



**CNEN/SP**

---

**ipen** Instituto de Pesquisas  
Energéticas e Nucleares

**CONSEQUÊNCIA DA OPERAÇÃO DAS BOMBAS DE REFRIGERAÇÃO  
DO REATOR DURANTE UM ACIDENTE DE PERDA DE  
REFRIGERANTE PRIMÁRIO POR GRANDE RUPTURA**

**Gilberto Alves DOS SANTOS e Gaiáné SABUNDJIAN**

**IPEN-Pub-344**

---

**AGOSTO/1981**

**CONSEQUÊNCIA DA OPERAÇÃO DAS BOMBAS DE REFRIGERAÇÃO DO  
REATOR DURANTE UM ACIDENTE DE PERDA DE REFRIGERANTE  
PRIMÁRIO POR GRANDE RUPTURA**

**Gilberto Alves DOS SANTOS e Gaiânê SABUNDJIAN**

**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  
SIMULATION  
LOSS OF COOLANT  
REACTOR COOLING SYSTEMS  
PUMPS**

---

**IPEN - Doc - 4049**

*Aprovado para publicação em 13/06/91.*

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

**CONSEQUÊNCIA DA OPERAÇÃO DAS BOMBAS DE REFRIGERAÇÃO  
DO REATOR DURANTE UM ACIDENTE DE PERDA DE REFRIGERANTE  
PRIMÁRIO POR GRANDE RUPTURA \***

Gilberto Alves DOS SANTOS e Gaiânê SABUNDJIAN

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

**RESUMO**

O evento de manter ou desligar a operação das Bombas de Refrigeração do Reator - BRRs, em caso de um Acidente de Perda de Refrigerante Primário - APRP, tem sido motivo de vários estudos após o acidente da central nuclear Three Mile Island 2. Assim, investigou-se um APRP por grande ruptura na perna fria da Central Nuclear Angra 1, simulando a planta com o Código RELAP4/MOD5, durante a fase de despressurização. Os resultados obtidos indicaram que o melhor desempenho do núcleo encontra-se no caso onde as BRRs foram desligadas no início do acidente, quando comparado com as diferentes condições operacionais das BRRs.

\*Trabalho apresentado no II Congresso Geral de Energia Nuclear, realizado no Rio de Janeiro, de 23 a 26 de Abril de 1988.

**CONSEQUENCES IN THE PUMPS OPERATION DURING A LARGE LOSS OF  
COOLANT ACCIDENT \***

**Gilberto Alves DOS SANTOS e Gaianê SABUNDJIAN**

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

**ABSTRACT**

The event of living on or turning off the operation of the Reactor Cooling Pumps - RCPs, in the case of a Loss of Coolant Accident - LOCA, has been a reason of a lot of studies after the Three Mile Island 2 accident. Thus, it was investigated a large break LOCA in the cold leg of Angra 1, with the RELAP4/MOD5 Code during the blowdown. The attained results indicated that the best performance of the core was in the case where the RCPs had been turned off in the beginning of the transient, when compared with different operation conditions of the RCPs.

\*This paper was presented in the II Brazilian Meeting on Nuclear Energy, held at Rio de Janeiro - RJ, April 23-26, 1988.

## 1. OBJETIVO

Em caso de um Acidente de Perda de Refrigerante Primário APRP, é importante conhecer as condições no núcleo do reator, de maneira que se possa assegurar sua integridade. Esta preocupação é motivo de consideráveis discussões na indústria nuclear, tendo como origem o acidente de Three Mile Island.

O presente trabalho visa analisar as consequências da operação das Bombas de Refrigeração do Reator - BRRs, durante um APRP por grande ruptura, tipo guilhotina, simulando a Central Nuclear Angra 1 com o Código RELAP4/MOD5 [1] sob diversas condições de funcionamento das BRRs, durante a fase de despressurização.

## 2. MODELAGEM PARA ANGRA 1 COM O CÓDIGO RELAP4/MOD5

A modelagem feita por meio do Código RELAP4/MOD5 [1] considera os volumes de controle como cilindros e requer como dados de entrada as condições geométricas (volume, área de escoamento, elevações, etc.) condições operacionais (pressão, temperatura e título) e as propriedades físicas dos materiais. O Código resolve as equações unidimensionais de balanço de massa, energia e momentum para cada um dos volumes de controle modelados.

Os volumes de controle são conectados entre si, através das junções que por sua vez são definidas pelo diâmetro, área, elevação, vazão mássica e o coeficiente de perda friccional.

A simulação dos elementos combustíveis e a transferência de calor no reator e no restante do circuito é realizada através das estruturas de troca de calor, que são definidas por meio de suas geometrias, composição e propriedades termodinâmicas.

Os componentes específicos, tais como as bombas e o sistema de refrigeração de emergência do núcleo, são modelados a partir do fornecimento de seus dados geométricos, das curvas de atuação e das propriedades físicas.

Baseados nos dados de entrada necessários para o Código RELAP4/MOD5 e em posse dos dados geométricos da Central Nuclear Angra 1, foi elaborada uma modelagem de 36 volumes de controle, 48 junções e 25 estruturas de troca de calor, a fim de simular a fase de despressurização

de um Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura - APRPGR na Central Nuclear em estudo, conforme a figura 1 [2]. Adotou-se como coeficiente de descarga o valor 0,4.

O esquema de modelagem utilizado otimiza ao máximo a memória computacional e o tempo de processamento quando da simulação do transiente retratando de forma mais realista possível a Usina Nuclear Angra 1.

### 3. MODELAGEM BIFÁSICA PARA AS BRRs

Para a modelagem bifásica das BRRs, necessita-se das curvas homólogas bifásicas e dos multiplicadores de degradação bifásicos da altura manométrica e do torque. Baseado no valor da velocidade específica das BRRs de Angra 1,  $N_s = 98,41 \text{ rpm} \cdot (\text{m}^3/\text{s})^{1/2} \cdot \text{m}^{-3/4}$ , escolheu-se os dados obtidos pela Combustion - Engineering [3], cujos testes para o comportamento bifásico da BRR utilizou um modelo de bomba com  $N_s = 81,35 \text{ rpm} \cdot (\text{m}^3/\text{s})^{1/2} \cdot \text{m}^{-3/4}$ . A Tabela 1 mostra as características principais da bomba de Angra 1 e da Combustion - Engineering. Ressalta-se, que as bombas centrífugas com valores de velocidades específicas próximos, apresentam comportamento termohidráulico similar.

Tabela 1 - Principais Características das BRRs de Angra 1 e da Bomba Combustion-Engineering (C-E).

PARÂMETRO	B R R	
	ANGRA 1	C - E
ALTURA MANOMÉTRICA (m)	90,83	76,81
VAZÃO VOLUMÉTRICA ( $\text{m}^3/\text{s}$ )	5,96	0,22
VELOCIDADE DE ROTAÇÃO (rpm)	1186	4500
TORQUE (N.m)	3165,27	417,59
VELOCIDADE ESPECÍFICA $\text{rpm} \cdot (\text{m}^3/\text{s})^{1/2} \cdot \text{m}^{-3/4}$	98,41	81,35

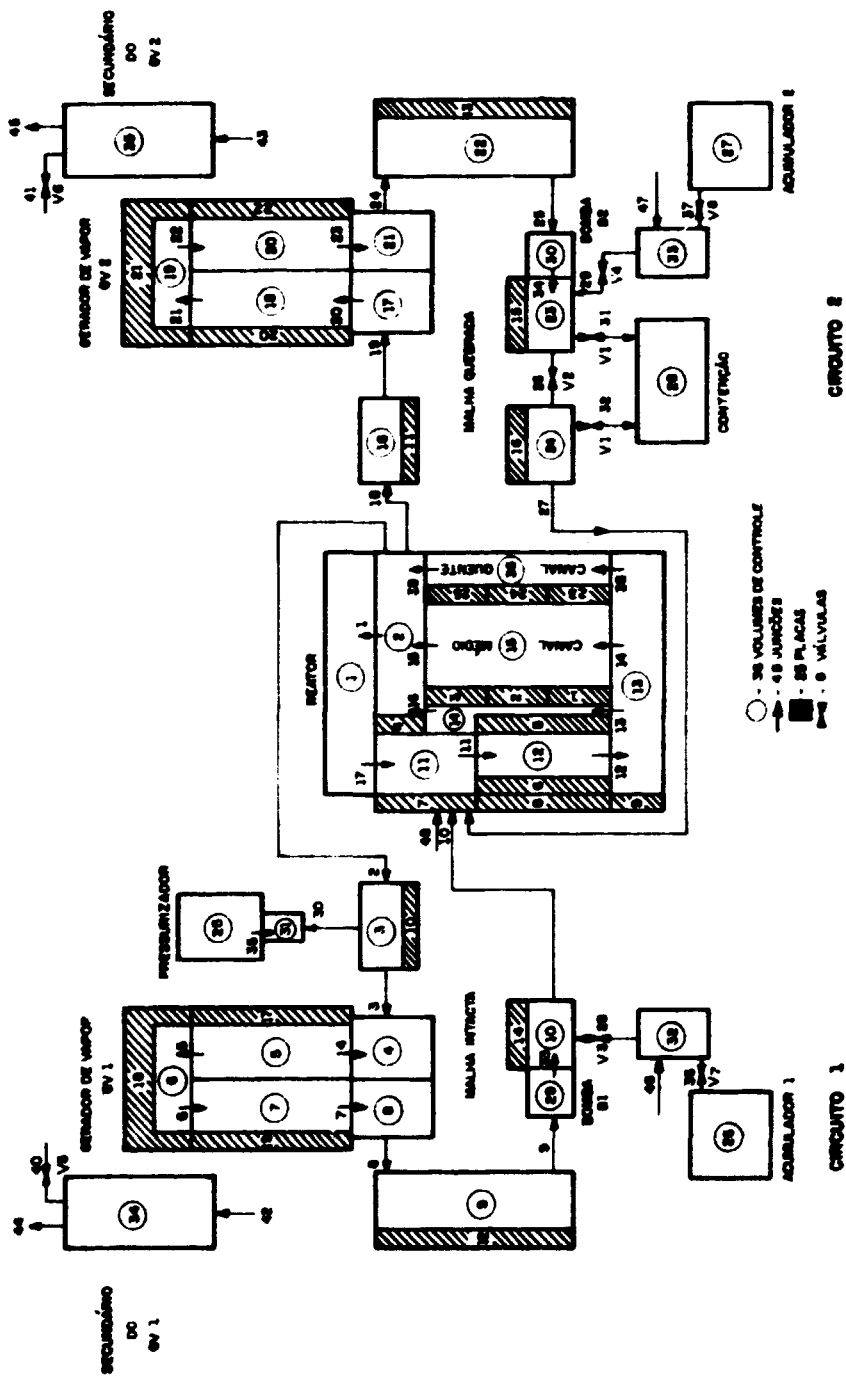


FIGURA 1 - MODELAGEM DE ANIMAÇÃO PARA O CÓRPO RELAP 4/ MOD 5



#### 4. ANÁLISE DOS RESULTADOS

Através da simulação de um APRPCR com o Código RELAP4/MOD5 os seguintes casos foram analisados, conforme a cronologia de eventos mostrada na Tabela 2:

- caso 1 - sem bombas : as bombas B1 e B2 foram desligadas no instante da quebra.
- caso 2 - com bombas : as bombas B1 e B2 operam ininterruptamente durante a fase de despressurização.
- caso 3 - intacto com bomba : a bomba B1 continua operando (Circuito Intacto) e B2 é desligada.
- caso 4 - quebrado com bomba : a bomba B1 é desligada (Circuito Intacto) no instante da ruptura e a bomba B2 opera ininterruptamente (Circuito Rompido).

Tabela 2 - Cronologia dos Eventos

Instante de Ocorrência dos Eventos (s)	Casos 1,2,3 e 4
Início do Acidente	0,0
Desligamento do Reator	0,1
Injeção do Acumulador 1/2	8,0 / 5,2
Final da Fase de Despressurização	17,0

A partir dos resultados obtidos com o Código RELAP4/MOD5 verifica-se por meio da figura 2 que o caso 3 tem uma maior contribuição de líquido para o núcleo do que nos outros casos ao longo do transiente. Isto se deve a contribuição adicional da diferença de pressão fornecida pela bomba ligada no circuito intacto levando uma maior quantidade de líquido a circular pelo núcleo.

A figura 3 mostra que a evolução temporal da temperatura do revestimento no meio do canal quente atinge valores menores para o caso 1, devido ao fato do acumulador 1 introduzir água no núcleo sem a con-

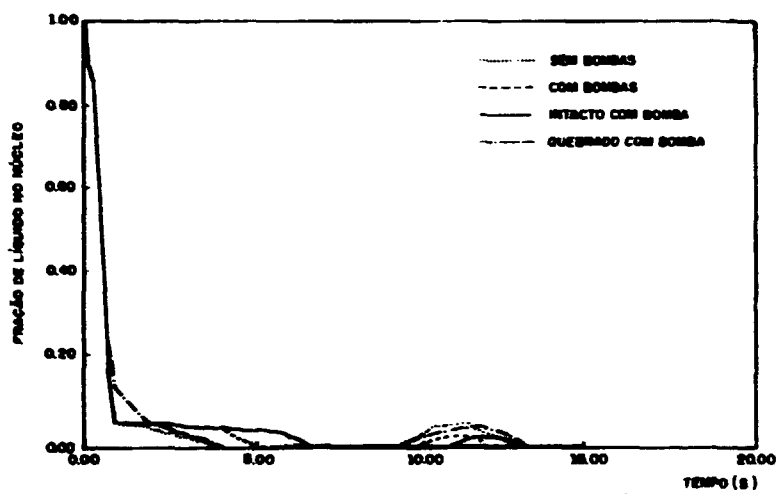


FIGURA 2 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA FRAÇÃO DE LÍQUIDO NO NÚCLEO

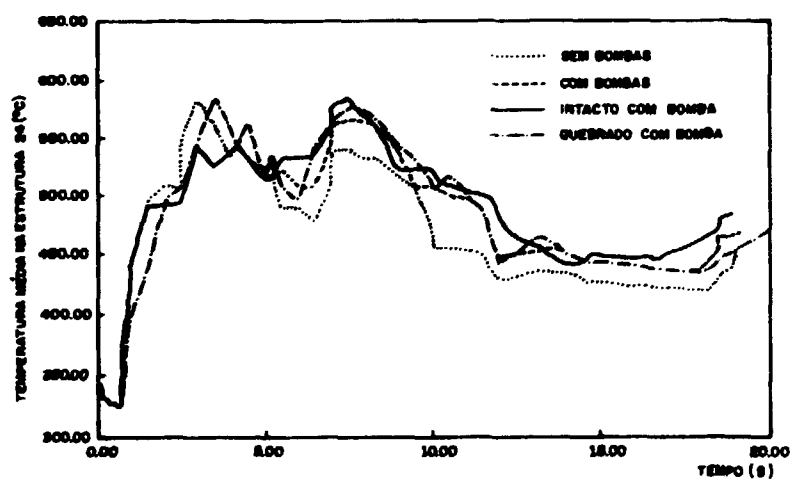


FIGURA 3 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NO MEIO DO CANAL QUENTE

tribuição da bomba. Isto leva a uma menor quantidade de água para o núcleo do que nos outros casos, e conseqüentemente uma menor elevação da temperatura. Os picos máximos de temperatura do revestimento assim como os seus respectivos instantes de ocorrência são mostrados na Tabela 3.

Tabela 3 - Análise do Canal Quente

ANÁLISE DO CANAL QUENTE	CASO 1	CASO 2	CASO 3	CASO 4
Máxima Temperatura do Revestimento (°C)	587	568	585	585
Tempo em que ocorreu a Máxima Temperatura (s)	3,0	7,6	7,4	3,5

A evolução temporal da vazão mássica na junção da quebra (lado da bomba) é mostrada na figura 4, onde verifica-se que nos quatro casos o seu comportamento é idêntico, independente do fato das bombas operarem ou não. Isto é devido a violência da despressurização pela ruptura, fazendo com que a bomba não seja nem um obstáculo (caso desligada) nem um contribuinte (caso ligada) na passagem da mistura bifásica proveniente do gerador de vapor para a contenção. Por outro lado, a figura 5 mostra o caso 3 com menor quantidade de perda de fluido devido ao mesmo ser o maior contribuinte de líquido para o núcleo, conforme mostra a figura 2. Isto decorre da operação da bomba que expulsa o fluido do núcleo antes da ação do acumulador e quando este atua encontra um volume maior a ser preenchido de líquido do que nos outros casos e conseqüentemente menor fuga de fluido pela quebra do lado do vaso do reator.

Para o título na junção da quebra (lado da bomba), figura 6, verifica-se que nos três primeiros casos o comportamento é idêntico, sendo que no caso 4 houve um retardamento na vaporização do líquido na junção nos quatro primeiros segundos devido ao efeito conjugado entre a despressurização da água e a operação da bomba do circuito quebrado. Este caso representa a situação com maior contribuição de líquido para a contenção, ocasionando em uma menor sobrepressão na contenção quando comparada com os outros casos, conforme a figura 7.

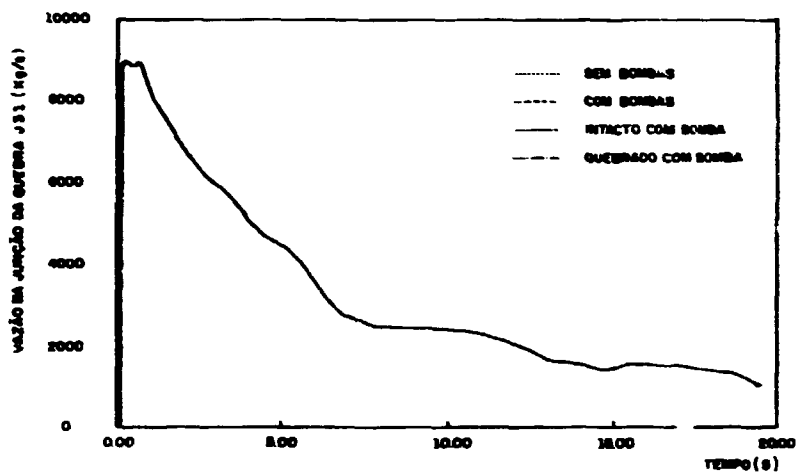


FIGURA 4 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA VAZÃO MÁSSICA NA JUNÇÃO DA QUEBRA. (LADO DA BOMBA)

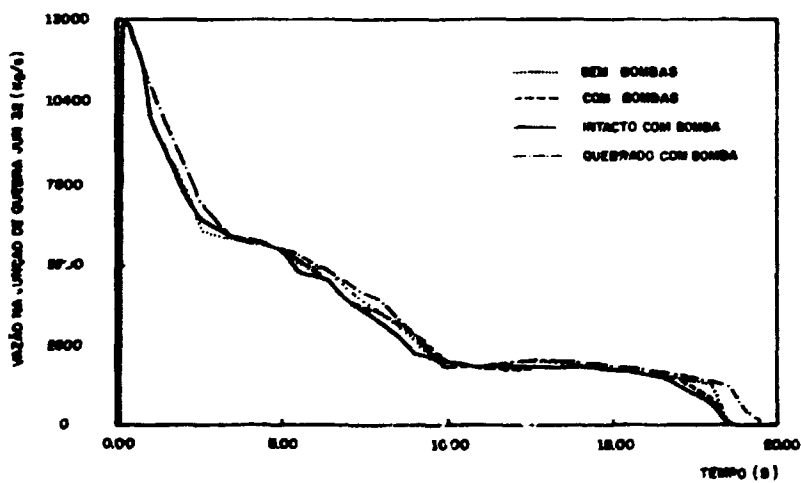


FIGURA 5 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA VAZÃO MÁSSICA NA JUNÇÃO DA QUEDA (LADO DO VASO DO REATOR)

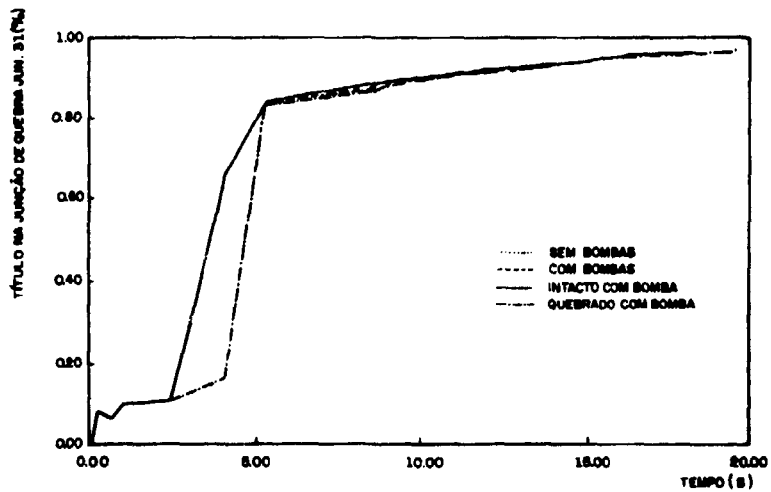


FIGURA 6 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DO TÍTULO NA QUEBRA.

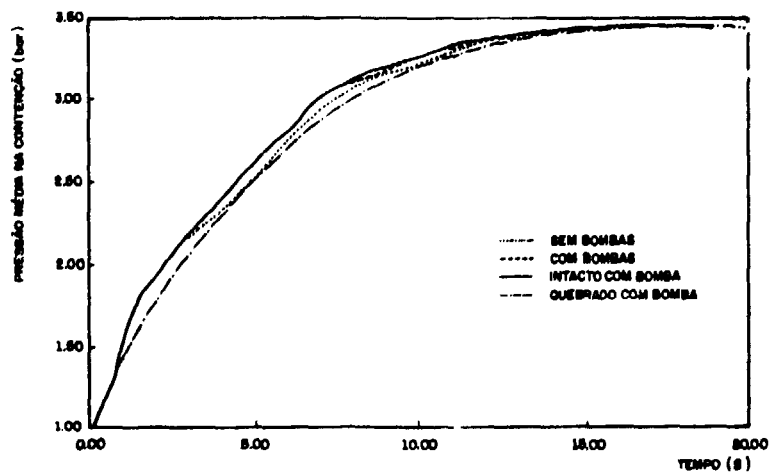


FIGURA 7 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO MÉDIA NA CONTENÇÃO.

A figura 8 mostra a evolução temporal da pressão média do canal quente, onde o caso 4 mantém durante quase em todo o transiente uma pressão maior no vaso devido ao fato de apresentar também neste caso os maiores valores de temperatura conforme a figura 3. Deve-se ressaltar-se a existência de um pico de pressão para o caso 2 justamente quando o acumulador 1 entra em ação. A figura 9 indica que a vazão mássica na saída do acumulador 1 durante o transiente apresenta menores valores com o caso 4 uma vez que este mesmo caso provoca um aumento de pressão no núcleo, conforme figura 8, e que repercute na saída do acumulador 1 originando uma menor diferença de pressão e consequentemente uma menor vazão na saída do mesmo.

Dos resultados discutidos anteriormente, a Tabela 4 apresenta resumidamente as conseqüências na planta para os casos estudados.

Tabela 4 - Casos e suas Conseqüências

CASOS	CONSEQÜÊNCIAS
1	menor temperatura no núcleo
2	comportamento intermediário entre os casos
3	menor perda de água pela quebra maior pressão na contenção
4	menor pressão na contenção maior perda de água pela quebra maior temperatura no núcleo

## 5. CONCLUSÕES

Neste trabalho observou-se a influência do modo de atuação das bombas de refrigeração do reator na usina Nuclear de Angra 1, quando da ocorrência de um acidente de perda de refrigerante primário por grande ruptura, tipo guilhotina, na sua fase de despressurização. Concluiu-se que para esta fase o caso onde as bombas se encontram desligadas apresentou menores valores de temperatura no canal quente. Embora este caso tenha alcançado um máximo de temperatura superior aos demais casos, este valor máximo é inferior ao limite permissível (1200°C) [4] não comprometendo, portanto, a integridade do núcleo. Outros parâmetros como fração de líquido no núcleo, vazão mássica na junção da

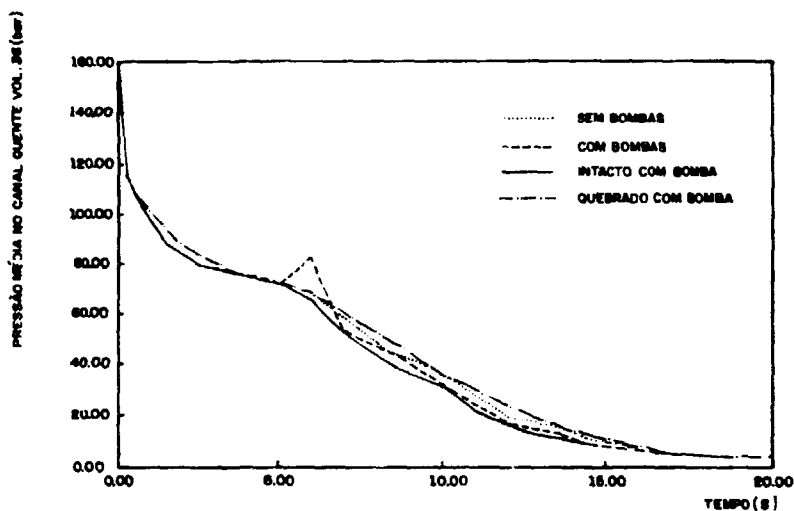


FIGURA 8 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO MÉDIA NO CANAL QUENTE DO NÚCLEO

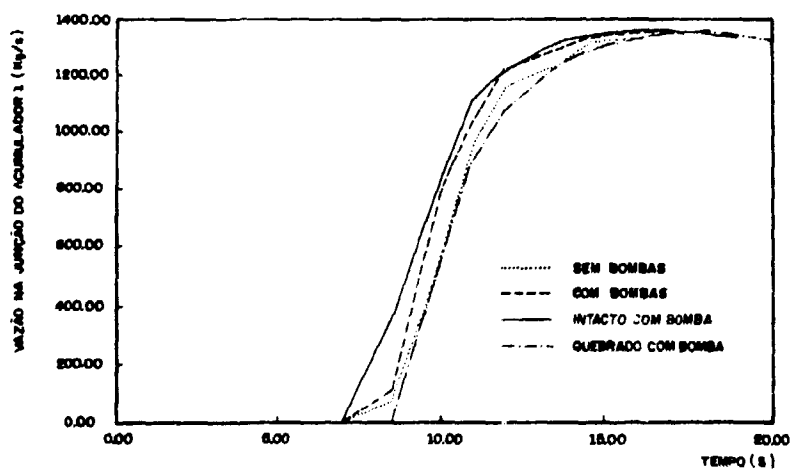


FIGURA 9 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA VAZÃO MÁSSICA NA SAÍDA DO ACUMULADOR 1.

quebra, título pressão média do canal quente, vazão mássica na saída do acumulador e pressão média na contenção também foram estudados como o intuito de entender os fenômenos que ocorrem no núcleo quando da operação das BRRs. Quanto a pressão na contenção, embora o código RELAP4 / MOD5 não seja o mais adequado para análise deste parâmetro, observou-se que quando apenas a bomba do circuito quebrado está operando ocorrem os menores valores para a pressão e conseqüentemente menor esforço para a mesma.

Outrossim, estes resultados não podem ser generalizados para outra instalação nuclear, devido a certas particularidades existentes em cada planta, sendo portanto necessário a realização de novas simulações considerando-se o evento de manter ou não a operação das bombas de refrigeração do reator.

#### **AGRADECIMENTOS**

Os autores são gratos ao Dr. Roberto Longo Freitas pelos comentários valiosos dados neste trabalho e pelo apoio técnico - científico recebido.

#### **6. REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS**

- [1] RELAP4/MOD5: a computer program for transient thermal-hidraulic analysis of nuclear reactors and related systems. Idaho Falls, Idaho National Engineering Lab., 1976. (ANCR-NUREG-1335).
- [2] SABUNDJIAN, G. & FREITAS, R.L.. Utilização da versão RELAP4 / MOD5/SAS num acidente de perda de refrigerante primário na Usina Nuclear Angra-1. In: ENERGIA NUCLEAR: congresso geral de... realizado no Rio de Janeiro, 17 a 20 março, 1986. Rio de Janeiro, 1986.
- [3] KENNEDY, W.G.. Pump two: phase performance program. Palo Alto, Electric Power Research Inst., Sept. 1980. (EPRI-NP-1556).
- [4] JONES Jr., O.C.. Nuclear reactor safety heat transfer. New York, Mac Graw-Hill, 1981.