

**RESPOSTA DINÂMICA DO VASO DE PRESSÃO DE ANGRA I SUJEITO A UM ACIDENTE DE PERDA DE REFRIGERANTE PRIMÁRIO POR GRANDE RUPTURA.**

Gaiânê Sabundjian, Thadeu das Neves Conti, Roberto Longo Freitas e Sérgio Marcelino  
Departamento de Tecnologia de Reatores - IPEN-CNEN/SP  
Carlos Alexandre de J. Miranda e Roberto Firmento de Noronha  
COPESP - Coordenadoria para Projetos Especiais

**RESUMO**

O presente trabalho avalia a resposta dinâmica nas estruturas dos internos do vaso de pressão do reator Angra I sujeito a um APRPGR através da análise de pressão de sacoplada. O transiente termoidráulico é calculado pelo código RELAP4/MOD3 servindo seus dados como condições limites para calcular os esforços através de uma equação de aproximação. Os resultados obtidos são considerados satisfatórios quando comparados com os fornecidos através da avaliação acoplada entre fluido e estrutura.

**INTRODUÇÃO**

O objetivo principal deste trabalho é calcular as forças aplicadas aos internos do vaso de pressão de uma Planta Nuclear tipo PWR, nos primeiros milissegundos de um Acidente de Perda de Refrigerante Primário por Grande Ruptura (APRPGR), com a quebra localizada no bocal de entrada do vaso de pressão do reator.

A Planta utilizada para esta análise é a Usina Nuclear de Angra-1 [1] sendo a simulação do APRPGR feita através do Código RELAP4/MOD3 [2] que fornece os dados termoidráulicos, onde o cálculo das forças resultantes aplicadas nos internos do vaso de pressão foi feita através de uma equação de aproximação.

Os resultados obtidos neste trabalho são comparados com os dados dos esforços nos internos do vaso disponíveis na literatura fornecidos pelo Programa DARI [3], cujos dados termoidráulicos foram gerados pelo Programa MULTIFLEX [4].

**PROPAGAÇÃO DA ONDA DE PRESSÃO [4]**

No início da depressurização, devido a quebra da tubulação bem próxima do vaso de pressão de um reator refrigerado a água leve pressurizada, o fluido a alta pressão proveniente do circuito primário entra em contacto instantâneo com a baixa pressão da atmosfera da contenção. Isto resulta na propagação da onda de depressurização através do circuito primário e nos internos do vaso do reator. A propagação através do vaso de pressão é complicada, devido a reflexão complexa da onda de pressão e a interação com as estruturas internas que causam um comportamento tridimensional. Este comportamento é mostrado através da figura 1, que representa a deformação dinâmica do barril do núcleo e a relação que resulta entre as ondas no "downcomer" e núcleo. Desprezando a reflexão da onda de pressão, a máxima carga local possível é dada pela diferença entre a pressão de operação e a pressão de saturação.

As forças nas estruturas causadas pelas ondas de pressão são maiores durante a fase inicial do acidente. Estas forças diminuem com o decréscimo do tamanho da quebra e com o aumento da distância da localização da mesma em relação ao vaso. O objetivo desta análise quantitativa das cargas dinâmicas é para determinar os danos internos (estruturas) e especialmente verificar a integridade do núcleo durante o APRPGR.

Devido ao fato do fenômeno de propagação de onda ser complexo, o que aumenta a dificuldade numérica do cálculo para 2 ou 3 dimensões, esta avaliação é necessária devido a deformação causada pela interação fluido-estrutura. No entanto, iremos a priori representar a deformação mostrada pela figura 1 através de uma modelagem unidimensional do fenômeno com uma nodalização apro-

priada que possa descrever adequadamente a propagação da onda de pressão dentro do vaso do reator. Esta simulação será efetuada pelo Programa RELAP4/MOD3 que se encontra disponível no IPEN-CNEN-SP para o cálculo de um APRPGR, a fim de descrever o flacheamento do líquido subresfriado e o superaquecimento produzido pela sua vaporização instantânea. A partir dos valores de distribuição de pressão do circuito primário obtidos com o RELAP4/MOD3 durante o APRPGR, serão calculadas através de uma equação de aproximação as tensões ocasionadas pela onda de pressão nos internos do vaso da Usina Nuclear de Angra-1.

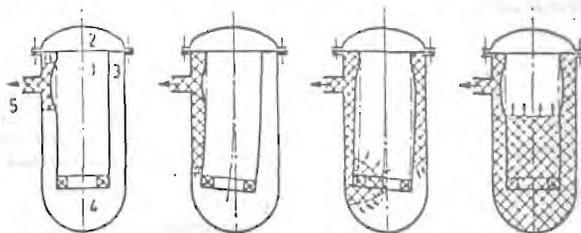


Figura 1 - Onda de depressurização e o resultado da deformação do barril do núcleo após um APRPGR (no bocal do vaso).

1. Barril do núcleo
2. "Head" do vaso
3. "Downcomer"
4. Pleno inferior
5. Localização da quebra

A distribuição temporal de pressão das cargas nos internos do vaso deve ser calculado considerando as paredes rígidas. Neste caso, não será levada em conta a interação contínua do fluido-estrutura, visto que se assume as paredes rígidas e os resultados obtidos são conservativos (desde que a elasticidade da estrutura cause uma redução do pico de pressão).

Além da região do vaso de pressão e da tubulação, as bombas principais de circulação e os geradores de vapor são também afetados em sua integridade devido a onda de depressurização durante o APRPGR, que não serão analisados neste trabalho por não ser o motivo deste estudo.

**PROGRAMAS UTILIZADOS**

O Programa RELAP4/MOD3 [2] simula o comportamento termoidráulico de reatores refrigerados a água leve pressurizada, na análise de transientes acidentais. Considera o sistema termoidráulico a ser analisado como uma sé-

rie de volumes de controle conectados entre si por junções, com transferência de calor sendo efetuadas através das estruturas de troca de calor situadas entre os volumes. Este programa resolve 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 a fase líquida e de vapor estão em equilíbrio térmico. O Programa RELAP4/MOD3 utiliza o método das diferenças finitas.

O Programa pode ser utilizado em suas quatro opções, conforme o grau de precisão que se deseja obter na análise de cada fase do APRPGR. Neste caso optou-se pela versão EM - conhecido como "Evaluation Model" recomendada quando se deseja uma análise conservativa (obedece o Apêndice K do 10 CFR-50) das duas primeiras fases (despressurização e reenchimento) de um APRPGR. Ele faz a análise termohidráulica do acidente usando certas opções específicas do EM, dentro do RELAP4 básico.

O Código MULTIFLEX [4] calcula o transiente hidráulico dentro do sistema primário considerando o líquido subresfriado e descreve a transição líquido-vapor e o regime de despressurização bifásico (saturado). O Programa MULTIFLEX utiliza o método das características para resolver as equações de conservação de massa, e quantidade de movimento, e assume o escoamento unidimensional considerando a homogeneidade da mistura líquido-vapor.

O Código MULTIFLEX considera um acoplamento na interação fluido-estrutura através do cálculo da deflexão dos contornos. Este programa faz um desdobramento da pressão em duas direções, através de fatores de multiplicação para cada uma delas.

O Programa utilizado pela Westinghouse para o cálculo das cargas internas do vaso de Angra 1 é o Programa DARI [3] que possui um modelo matemático para representar o movimento horizontal do vaso, ou seja, as forças aplicadas horizontalmente nos internos do vaso, sendo que os dados termohidráulicos utilizados por este programa são gerados pelo MULTIFLEX.

Para a análise do APRPGR no bocal de entrada do vaso de pressão de Angra-1, o IPEN/CNEN-SP dispõe do código RELAP4/MOD3, sendo que este programa computacional é largamente utilizado na análise de acidentes termohidráulicos.

O Programa RELAP4 considera os volumes de controle como cilindros unidimensionais exigindo como dados de entrada uma descrição geométrica e condições que o definam totalmente: volumes; seção de escoamento; elevações de pressão, temperatura e título.

Os volumes de controle, são definidos entre si, através das junções, que são definidas pelo diâmetro, área, elevação, vazão e coeficientes de perda por fricção.

A simulação dos elementos combustíveis e da transferência de calor no reator e o restante do circuito é feita por meio das estruturas de troca de calor definidas por sua geometria, composição, propriedades termohidráulicas e sua localização no sistema em estudo. Os componentes específicos, tais como as bombas e Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo, requerem do usuário os dados geométricos, curvas de atuação e propriedades físicas. Além de todos estes, são ainda necessários dados de entrada referentes às opções utilizadas pelo programa em questão e informações precisas a respeito da central em estudo.

A partir das entradas exigidas pela opção EM, do Programa RELAP4/MOD3 [2] e de posse dos dados geométricos da Central Angra 1, foi elaborada uma modelagem (figura 2) com 46 volumes de controle; 58 junções de interligação entre os volumes; 25 estruturas de troca de calor; 7 dissipadores de calor; 2 bombas e 8 válvulas, a fim de simular a fase de despressurização de um APRPGR na Central Nuclear em questão.

A ruptura simulada na entrada do bocal do vaso de pressão, figura 2, é representada por três junções (j35, j39 e j40), por duas válvulas (V1 e V2) e por três volumes de controle (VOL32, VOL11 e VOL36), que atuam da

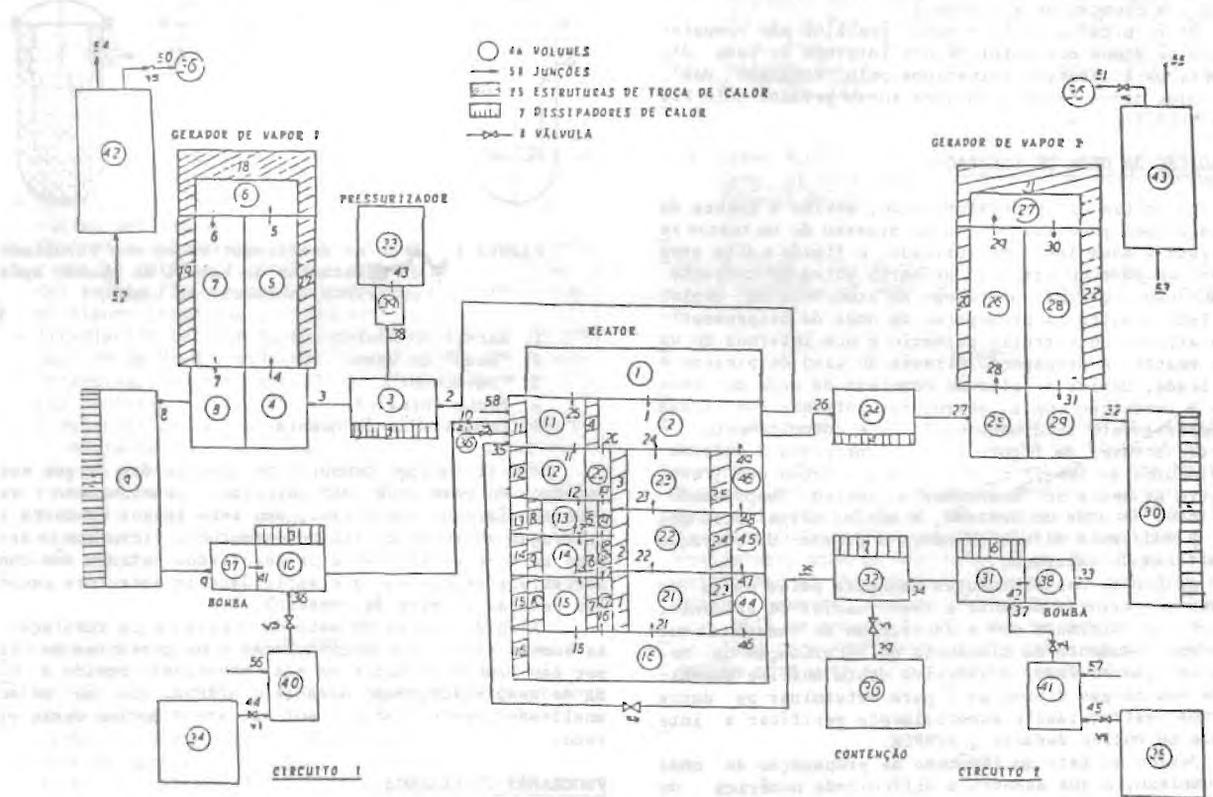


Figura 2 - Modelagem da Usina Nuclear de Angra 1

seguinte forma: antes da ruptura a válvula V1 (j39 e j40) está fechada e a válvula V2 (j35) está aberta, permitindo assim que haja escoamento entre os volumes VOL32 e VOL11. Quando da simulação do APRPGR deve-se, no instante do acidente, abrir a válvula V1 (j39 e j40) e fechar a válvula V2 (j35) permitindo assim que ocorra o escoamento dos volumes VOL32 e VOL11 (rompimento da tubulação ligada ao bocal de entrada do vaso de pressão) para contenção (VOL36).

Cabe neste ponto, comentar sobre o coeficiente de descarga ( $C_D$ ), que é um coeficiente empírico, aplicado ao cálculo da vazão, que leva em consideração as perdas em uma dada junção, devido ao estrangulamento do seu escoamento. O APRPGR no bocal de entrada do vaso de Angra 1, foi simulado assumindo quebra tipo guilhotina com  $C_D=1,0$ , para junções que unem os volumes de controle rompidos à contenção, obtendo-se resultados mais pessimistas quanto às pressões nos volumes de controle, em relação a uma ruptura sem estrangulamento, pois a fase de despressurização se desenvolve mais rapidamente, devido o aumento no escoamento para a contenção.

A simulação da ruptura no bocal de entrada do vaso de pressão (APRPGR) é iniciada em 0,001 segundos, que leva ao desligamento instantâneo do reator, das duas bombas e após 3,6 segundos do início do transiente é também cortada a água de alimentação principal do gerador de vapor.

Para a análise termodinâmica da fase de despressurização do APRPGR, o núcleo foi modelado por dois canais paralelos, onde há geração de calor, sendo um para o núcleo médio e outro para o elemento quente, que apresenta um fator de acréscimo de entalpia de 1,23 em relação ao núcleo médio. Estes dois canais são subdivididos em três volumes de controle, sendo que em cada um deles foram utilizadas estruturas de troca de calor no núcleo (figura 2).

O Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo (SREN) foi simulado no acidente proposto, embora nem tenha sido acionado, pois analisou-se apenas os primeiros milissegundos do transiente.

#### ANÁLISE DOS RESULTADOS

A primeira etapa deste trabalho foi calcular com o Código RELAP4/MOD3 as distribuições temporais das pressões atuantes nos internos do vaso durante os primeiros segundos de um APRPGR (quebra no bocal de entrada do vaso), como também as diferenças de pressão entre os volumes horizontalmente vizinhos.

Através das figuras 3 a 5 podem ser vistas três curvas com as evoluções temporais das pressões para cada um dos volumes de controle horizontalmente vizinhos e a diferença de pressão entre eles. Observa-se também que a evolução temporal de pressão nos internos do vaso, durante os primeiros milissegundos da despressurização é rápida, isto ocorre até que a pressão alcance ao valor de saturação e se estabilize ao atingir o equilíbrio com o sistema à 8,0 MPa (80 bar).

A figura 3 mostra as evoluções temporais das pressões no próprio bocal do vaso (VOL11), onde houve a ruptura, e no pleno superior (VOL2). Na mesma figura, como já foi explicado anteriormente, é apresentada a diferença de pressão entre os dois pontos (VOL2-VOL11), onde se verifica que o seu pico chega a 8,65 MPa (86,5 bar) aos 0,007 segundos, valor este que se encontra dentro do esperado, segundo a referência [6].

A diferença de pressão ao longo do "downcomer" figura 4, é também da mesma ordem de grandeza que o obtido entre o bocal de entrada e o pleno superior, sendo que o máximo valor de pico obtido para esta diferença de pressão foi entre os volumes VOL13 ("downcomer inferior") e VOL19 ("bypass" - parte 3), que foi de 8,797 MPa (87,97 bar) aos 0,008 segundos de transiente. Portanto, neste estudo observou-se também na prática que a diminuição da distância entre a ruptura e o vaso de pressão [4] aumentam as forças aplicadas nas estruturas internas causadas pela onda de pressão proveniente de um APRPGR.

A partir dos resultados obtidos das diferenças de pressão entre os volumes horizontalmente vizinhos, pode-se dizer que os resultados de distribuição de pres-

ões nos internos do vaso, obtidos com o Código RELAP4 / MOD3, são confiáveis, pois são da mesma ordem de grandeza daqueles encontrados na teoria, conforme a referência [6].

Baseados nestes resultados não se pode fazer uma comparação entre a distribuição de pressão calculada pelo Código RELAP4/MOD3 e pelo Programa MULTIFLEX para Angra 1, pois estes dados não se encontram disponíveis na literatura. Portanto fez-se uma comparação a partir dos resultados da distribuição de pressão obtidos com o RELAP4/MOD3 e calculou-se através da equação de aproximação as forças aplicadas nos internos do vaso.

Esta equação de aproximação foi obtida assumindo-se um comportamento senoidal, ou seja:

$$F_R = \frac{P \cdot \pi R}{2} \text{ sen } x \cdot h \cdot f_a, \text{ onde } x = \frac{\pi}{2} \quad (1)$$

onde  $F_R$  ..... força resultante  
 $P$  ..... pressão no volume de controle  
 $h$  ..... altura do volume de controle  
 $R$  ..... raio do barril  
 $f_a$  ..... fator de ajuste na largura do volume (0.5289)

Tomou-se a nível de comparação com os resultados já existentes na literatura [3] o volume de controle VOL11, e aplicando-se a equação de aproximação (1) obtve-se a distribuição temporal da força resultante neste volume. Como esta aproximação é feita segundo uma senoide calculou-se a  $F_R$  para o instante de tempo em que a propagação da onda percorre 1/4 do perímetro do barril, assumiu-se que a velocidade de propagação da mesma é de 914,4 m/s [3]. O instante de comparação a que se chegou foi de 0,003 segundos, sendo que a  $F_R$  calculada pela equação (1) com os dados gerados pelo RELAP4/MOD3 foi de  $3,11 E + 6$  N enquanto que a  $F_R$  média gerada pelo Programa DARI [3] foi de  $1,35 E + 6$  N (em módulo).

Este resultado mostra que a metodologia utilizada fornece uma avaliação conservativa quando do projeto de centrais nucleares.

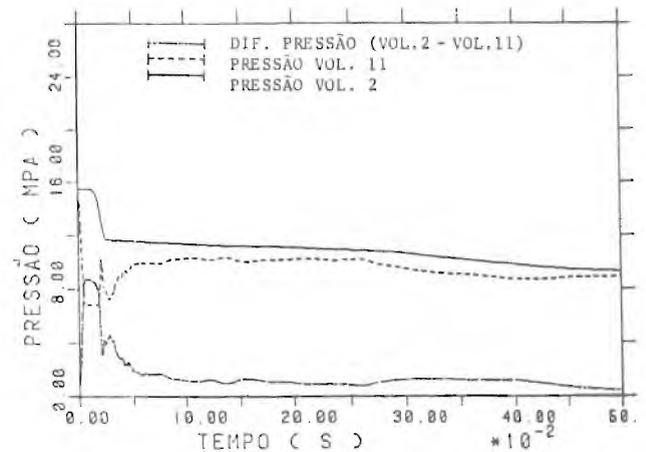


Figura 3 - Evolução Temporal da Pressão

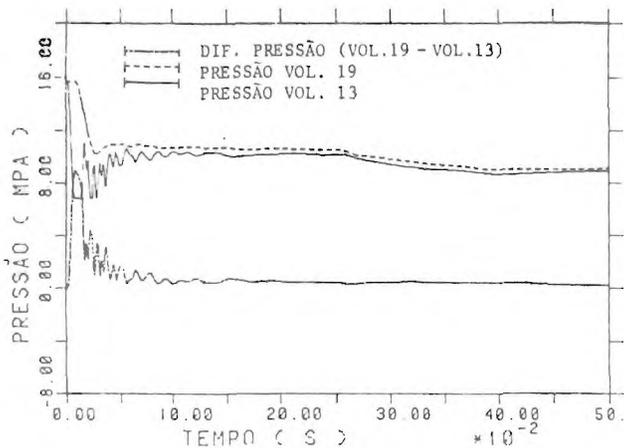


Figura 4 - Evolução Temporal de Pressão

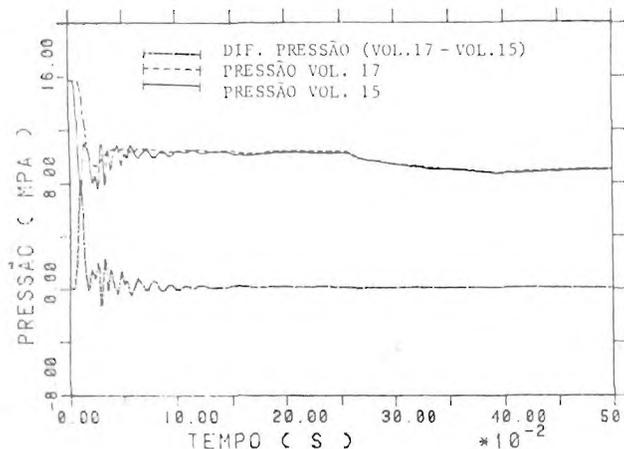


Figura 5 - Evolução Temporal de Pressão

## CONCLUSÕES

Neste trabalho foi possível retratar de forma adequada a distribuição temporal da pressão nos internos do vaso, devido a propagação da onda de pressão gerada por um APRPGK no bocal de entrada do vaso da Usina Nuclear de Angra 1.

Os resultados obtidos desta simulação com o Código RELAP4/MOD3 são considerados satisfatórios, pois a partir dos dados obtidos da evolução da pressão no ple no superior do vaso e no bocal do mesmo pode-se calcu-

lar a diferença entre ambos cujo pico ficou em torno de 86,5 bar aos 0,007 segundos, valor este da mesma ordem de grandeza dos publicados na literatura [6].

A partir dos resultados já existentes na literatura [3], fez-se o cálculo da força resultante ( $F_R$ ) para um determinado volume de controle interno ao vaso de pressão de Angra 1, aplicando-se a equação de aproximação (1) descrita anteriormente. No instante de comparação  $t = \frac{2\pi R}{4} \approx 0,003s$  a força resultante ( $F_R$ ) obtida através da equação (1) é de  $3,11 E + 6 N$  enquanto que a gerada pelo Programa DARI [3] é de  $1,35 E + 6 N$ .

Conclui-se que, embora a força resultante obtida neste trabalho seja da mesma ordem de grandeza que o disponível na literatura, será necessário uma modelagem de Angra 1 que possa descrever o comportamento bidimensional da pressão em  $R$  e  $\theta$  ("one-dimension network") durante um APRPGK, a fim de podermos descrever de forma adequada o comportamento temporal das forças aplicadas nos internos do vaso, utilizando-se para isto Programa do tipo ANSYS [7].

## REFERÊNCIAS

- [1] Relatório do Programa RELAP4 para Angra 1. Grupo de Análise de Sistema de Engenharia de Segurança - CNEN - DR/GSTS-01/78. DR-nº 72/78.1978.
- [2] MOORE, K.V. & RETTING, W.H.; RELAP4-A Computer Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis. Aerojet Nuclear Company. National Reactor Testing Station. Idaho Falls. Idaho-8341. December, 1973.
- [3] WOOD, L.R.; Dynamic Analysis of Reactor Pressure Vessel for Postulated Loss-of-coolant Accidents Angra nuclear Power Plant. Unit 1. Westinghouse Electric Corporation (WCAP - 9451). 1979.
- [4] TAKEUCHI, K.; KAWALSHI, D.J.; ESPOSITO, V.J. & BORDELON, F.M.; MULTIFLEX - a FORTRAN IV Computer Program for analysing Thermal-Hydraulic-Structures Dynamics. WCAP - 8709. 1976.
- [5] RIEBOLD, W.L.; REOCREUX, M. & JONES, Q.C. Blowdown Phase, Nuclear Reactor Safety Heat Transfer, Department of Nuclear Energy Brookhaven National Laboratory, 1981 (pg. 325-350).
- [6] SCHUMANN, V.; Analysis of the RS16B Experiment on Fluid-Structures Interaction During PWR Blowdown, Transactions of the 5<sup>th</sup> Smirt, 1979 Paper B6/4.
- [7] SALVO, C.A. & SWANSON; ANSYS Engineering Analysis System User's Manual, Rv.4.2b, 1985.

## SUMMARY

The present work evaluates the dynamic response of inner RPV (Reactor Pressure Vessel) structures during a LOCA. The analysis was performed with a model that did not consider the interaction between the fluid and the above-mentioned structures. The transient behavior of the relevant thermal-hydraulic parameters was obtained using the RELAP4/MOD3 computer code. The output of the code was then used to evaluate the loads on the inner RPV structures.

It was observed that the results obtained in the present work were in good agreement with results from complex fluid-structure interaction computer codes.