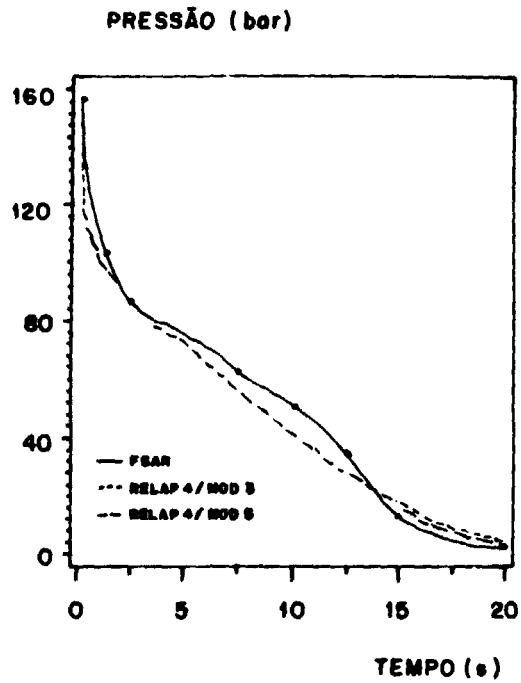


FIGURA 6 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NO CANAL QUENTE

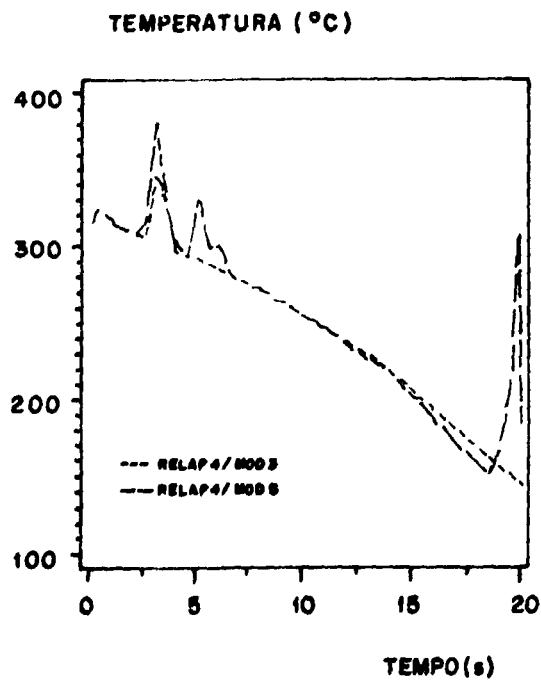


FIGURA 7 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NO CANAL QUENTE

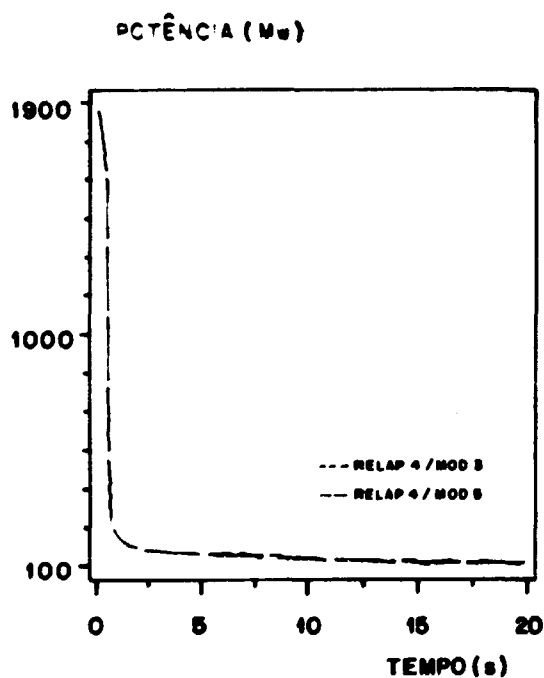


FIGURA 8 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA POTÊNCIA DO REATOR

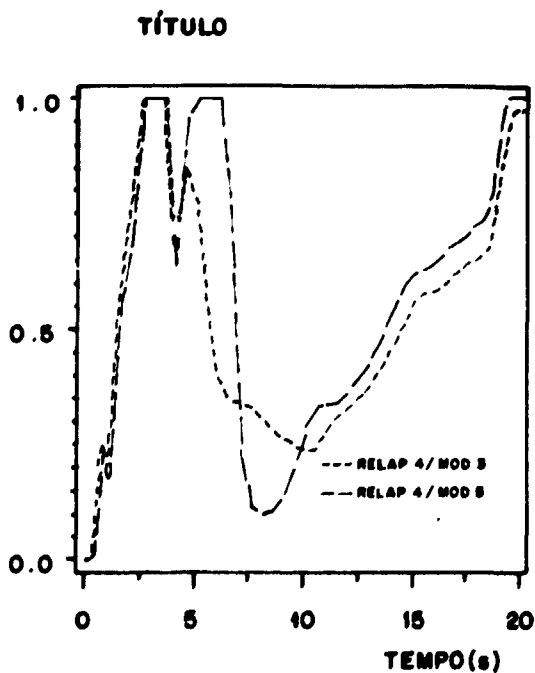


FIGURA 9 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DO TÍTULO NO CANAL QUENTE

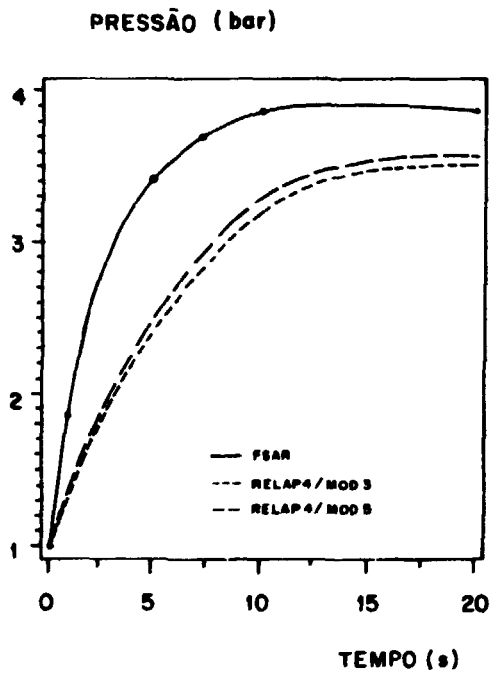


FIGURA 10 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NA CONTENÇÃO

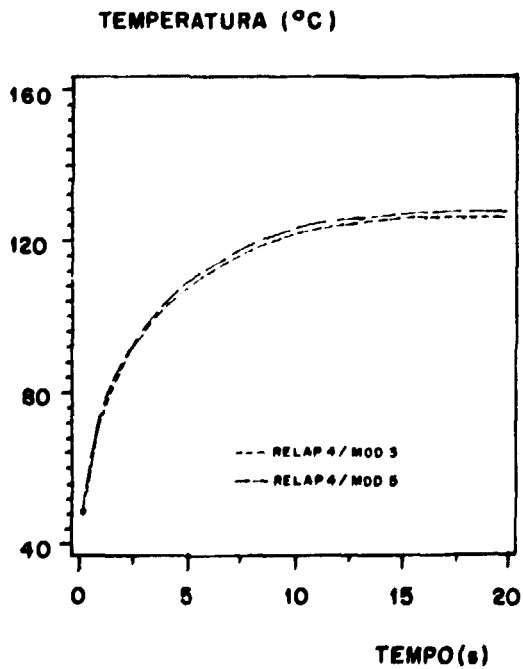


FIGURA 11 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NA CONTENÇÃO

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] MOORE, K.V. & KETTING, N.H. - RELAP4. A computer program for transient thermalhydraulic analysis. Idaho Falls. Aerojet Nuclear Company National Reactor Testing Station, 1973 (Idaho-8341).
- [2] RELAP4/MOD5 - A computer program for transient thermalhydraulic analysis of nuclear reactor and related systems. Aerojet Nuclear, 1976 (ANR-NUREG-1355).
- [3] WESTINGHOUSE ELECTRIC CORPORATION - Final safety analysis report - Angra I. Pittsburgh, Pa., Westinghouse, 1976
- [4] SABUNDJIAN, G. - Adaptação do programa RELAP4/MOD5 ao sistema computacional do IPEN-CNEN/SP, cujas modificações deram origem à versão RELAP4/SAS/MOD5. São Paulo, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, 1988. (Publicação IPEN 100).
- [5] SABUNDJIAN, G. & FREITAS, R.L. - Utilização da versão RELAP4/MOD5/SAS num acidente de perda de refrigerante primário na Usina Nuclear de Angra I. In: ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE ENERGIA NUCLEAR. Energia nuclear: anais do 1º Congresso Geral de Energia Nuclear realizado no Rio de Janeiro, 17-20 de Março 1986.
- [6] UTILIZAÇÃO do Programa RELAP (Parte 1). Rio de Janeiro, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1978 (DR/GSTS-01/78 - DR nº 72/78).
- [7] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Code of federal regulations Title 10, chapter 1 - Energy. Jan. 1976.