

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.

