

CÁLCULOS DO PRÉ E PÓS-TESTES DO 3º EXERCÍCIO DO PROBLEMA PADRÃO
PROPOSTO PARA O EXPERIMENTO PMK-NVH-IAEA UTILIZANDO OS
CÓDIGOS RELAP4/MOD5 E RELAP5/MOD1

THADEU DAS NEVES CONTI, GAIANE SABUNDJIAN, JOSÉ MESSIAS
DE OLIVEIRA NETO
INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
DEPARTAMENTO DE TECNOLOGIA DE REATORES

RESUMO

Este trabalho apresenta os resultados obtidos da simulação computacional realizada com os Códigos RELAP4/MOD5 e RELAP5/MOD1 do Acidente de Ruptura dos Tubos do Gerador de Vapor no Circuito Experimental PMK-NVH - 3º Exercício do Problema Padrão - IAEA (1989 - 90). Os resultados apresentados compreendem as fases de Pré e Pós-Testes realizados com os códigos acima mencionados e comparados com os resultados experimentais, os quais se mostram satisfatórios. Porém, do ponto de vista da modelagem dos códigos o aspecto crítico do experimento foi a predição da abertura da válvula de alívio do gerador de vapor.

INTRODUÇÃO

O objetivo deste trabalho é simular com os Códigos RELAP4/MOD5 (1) e RELAP5/MOD1 (2) o acidente de ruptura dos tubos do Gerador de Vapor no Circuito Experimental PMK-NVH, localizado no "Central Research Institute for Physics (KFKI)" Budapeste, Hungria, tema do 3º Exercício do Problema Padrão (SPE-3) (3-4) da IAEA realizado no período de 1989-90.

Este tipo de encontro visa verificar a potencialidade dos códigos utilizados, das modelagens adotadas e de seus usuários a fim de estabelecer o processo de validação dos diversos modelos destes códigos e da capacitação de seus usuários.

DESCRIÇÃO DO EXPERIMENTO (3,4)

O Circuito PMK foi inicialmente projetado para investigar o Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Pequena Ruptura (APRPPR) da Planta VVER-440. A escala do volume de água é de 1:2070, e o mesmo fator é usado para a potência do reator. As elevações são as mesmas da planta original com exceção do plemo inferior e do pressurizador. Os seis "loops" da planta nuclear são modelados por um único "loop". O NVH serve como circuito secundário do PMK, resultando assim o Circuito PMK-NVH. A mesma escala é utilizada para o volume de água do lado secundário. O refrigerante é a água que se encontra nas mesmas condições operacionais da planta.

As figuras 1 e 2 representam respectivamente o diagrama de escoamento e uma vista geral do Circuito PMK-NVH. O núcleo é representado por 19 arranjos que são utilizados neste experimento.

A bomba é acomodada na linha de "bypass", segundo figura 1, e serve somente para estabelecer as condições normais de operação. Durante a operação do estado estacionário o nível de potência corresponde a potência total do reator, a válvula MV11 (figura 1) está fechada e a circulação é feita através da linha de "bypass".

Como a bomba do PMK-NVH não foi projetada para representar o bombeamento do fluido refrigerante da Planta Nuclear, então a mesma é desligada no início do transiente.

A modelagem do desligamento da bomba é representada por uma curva de vazão na válvula PV11 que se encontra na linha de "bypass", que é previamente fornecida. Quando a vazão decai ao nível da vazão de circulação natural, as válvulas PV11 e MV11 são respectivamente fechada e aberta simultaneamente permitindo assim o estabelecimento da circulação natural na perna fria. A bomba é desligada e a linha de "bypass" é isolada do Circuito PMK através do fechamento da válvula MV12.

PROGRAMAS COMPUTACIONAIS UTILIZADOS

O Código computacional RELAP4/MOD5 (1), desenvolvido pelo Laboratório Nacional de Engenharia de Idaho foi feito principalmente para descrever o comportamento transiente termodinâmico de reatores nucleares refrigerados a água, sujeitos a acidentes postulados tais como: perda de refrigerante primário, parada de bomba, etc. O Código RELAP4/MOD5 é um dos primeiros códigos de grande porte feitos para analisar transientes em uma central nuclear. Para a simulação de transitórios, este código utiliza as equações de conservação de massa, quantidade de movimento e energia para a mistura, em uma única dimensão. Possui também um pacote de equações de transferência de calor e cinética pontual.

O Código RELAP5/MOD1 (2) desenvolvido também pelo Laboratório Nacional de Engenharia de Idaho, é uma versão mais elaborada do Código RELAP4/MOD5 e foi feito principalmente para analisar o comportamento termodinâmico da fase de despressurização, de um Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Pequenas Rupturas - APRPPR de Reatores Nucleares refrigerados a Água Leve Pressurizada - RAP. Devido as características deste tipo de acidente este código é capaz de modelar com grande detalhamento geométrico todo o sistema de resfriamento primário do reator. Para simulação de transitórios o código utiliza o modelo de dois fluidos, composto das equações de conservação de massa para a fase líquida e para a fase gasosa, conservação de quantidade de movimento para a fase líquida e para a fase gasosa e conservação de energia para a mistura.

MODELAGENS ADOTADAS

Os esquemas mostrados nas figuras 3 e 4 representam as modelagens adotadas para os Códigos RELAP4/MOD5 e RELAP5/MOD1 respectivamente.

- HIPÓTESES ASSUMIDAS PARA O CÓDIGO RELAP4/MOD5:

- Multiplicador de fricção bifásico com a perda de fricção Fanning que foi usada para aumentar a perda de fricção na parece para o escoamento bifásico em todos os volumes;
- O modelo de "bubble rise" foi usado nos acumuladores no lado secundário do gerador de vapor e no pressurizador. A distribuição inicial de pressão no circuito primário foi baseada sobre os dados medidos;
- As junções não foram distribuídas verticalmente. As entalpias nas junções foram amenizadas quando a interface do nível da mistura bifásica estiver próxima a elevação da junção;

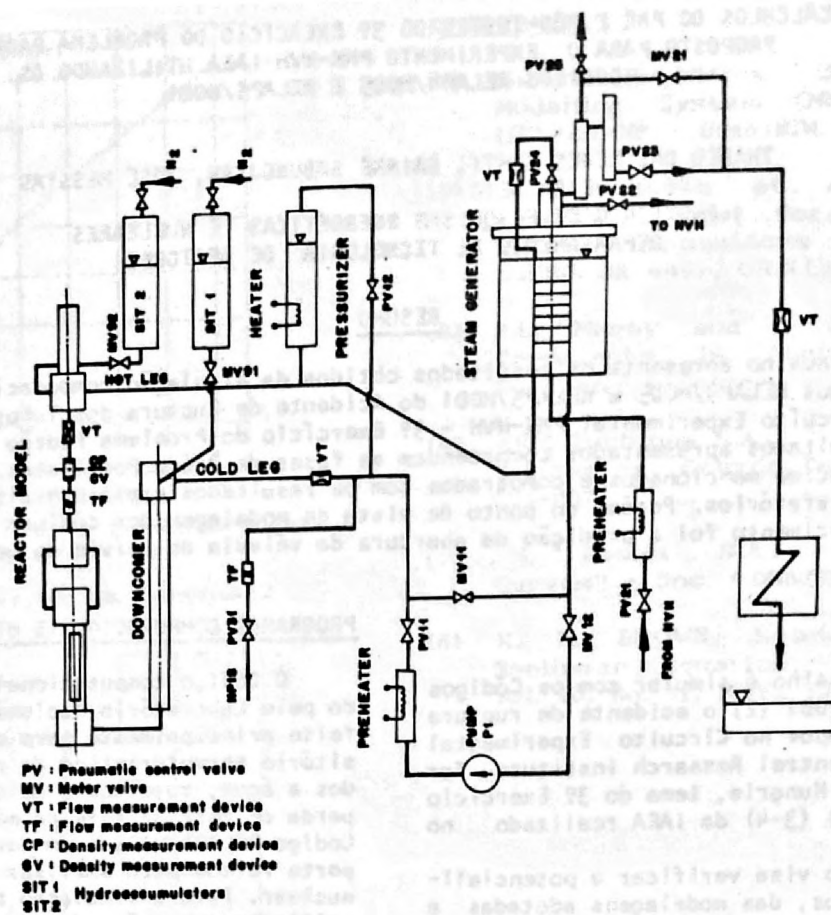


Figura 1 - DIAGRAMA DE ESCOAMENTO DO CIRCUITO PMK-NVH.

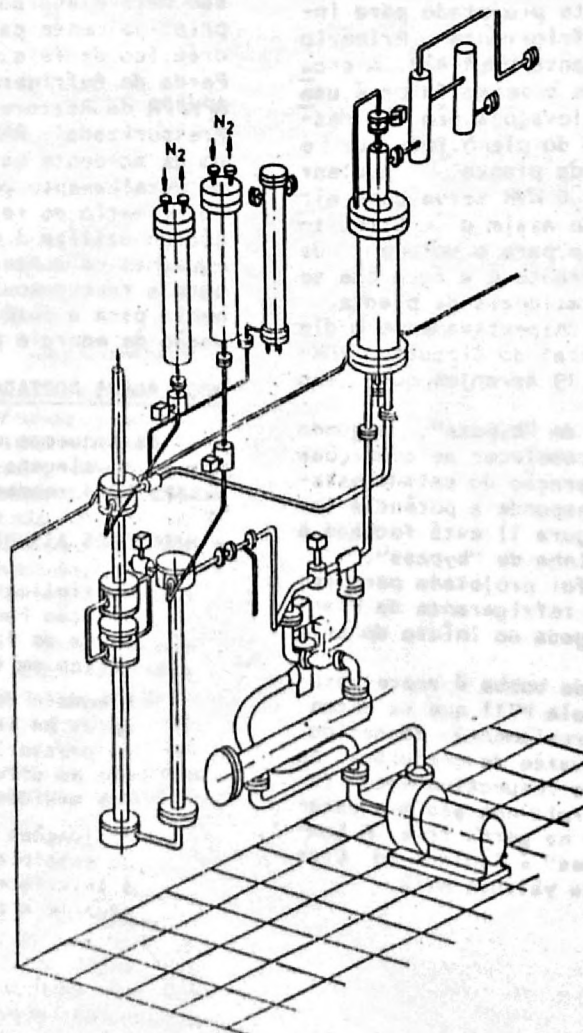


Figura 2 - VISTA GERAL DO CIRCUITO PMK-NVH.

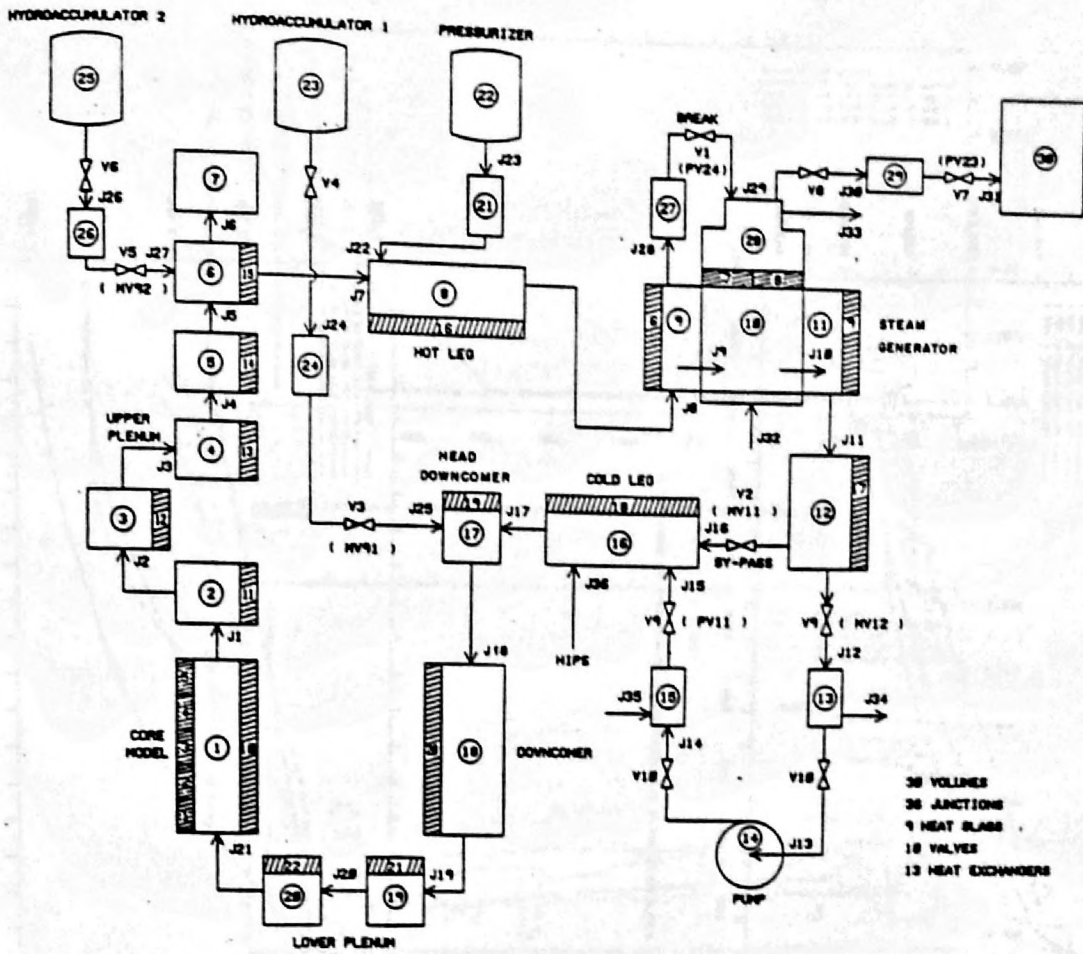


Figura 3 - MODELAGEM DO CIRCUITO PMH-NVH PARA O CÓDIGO RELAP 4/MOD 5.

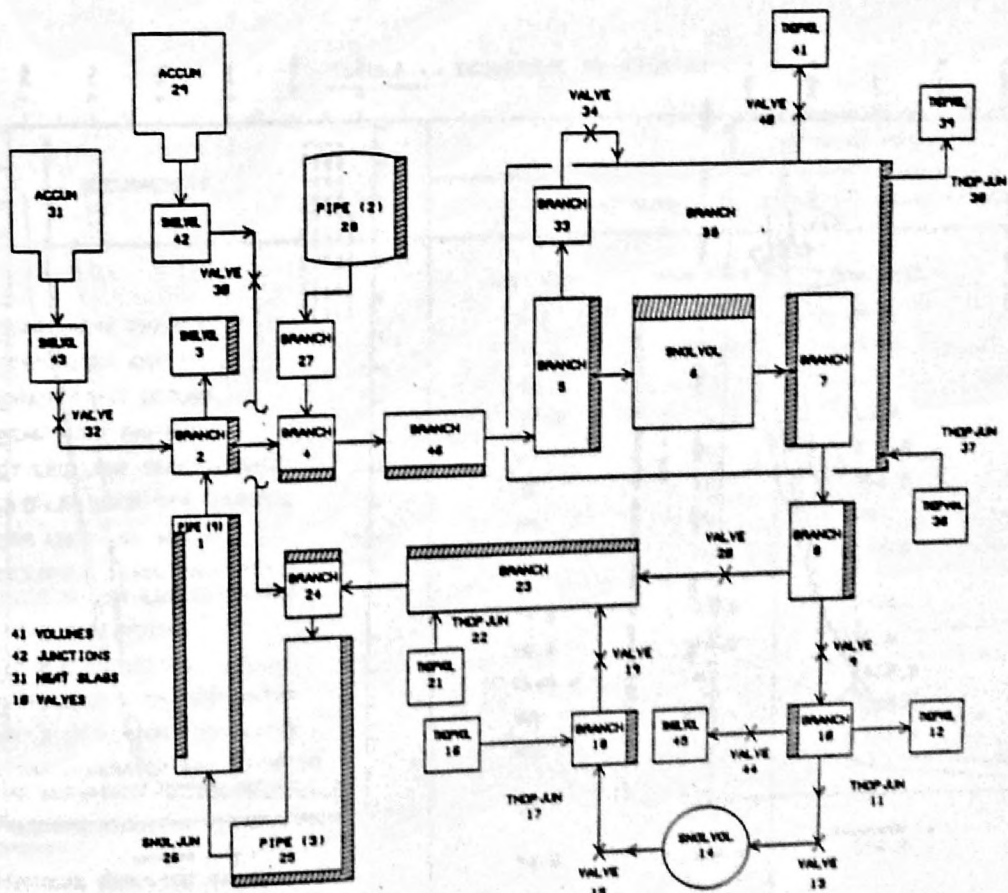


Figura 4 - MODELAGEM DO CIRCUITO PMK-NVH PARA O CÓDIGO RELAP 8/MOD 1.

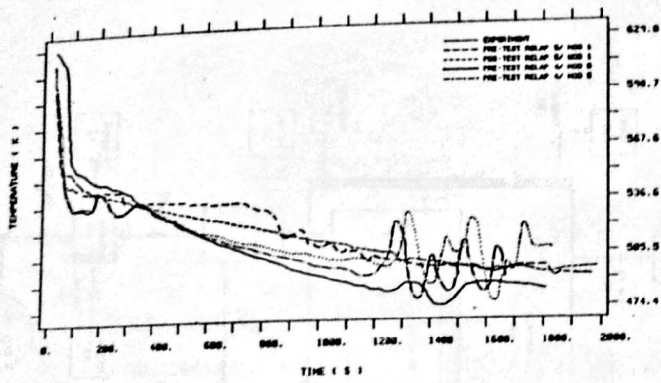


Figura 5 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA NA ESTRUTURA DE CALOR À 8484 mm.

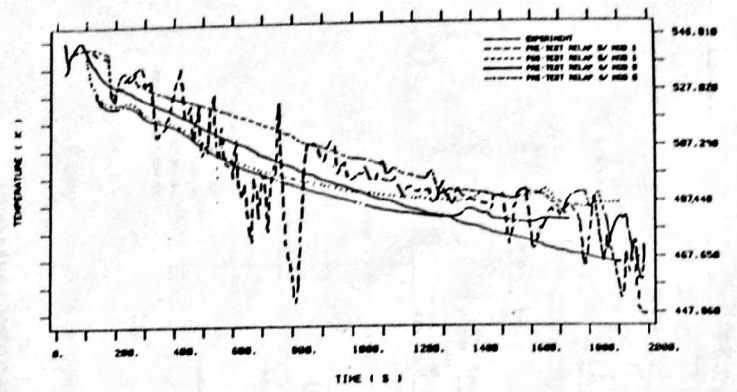


Figura 6 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA TEMPERATURA DO REFRIGERANTE NA SAÍDA DO CV.

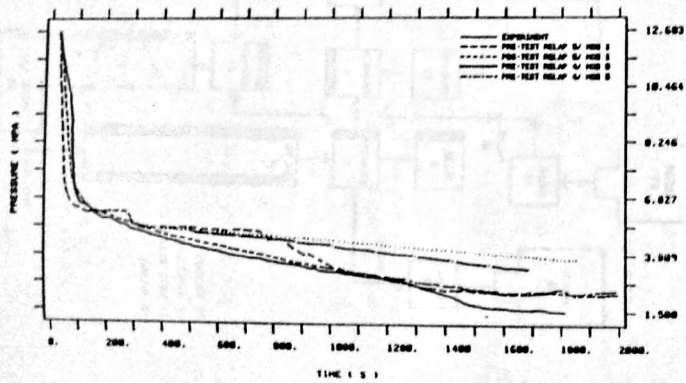


Figura 7 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NO "UPPER PLENUM"

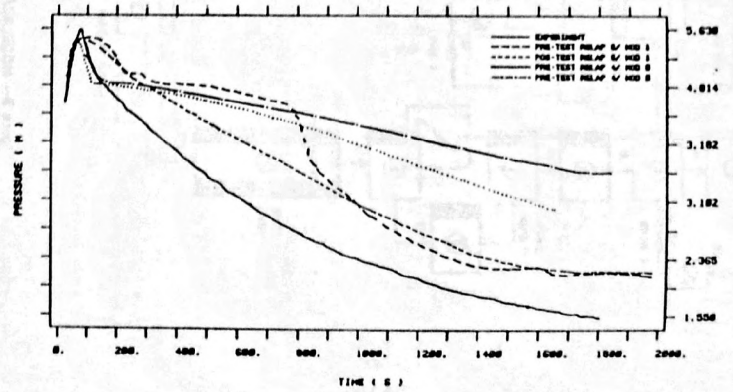


Figura 8 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA PRESSÃO NO LADO DECLIVADO DO CV...

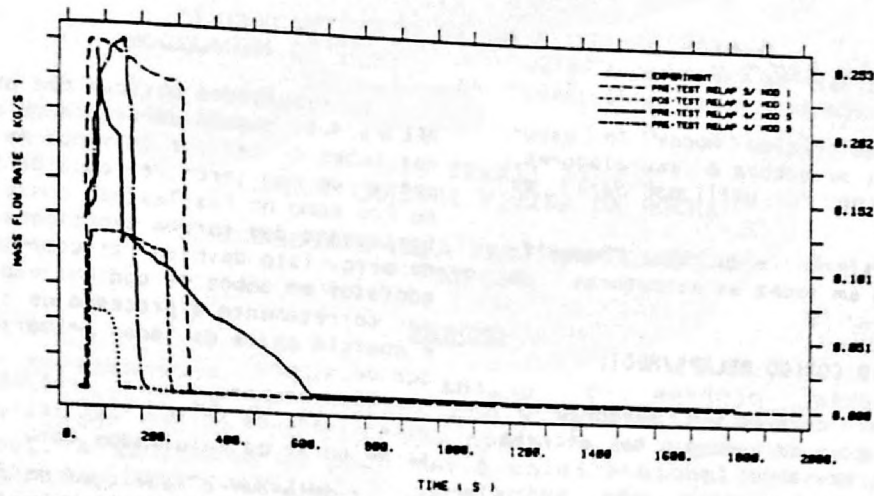


Figura 9 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA VAZÃO MÁSSICA NAS VÁLVULAS MV21 + PV23.

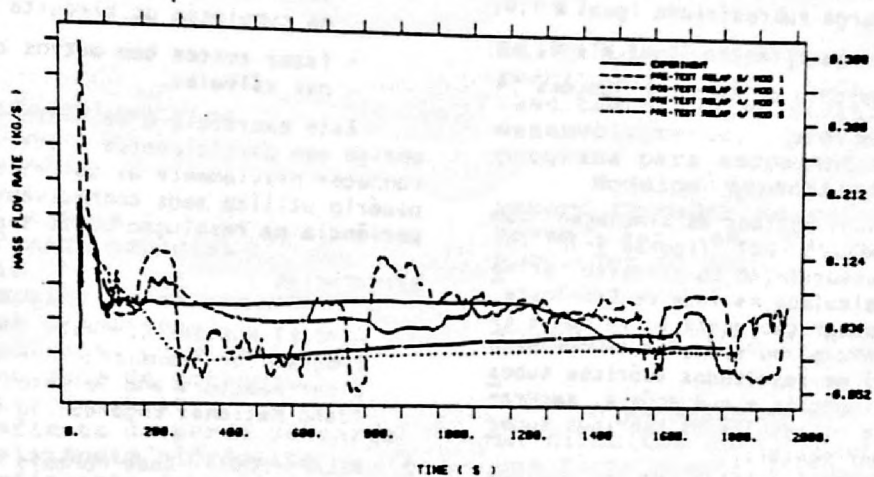


Figura 10 - EVOLUÇÃO TEMPORAL DA VAZÃO MÁSSICA NA QUEBRA.

TABELA 1 - SEQUÊNCIA DE EVENTOS.

OCCURRENCES	TIMING (S)				
	RELAP 4/ MOD5		RELAP 5/ MOD 1		EXPERIMENT
	PRE-TEST	POS TEST	PRE-TEST	POS TEST	
- BREAK VALVE OPENS	0.1	0.1	0.1	0.1	0.0
- PRESSURIZER EMPTY	25.0	30.0	69.0	50.0	54.0
- DRYOUT FIRST OCCURS	NO	NO	NO	NO	NO
- BREAK FLOW TWO-PHASE	29.0	30.0	20.0	90.0	71.0
- HOT-LEG LOOP SEAL CLEARED	NO	NO	272.0	NO	NO
- COLD-LEG LOOP SEAL CLEARED	NO	NO	261.0	NO	NO
- CORE UNCOVERY BEGINS	NO	NO	NO	NO	NO
- COLLAPSED LEVEL IN UPPER PLENUM DROPS TO HOT-LEG ELEVATION	NO	NO	244.0	NO	NO
- SIT-1 FLOW BEGINS	49.0	47.0	44.0	100.0	70.0
- SIT-2 FLOW BEGINS	48.0	46.0	47.0	100.0	70.0
- SIT-1 INJECTION TERMINATES	1649.0	NO	1430.0	1560.0	1250.0
- SIT-2 INJECTION TERMINATES	NO	NO	1250.0	1344.0	1250.0
- STEAM GENERATOR FILLED UP TO THE ELEVATION OF THE STEAM LINE	NO	NO	1350.0	NO	NO
- PRESSURE REDUCING VALVE (BRU-A) OPENS	22.0	23.0	19.0	20.0	18.0
- PRESSURE REDUCING VALVE (BRU-A) CLOSES	94.0	130.0	296.0	250.0	117.0
- SAFETY RELIEF VALVE OPENS	NO	NO	NO	NO	54.0

- O escoamento compressível de vapor com o fluxo de momento foi escolhido para todas as junções;
- O modelo de escoamento crítico "Moody" foi escolhido para as junções de quebra e acumuladores. O modelo de "no Choking" foi utilizado para as junções restantes; e
- A correlação de transferência de calor "Dougall-Roshenow" foi usada em todas as estruturas de troca de calor.

- HIPÓTESES ASSUMIDAS PARA O CÓDIGO RELAP5/MOD1:

- O modelo de escoamento crítico V.H. Ranson e J. A. Trapp para as junções da quebra e da válvula de alívio do gerador de vapor;
- O modelo de duas velocidades para todas as junções;
- Coeficiente de descarga subresfriada igual a 1,0;
- Coeficiente de descarga bifásico igual a 1,0; e
- Modelo de mudança abrupta de área nas junções 34 e 40 (figura 4).

ANÁLISE DOS RESULTADOS

A análise dos resultados obtidos da simulação com os Códigos RELAP4/MOD5 e RELAP5/MOD1 (figuras 5-10) foi baseada na curva de despressurização do circuito primário do experimento PMK, calculada na fase de Pré-Teste. Verificou-se através da comparação desta curva com a experimental, que na fase inicial do transiente (fluido refrigerante subresfriado) os resultados teóricos subestimam os resultados experimentais e que após a saturação do fluido refrigerante os resultados teóricos superestimam os resultados experimentais.

Os resultados obtidos no Pré-Teste com os códigos RELAP4/MOD5 e RELAP5/MOD1 embora tenham sido conservativos eles conseguiram acompanhar o comportamento das curvas experimentais, no entanto deve-se ressaltar que os modelos adotados não conseguiram retratar a abertura da válvula de alívio do secundário do gerador de vapor (MV21).

Com base nos resultados obtidos experimentalmente fez-se o Pós-Teste do SPE-3 para o Código RELAP4/MOD5 modificando-se basicamente a modelagem do secundário do gerador de vapor para dois volumes de controle (1 volume de líquido e 1 volume de vapor), pelo fato do modelo assumido ser homogêneo.

No caso do Código RELAP5/MOD1 manteve-se a mesma modelagem e procurou-se ajustar os coeficientes de descarga subresfriado e saturado na junção da quebra a fim de se reproduzir o transiente mais fielmente. Os valores destes coeficientes que mais aproximaram as curvas teórico-experimental foram:

- coeficiente de descarga subresfriado = 0,2 ; e
- coeficiente de descarga saturado = 0,8

Com estas modificações nos modelos acima mencionados obteve-se os seguintes resultados.

- para o Código RELAP5/MOD1 as curvas de temperatura perderam o caráter oscilatório e de um modo geral subestimaram os resultados experimentais;
- a curva de despressurização do "upper plenum" (figura 7) gerada pelos códigos aproximou-se mais da curva experimental; e
- a evolução temporal da pressão no secundário do gerador de vapor obtida pelos códigos retratou o comportamento experimental, porém o pico de pressão ainda não foi o suficiente para abrir a válvula de alívio (MV21) mantendo assim altas pressões nos lados primário e secundário do G.V. e portanto, as principais características do transiente não foram reproduzidas.

A Tabela 1 mostra a sequência de eventos observada durante a simulação do transiente.

CONCLUSÕES

Os resultados obtidos com os códigos RELAP4/MOD5 e RELAP5/MOD1 quando da simulação do acidente de ruptura dos tubos do gerador de vapor no experimento PMK-NVH apesar de não terem reproduzido todo o acidente, tanto no Pré como no Pós-Testes, conseguiram descrever o comportamento das curvas experimentais com pequena margem de erro. Isto deve-se basicamente ao fato dos modelos adotados em ambos os códigos não terem conseguido retratar corretamente o processo de transferência de massa e energia entre os lados primário e secundário do gerador de vapor.

Baseados nos modelos propostos no Pós-Teste, vê-se a necessidade de se realizar testes adicionais, a fim de se melhorar os resultados, como:

- detalhar a modelagem na região dos tubos e no lado do secundário do G.V.;
- adicionar algumas estruturas de troca de calor na tubulação do circuito primário; e
- fazer testes com outros coeficientes de perda nas válvulas.

Este exercício é bastante importante porque ele obriga aos participantes a testarem seus modelos sem conhecer previamente as curvas experimentais, isto é, o usuário utiliza seus conhecimentos técnicos e a sua experiência na resolução deste tipo de problema.

REFERÊNCIAS

1. AEROJET NUCLEAR COMPANY; "RELAP4/MOD5: A Computer Program for Transient Thermal-Hydraulic for Nuclear Reactors and Selected Systems", Idaho Falls, Idaho National Engineering Lab., 1976.
2. RELAP5/MOD1: Code Normals Models and Numerical Methods, NUREG/CR-1826, EGG-270 EG and G Idaho, Inc., Mar-1982.
3. Especificação for the Third IAEA-PMK-NVH Standard Problem Exercise, Central Research Institute for Physics, Budapest - Hungary, 1989.
4. Measure Initial Conditions for the 3RD IAEA-PMK-NVH Standard Problem Test, Budapest - Vienna, January 1990.

ABSTRACT

The results of RELAP4/MOD5 and RELAP5/MOD1 modeling tests against the steam generator tube rupture experiments performed at PMK-NVH Experimental Loop Facility (IAEA-Standard Problem Exercise-3) are presented in the report. The pre and post-test results, when compared against the experimental data were satisfactorily good, except a discrepancy in the steam-generator relief valve opening time.