

COMPARAÇÃO ENTRE OS CÓDIGOS RELAP5/MOD1 E TRAC-PD2  
NA SIMULAÇÃO DA EXPERIÊNCIA CANON

Gaianê Sabundjian (IPEN/CNEN-SP)  
Roberto Longo Freitas (IPEN/CNEN-SP)  
Thadeu das Neves Conti (IPEN/CNEN-SP)

RESUMO

Este trabalho apresenta comparações teórico-experimentais efetuadas com os Códigos RELAP5/MOD1 e TRAC-PD2, enfocando particularmente o Código RELAP5/MOD1, através da simulação da experiência básica de depressurização CANON. Esta experiência simula um Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura - APRPGR, pela depressurização de um tubo horizontal contendo água, consistindo na ruptura instantânea de um dos lados da tubulação onde medidas de pressão, temperatura e fração de vazio são efetuadas durante o transiente. Os resultados desta comparação mostram que o Código RELAP5/MOD1 prediz mais satisfatoriamente a evolução temporal da pressão e da fração de vazio do que o Código TRAC-PD2 para as diversas condições iniciais da experiência CANON.

ABSTRACT

The present work reports comparisons between experimental and theoretical data done with the RELAP5/MOD1 and TRAC-PD2 codes, with particular emphasis on RELAP5/MOD1 code run with basic experimental data from the CANON depressurization simulation. This experiment simulates a Loss of Primary Coolant Accident due to a Large Rupture - LOCA, through the depressurization of a horizontal tube containing water with the instantaneous break of one side of the tube where measurements of pressure, temperature and void fraction are taken during the transient. The results of this comparison show that RELAP5/MOD1 code predict more satisfactorily the time dependent behavior of the pressure and void fraction than TRAC-PD2 code for several initial conditions considered in the CANON experiment.

## INTRODUÇÃO

O acidente de referência considerado na análise de segurança dos reatores nucleares refrigerados a água leve pressurizada, denominado Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Rupturas - APRPGR, consiste na perda do fluido refrigerante provocado pela ruptura instantânea e completa da perna fria do circuito primário.

Este acidente, de características extremamente penalizantes para a planta, despressuriza o reator deixando o núcleo completamente descoberto devido a fuga do fluido refrigerante. Para evitar a fusão dos elementos combustíveis, o sistema de injeção de segurança deve ser acionado com a função de reintroduzir água no núcleo do reator.

Este trabalho apresenta, através dos Códigos RELAP5/MOD1 e TRAC-PD2, comparações com os resultados da experiência CANON que simula um APRP pela despressurização de uma tubulação horizontal contendo água a diferentes temperaturas e pressões. A experiência consiste na ruptura instantânea de um dos lados da tubulação, sendo efetuadas medidas de pressão, temperatura e fração de vazio durante o transiente.

### CARACTERÍSTICAS DOS CÓDIGOS TRAC-PD2 e RELAP5/MOD1

#### Código TRAC-PD2

O Código TRAC-PD2 [1], desenvolvido pelo Laboratório Nacional de Los Alamos, foi elaborado para analisar diferentes condições acidentais em reatores nucleares a água leve pressurizada. Este Código é apoiado nas versões dos Códigos TRAC-P1 [2] e TRAC-P1A [3], que formaram a base da modelagem dos componentes monodimensionais, podendo, devido à sua grande versatilidade, simular pequenos e grandes APRP.

Para analisar o comportamento termo-hidráulico de uma central nuclear em condições acidentais, o Código TRAC-PD2 é baseado no modelo a dois fluidos (6 equações) tridimensional para o vaso de pressão e no modelo "Drift Flux" (5 equações) monodimensional para os demais componentes do circuito. Em ambos os modelos, o Código fornece um conjunto de equações constitutivas dependentes do regime de escoamento do fluido para as equações que descrevem a transferência de massa, quantidade de movimento e energia entre as fases vapor e líquido e a estrutura do sistema.

Operacionalmente o Código TRAC-PD2 é completamente modular, isto é, possui módulos específicos para a simulação do vaso de pressão com os internos associados, tubos, tubos tipo "T", pressurizadores, geradores de vapor, bombas, acumuladores e válvulas.

O procedimento numérico de resolução das equações diferenciais que descrevem os fenômenos termo-hidráulicos nos componentes monodimensionais, no Código TRAC-PD2, é escrito na forma de equações de diferenças finitas parcial ou totalmente implícita.

Uma importante característica do Código TRAC-PD2 é a capacidade de analisar completamente um APRP, isto é, simular as fases de despressurização, reenchimento e o remolhamento completo do núcleo do reator.

## Código RELAP5/MOD1

O Código RELAP5/MOD1 [4] é um programa desenvolvido pelo Idaho National Engineering Laboratory para descrever o comportamento termo-hidráulico de reatores nucleares refrigerados a água pressurizada - RAP (PWR), sob condições acidentais, como por exemplo, perda de refrigerante por pequenas e grandes rupturas.

A principal característica deste Código consiste no modelo hidrodinâmico de dois fluidos, o qual é baseado nas cinco equações de conservação para o escoamento bifásico, a saber: equação de conservação de massa para a fase líquida, equação de conservação de massa para a fase gasosa, equação de conservação da quantidade de movimento para a fase líquida, equação de conservação da quantidade de movimento para a fase gasosa e equação de conservação da energia para a mistura. Além disso, ele inclui também um modelo mecânico para os acumuladores, um para a cinética pontual, uma carta de escoamento horizontal e vertical, um modelo generalizado para controle de válvulas, sistemas de controle, um modelo de separador de vapor e uma capacidade generalizada de reinício do programa.

Na simulação feita com este Código, é necessário fornecer as seguintes informações:

- o comportamento hidrodinâmico do fluido em termos de velocidade, pressão, temperaturas, título, massas volumétricas;
- as condições térmicas globais, tais como: temperaturas superficiais, geração e transmissão de calor;
- as performances das bombas de refrigeração;
- a atuação dos sistemas de segurança.

O Código RELAP5/MOD1 tem maior rapidez computacional relativamente a série RELAP4, podendo-se modelar o sistema de refrigeração do reator com um maior detalhamento geométrico. Este cálculo é baseado em componentes hidrodinâmicos e em estruturas de calor que caracterizam os componentes do sistema e a geração/transferência de calor respectivamente. As junções são responsáveis pelas conexões entre os componentes e os volumes e estão associadas com as equações de conservação da quantidade de movimento.

## EXPERIÊNCIA CANON

A experiência CANON [5] visa basicamente estudar a fase de despressurização de um Acidente de Perda de Refrigerante Primário em reatores nucleares refrigerados a água pressurizada, através do rompimento de uma membrana colocada em uma das extremidades de um tubo horizontal cheio de água, onde são colocados diafragmas com aberturas variáveis de 30, 50, 70 e 100 mm.

A figura 1 mostra o esquema de montagem da experiência CANON, que consiste em uma seção de testes em aço inoxidável de 4,389 m de comprimento e 100 mm de diâmetro, pressurizado a 32 e 150 bar e com temperatura de água variando entre 200 e 300 °C.

Durante o transiente são efetuadas medidas de pressão e temperatura em diversos pontos do tubo, e fração de vazio a 1,5 m da extremidade fechada pelo método de difusão neutrônica.



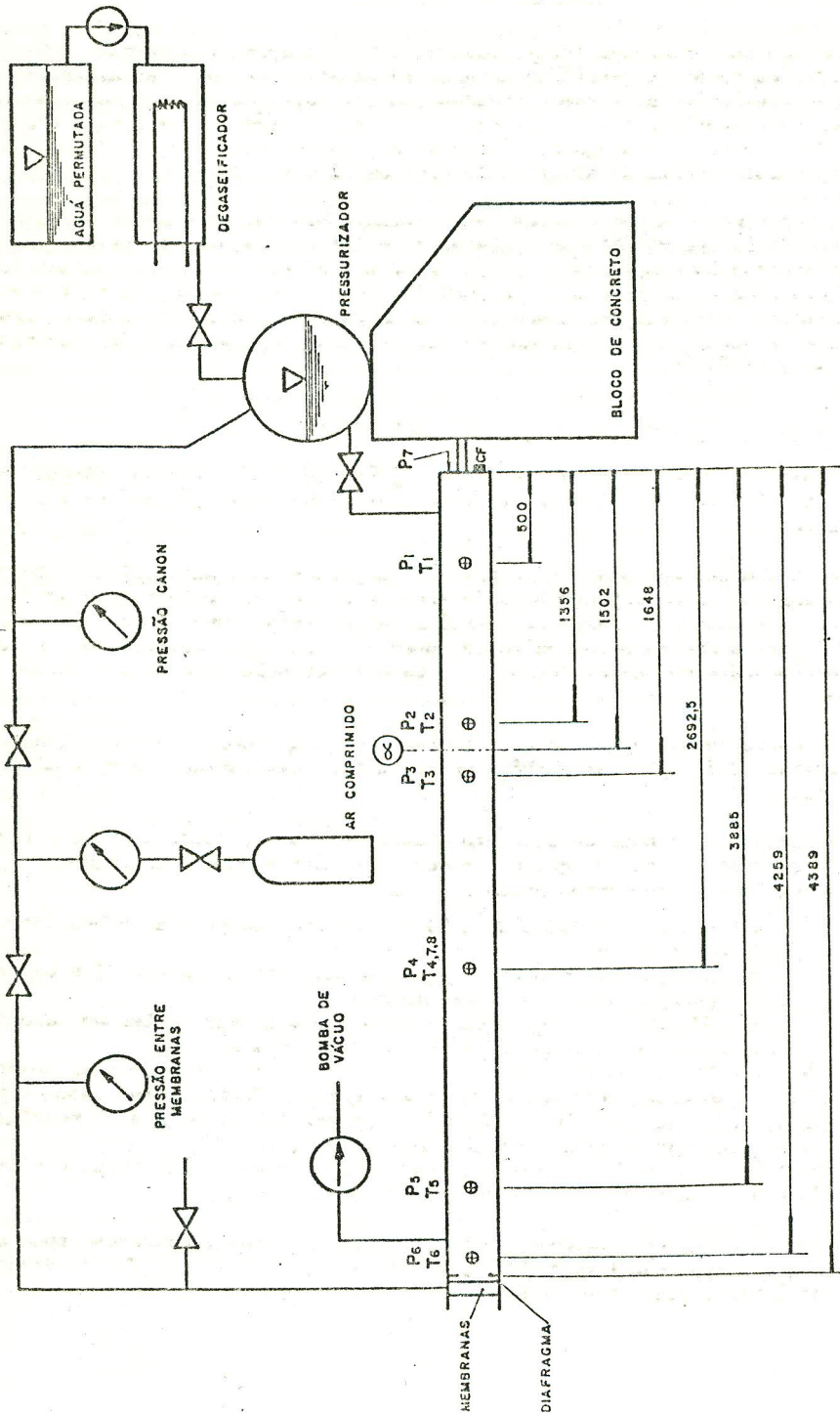


Fig.1- Esquema da Experiência CANON com Pontos de Medidas.

## ANÁLISE DOS RESULTADOS

Em trabalhos recentes [6,7], todo um estudo comparativo entre o Código TRAC-PD2 e os dados da experiência CANON foram apresentados, ressaltando-se que testes de sensibilidade foram efetuados com o intuito de adequar corretamente as condições experimentais as opções propostas pelo Código como, por exemplo, o tipo de escoamento empregado, número de células usadas, escolha da correlação para o coeficiente de atrito e método numérico adotado.

Do mesmo modo, a necessidade de verificar mais detalhadamente as opções e variáveis do Código RELAP5/MOD1 passíveis de interpretações diversas foram realizadas apoiada na comparação teórica-experimental para os seguintes modelos: equilíbrio e desequilíbrio térmico, modelo a uma e duas velocidades, tratamento totalmente inercial, com e sem fricção na parede, modelo de "choking", mudanças suaves e abruptas de área, modelo "Drift Flux", coeficiente de descarga subresfriado e bifásico.

### Testes de sensibilidade para o Código RELAP5/MOD1

É importante ressaltar que todas as opções já existentes no Código, denominado Caso Referência - CR, serviram de padrão na comparação dos testes de sensibilidade.

Relativamente aos modelos de fricção na parede e de desequilíbrio térmico, de "choking", de mudanças abruptas de área, a uma e duas velocidades, de "Drift Flux" e de tratamento totalmente inercial, a evolução temporal de pressão e de fração de vazio obtida pelo Código se aproxima significativamente dos resultados experimentais do CANON, sendo que o Caso Referência apresenta a melhor comparação.

Por outro lado, no que tange a sensibilidade do coeficiente de descarga subresfriado (W7) e bifásico (W8), uma significativa variação nos resultados foi obtido.

Por razões evidentes de disponibilidade de espaço, somente os resultados mais representativos serão aqui mostrados, como por exemplo, as figuras 2 e 3 onde os seguintes comentários podem ser feitos:

- Caso Referência (W7=1,0 e W8=1,0): os valores de pressão subestimam os valores experimentais;
- W7=0,1 e W8=1,0: os valores de pressão subestimam (figura 2) e superestimam (figura 3) os dados experimentais;
- W7=1,9 e W8=1,0: os valores de pressão são bem semelhantes ao Caso Referência, porém subestimam os valores experimentais;
- W8=0,1 e W7=1,0: os valores de pressão superestimam os dados da experiência e se mantêm constantes em aproximadamente 70 bar; pior caso obtido;
- W8=0,8 e W7=1,0: melhor caso obtido, particularmente para os resultados da evolução de pressão mostrado na figura 3;
- W8=1,9 e W7=1,0: a despressurização ocorre na metade do tempo verificado experimentalmente, conforme mostrado na figura 3.

Resumidamente, dos inúmeros testes de sensibilidade realizados, pode-se concluir que a evolução temporal de pressão na experiência CANON nas diversas condições é bem representado pelo:

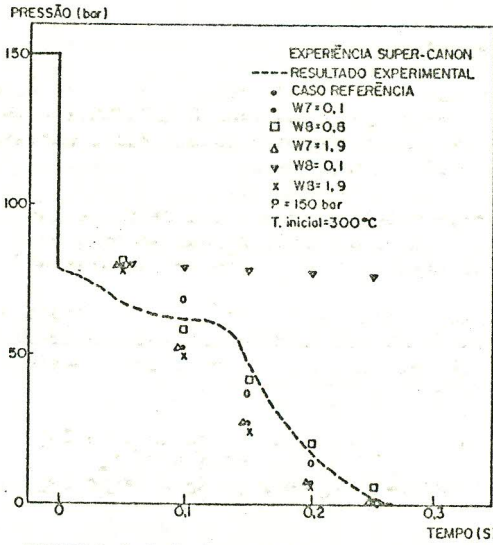


FIGURA 2 - Evolução da pressão. Abertura total do tubo (100mm).

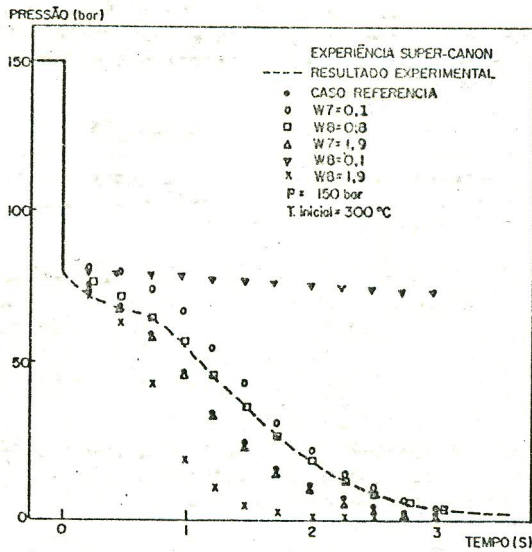


FIGURA 3 - Evolução da pressão. Abertura parcial do tubo (30mm).



- Caso Referência para  $p=32$  bar,  $T=200^{\circ}\text{C}$  e abertura total do diafragma;
- $W8=0,8$  para  $p=150$  bar,  $T=300^{\circ}\text{C}$  e abertura de 100 mm;
- Caso Referência para  $p=150$  bar,  $T=300^{\circ}\text{C}$  e abertura de 70 mm;
- Caso Referência para  $p=150$  bar,  $T=300^{\circ}\text{C}$  e abertura de 50 mm;
- $W8=0,8$  para  $p=150$  bar,  $T=300^{\circ}\text{C}$  e abertura de 30 mm.

### Resultados finais

A evolução temporal da pressão e da fração de vazio comparada com as simulações realizadas pelos Códigos RELAP5/MOD1 e TRAC-PD2 é mostrada nas figuras 4 a 13. Estes resultados são considerados satisfatórios, particularmente com relação ao Código RELAP5/MOD1.

Observa-se da figura 5 que a distribuição de fração de vazio é bem representada pelos dois Códigos, ressaltando-se que o Código TRAC-PD2 superestima os valores experimentais na região intermediária do transiente.

O comportamento da pressão é bem retratado pelo Código RELAP5/MOD1, sendo que para as aberturas de diafragmas de 30 e 50 mm os resultados obtidos são praticamente coincidentes com os dados experimentais, conforme observado nas figuras 6 a 9.

Como pode ser visto das figuras 10 a 13, a evolução da fração de vazio é melhor descrita pelo Código RELAP5/MOD1, a exceção dos resultados para a abertura total do diafragma, onde o Código TRAC-PD2 simula melhor o início do transiente.

Sistematicamente, o Código TRAC-PD2 superestima e subestima os dados experimentais de pressão e fração de vazio respectivamente, devido a não adequação dos modelos de geração de vapor e escoamento crítico existentes no Código, os quais não retratam convenientemente os fenômenos dominantes durante o transiente [6-9]. Por outro lado, o Código RELAP5/MOD1 possui modelos mais adaptados que, globalmente, analisam o transiente de forma mais satisfatória.

### CONCLUSÕES

Este trabalho engloba as comparações teórico-experimental efetuadas através da análise dos dados da experiência básica de depressurização CANON com os Códigos RELAP5/MOD1 e TRAC-PD2.

Inicialmente, deve-se ressaltar a importância dos testes de sensibilidade efetuados no Código RELAP5/MOD1, lembrando que a escolha de coeficientes ou variáveis não representativas do problema, pode acarretar erros importantes de magnitude na descrição do fenômeno. Ressalta-se, todavia, que estes testes só puderam ser efetuados, face a disponibilidade de dados experimentais confiáveis.

Pode-se concluir deste trabalho, que o Código RELAP5/MOD1 representa plenamente o comportamento da evolução temporal da pressão e da fração de vazio relativamente ao Código TRAC-PD2, para as diversas condições iniciais de experiência CANON.

Apesar do Código RELAP5/MOD1 ter representado convenientemente os dados experimentais da experiência CANON, não se pode garantir integralmente que o

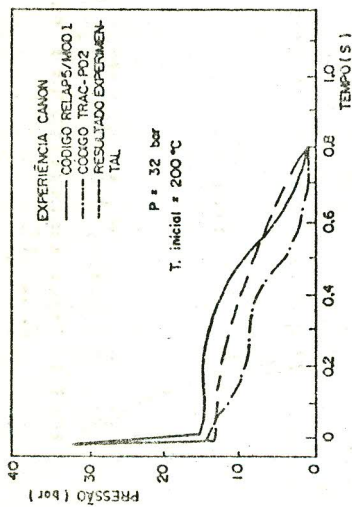


FIGURA 4- Evolução da pressão. Abertura total do tubo (100mm).

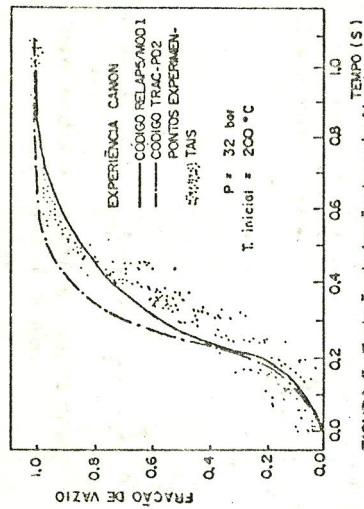


FIGURA 5- Evolução da fração de vazio. Abertura total do tubo (100 mm).

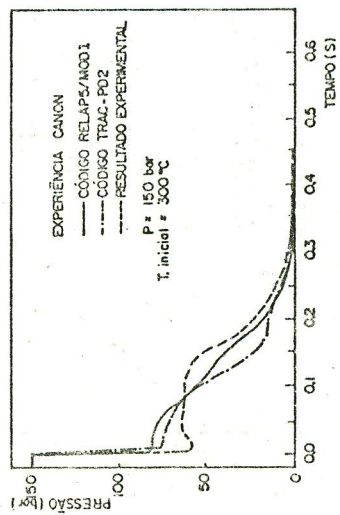


FIGURA 6- Evolução da pressão. Abertura total do tubo (100mm).

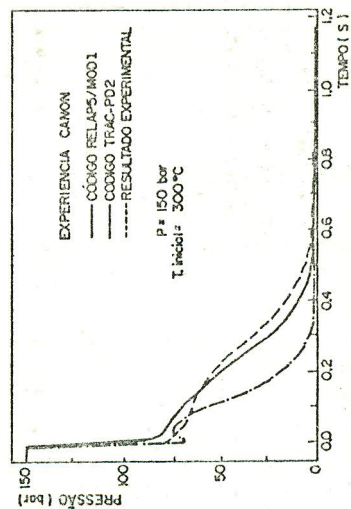


FIGURA 7- Evolução da pressão. Abertura parcial do tubo (70 mm).



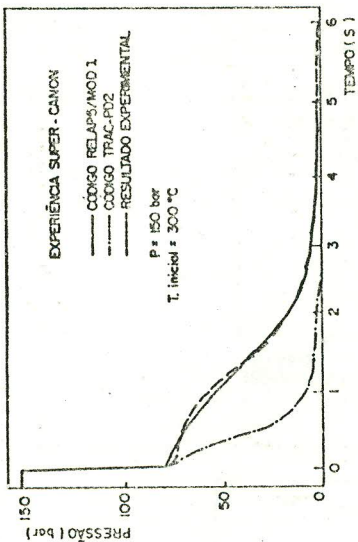


FIGURA 9- Evolução da pressão. Abertura parcial do tubo (30mm).

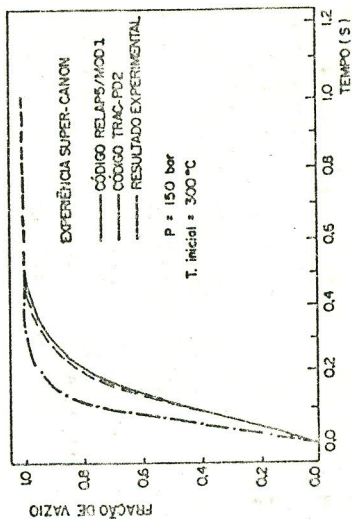


FIGURA 11- Evolução da fração de vazio. Abertura parcial do tubo ( 70mm )

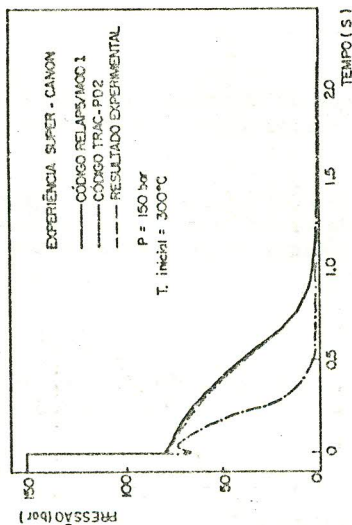


FIGURA 8- Evolução da pressão. Abertura parcial do tubo (150mm).

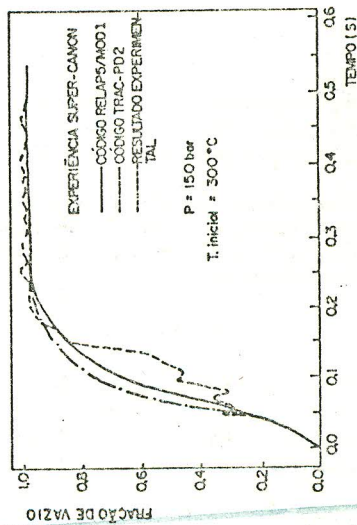


FIGURA 10- Evolução da fração de vazio. Abertura total do tubo (100mm).

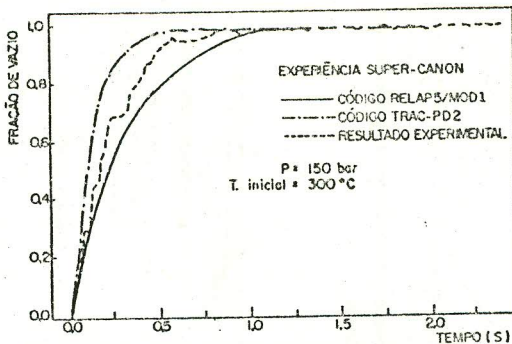


FIGURA 12- Evolução da fração de vazão. Abertura parcial do tubo (50mm).

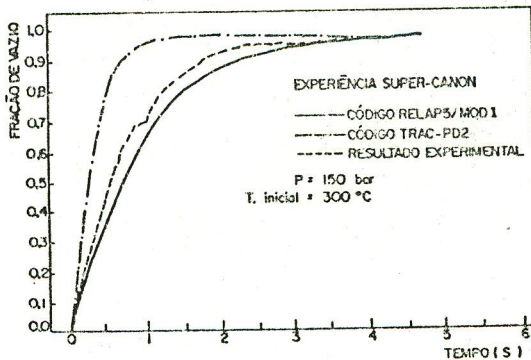


FIGURA 13- Evolução da fração de vazão. Abertura parcial do tubo (30mm).

seu comportamento será verificado em outros tipos de experimentos, visto que as correlações e/ou modelos contidos no Código variam significativamente com a faixa operacional empregada nas simulações.

Concluindo, verifica-se a importância de se continuar a efetuar simulações em circuitos experimentais fechados e/ou de grande porte, com resultados experimentais confiáveis, a fim de validar os códigos de análise de acidentes termo-hidráulicos.

#### REFERÊNCIAS

- [1] "TRAC-PD2: An Advanced Best Estimate Computer Program for Pressurized Water Reactor Loss-of-Coolant Accident Analysis", Los Alamos National Laboratory, Report LA-8709-MS, 1981.

- [2] "TRAC-P1: An Advanced Best Estimate Program for PWR LOCA Analysis. Vol.I. Methods, Models, User Information, and Programming Details", Los Alamos Scientific Laboratory, Report LA-7279-MS, Vol.I, 1978.
- [3] "TRAC-P1A: An Advanced Best Estimate Computer Program for PWR LOCA Analysis", Los Alamos Scientific Laboratory, Report LA-7777-MS, 1979.
- [4] "RELAP5/MOD1: Code Manual: System Models and Numerical Methods, NUREG / CR-1826, EGG-270, EG and G Idaho, Inc., 1982.
- [5] B.RIEGEL, "Contribution à l'étude de la Décompression D'une Capacité en Régime Diphasique", Thèse de Docteur Ingenieur, Université Scientifique et Médicale de Grenoble/Institut National Polytechnique de Grenoble, Grenoble, France, 1978.
- [6] T.N.CONTI e R.L.FREITAS, "Aplicação do Código TRAC-PD2 na Simulação da Experiência CANON", Anais do 5º Encontro Nacional de Física de Reatores, Rio de Janeiro, 10-12 Abril 1985, Vol.2, ST15-D, 808-817, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 1985.
- [7] T.N.CONTI e R.L.FREITAS, "Simulação de Experiências de Despressurização Através do Código TRAC-PD2", Anais do I Congresso Geral de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 17-20 Março 1986, Vol.1, 383-386, Associação Brasileira de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 1986.
- [8] P.SAHA e Y. SANBORN, "Independent Assessment of TRAC-P1A with Super-CANON Blowdown Tests", Trans. Am. Nuclear Soc., 35, 306-307, 1980.
- [9] S.V.LEKACH, "Calculation of the CANON Experimental Using the TRAC Code". Trans. Am. Nuclear Soc., 34, 455-456, 1980.