

ANÁLISE DE UM ACIDENTE DE PERDA DE REFRIGERANTE PARA ANGRA-2
COM O CÓDIGO RELAPS/MOD1

Walcirio R.A. Lavorato*
Maria Elizabete Figueiredo*
Ivan Dionysio Aroux*
*

* NUCLEBRÁS/CDTN, Belo Horizonte

Sumário

Utilizou-se o programa de computador RELAPS/MOD1 na análise de um acidente de perda de refrigerante (APR) postulado para Angra-2. A central foi simulada através de sua divisão em volumes de controle e junções (nodalização), adequada para o cálculo de um acidente de pequeno rompimento. Inicialmente simulou-se, durante 100s, o funcionamento da central em estado estacionário. Calculou-se, em seguida, a partir dos 100s iniciais, um APR causado por um rompimento de 100cm², situado entre a bomba principal de refrigeração e a entrada do vaso de pressão do reator. Os resultados obtidos demonstram a eficiência da atuação do sistema de refrigeração de emergência em retirar o calor residual e em manter o núcleo do reator coberto de refrigerante.

Abstract

The RELAPS/MOD1 computer code was used in the analysis of a loss of coolant accident (LOCA), postulated for Angra-2. The power plant was simulated through a division in control volumes and junctions suitable for a small break accident calculation. Initially a steady state of 100s was calculated. After these first 100s, a 100cm² cold leg small break accident, between the main coolant pump and the reactor pressure vessel, was calculated. The results showed the efficiency of the safety injection system to remove the residual heat and to maintain the reactor core covered by a two phase mixture.

INTRODUÇÃO

No processo de licenciamento de centrais PWR de 1300 MW de potência, a eficiência do sistema de injeção de segurança deve ser verificada, tanto para grandes quanto para médios e pequenos rompimentos do sistema de refrigeração principal.

A seguir, são apresentadas as condições iniciais de um acidente de perda de refrigerante por pequeno rompimento (100 cm² de área) na perna fria entre a saída da bomba de refrigeração principal e a entrada do vaso de pressão do reator, postulado para a central de Angra-2. O comportamento de alguns parâmetros durante o acidente são também apresentados e analisados.

Os cálculos foram efetuados a partir do cálculo do estado estacionário da mesma central.

DESCRIÇÃO DO CÁLCULO

O acidente foi simulado e calculado com a utilização do código RELAPS/MOD1/018, implantado no computador CYBER 730 da NUCLEBRÁS.

Na simulação a central adotou-se a nodalização apresentada na Figura 1, onde o núcleo do reator foi dividido em duas regiões concêntricas com diferentes quantidades de elementos combustíveis: a externa com 112 e a interna com 81.

Antes do acidente, foi calculado o estado estacionário (100 segundos) considerando-se a central funcionando à potência nominal (3765 MW).

A simulação do rompimento no volume 380 foi feita utilizando-se uma junção dotada de uma válvula com 0,010 m² de área, aberta por um "trip" após 100 segundos de cálculo estacionário. A contensão foi simulada por um volume ("single volume") contendo vapor d'água a partir do início do acidente (100 segundos).

As condições de contorno gerais para um acidente de perda de refrigerante estão reunidas na Tabela 1 e a disponibilidade do sistema de injeção de segurança é apresentada na Figura 2. As condições de contorno específicas desse acidente são descritas a seguir.

DESCRIÇÃO DO ACIDENTE E RESULTADOS

No início do acidente, a pressão do sistema primário caiu rapidamente até alcançar a pressão de saturação do refrigerante principal (90 bar) (Figura 3) e provocou o desligamento rápido do reator ($p < 132$ bar) (Figura 4), seguido pelo desligamento das turbinas e das bombas da refrigeração principal. A partir daí, a pressão caiu mais lentamente, seguindo a queda das condições de saturação do refrigerante.

Após alcançar a pressão de 110 bar, as bombas de injeção de segurança (alta pressão) foram ligadas, considerando-se um atraso de 35 segundos até o início do seu funcionamento. Em torno de 500 segundos do acidente, a pressão do sistema primário caiu abaixo da pressão do sistema secundário (Figura 3). A partir deste instante, este sistema secundário deixou de ser um absorvedor de calor suplementar e a energia do primário passou a ser liberada apenas pelo rompimento. Além disso, iniciou-se uma transferência de energia do secundário para o primário através dos tubos do gerador de vapor, levando ao esvaziamento desses tubos pela evaporação do líquido males contido, seguindo-se o superaquecimento do vapor.

O nível de refrigerante ("collapsed level") no núcleo do reator caiu de 4,893 m para 3,4 m em 200 segundos de acidente e se manteve nessa posição até 1220 segundos (Figura 5). Nesse instante, a pressão do sistema primário caiu abaixo de 26 bar e deu início à injeção dos acumuladores. Essa injeção provo-

com uma oscilação no nível de refrigerante no núcleo entre 1220 segundos e 1600 segundos. A partir daí, esse voltou a se estabilizar em 3,5 m até 1800 segundos.

Inicialmente a vazão de descarga ou vazão através do rompimento, estava constituída por água com baixa fração de vapor. A partir de 100 segundos, a fração de vapor desta descarga cresceu até aproximadamente 90% (Figura 7), enquanto a própria vazão de descarga decresceu (Figura 6). A perda de energia através do rompimento aumentou e a pressão do sistema primário voltou a cair mais rapidamente (Figura 3).

As bombas de injeção de segurança (alta pressão) começaram a injetar refrigerante no plenum superior do vaso de pressão aos 60 segundos do acidente. A vazão de injeção de cada bomba aumentou, no intervalo entre 60 segundos e 1200 segundos, de 35 kg/s para 90 kg/s (Figura 9). Esta vazão foi o suficiente para estabilizar a queda do nível do núcleo do reator em 3,5 m (Figura 7).

Em 1220 segundos do acidente, a pressão do sistema caiu abaixo de 26 bar (Figura 3). Os acumuladores começaram a injetar refrigerante no plenum superior do vaso de pressão do reator e nas pernas frias dos quatro circuitos. A injeção dos acumuladores provocou imediatamente um aumento no nível de refrigerante no núcleo do reator e no plenum superior (Figura 5), bem como um aumento na vazão de descarga (Figura 6) e uma diminuição na fração de vapor do refrigerante que estava sendo descarregado pelo rompimento (Figura 7).

Por volta de 1500 segundos e depois de 1600 segundos pequenas quantidades de água injetada alcançaram os tubos do gerador de vapor (lado primário) e foram vaporizadas pelo calor recebido do secundário. Isto aumentou a quantidade de vapor contida nesses tubos provocando um aumento na fração de vapor da vazão de descarga (Figura 7).

As temperaturas do revestimento das varetas combustíveis são iguais às temperaturas do refrigerante no núcleo e decaem da mesma maneira que estas, seguindo as condições de saturação (Figura 8).

Os níveis de refrigerante ("collapsed level"), tanto no núcleo quanto no plenum superior, não recuperaram seus valores iniciais até 2000 segundos do acidente. Após isso, e a partir de aproximadamente 1600 segundos, notou-se uma estabilização do nível no núcleo, da vazão de descarga e das temperaturas do revestimento das varetas combustíveis em valores seguros.

CONCLUSÕES

As considerações abaixo foram feitas baseadas nos gráficos dos resultados de cálculo.

A vazão de injeção proveniente dos acumuladores, no plenum superior do núcleo, não se comportou como era esperado, apresentando fortes oscilações entre 1200 segundos e 1500 segundos do acidente (Figura 9). Em vista deste fato, o nível de refrigerante ("collapsed level") no núcleo do reator apresentou oscilações neste mesmo trecho para depois se manter constante acima de 3 m. Apesar disso, a temperatura da superfície do revestimento do elemento combustível caiu e se manteve constante a partir dos 1500 segundos do acidente. A partir de 1600 segundos do acidente, o nível de refrigerante no núcleo do reator se manteve no entorno de 3,5 m e a temperatura da superfície do revestimento das varetas combustíveis se manteve constante em 480 K. Isto leva a concluir que a vazão de injeção de segurança foi suficiente para absorver o calor de decaimento e para compensar a vazão de descarga do rompimento, garantindo a liberação desse calor de decaimento através da captação.

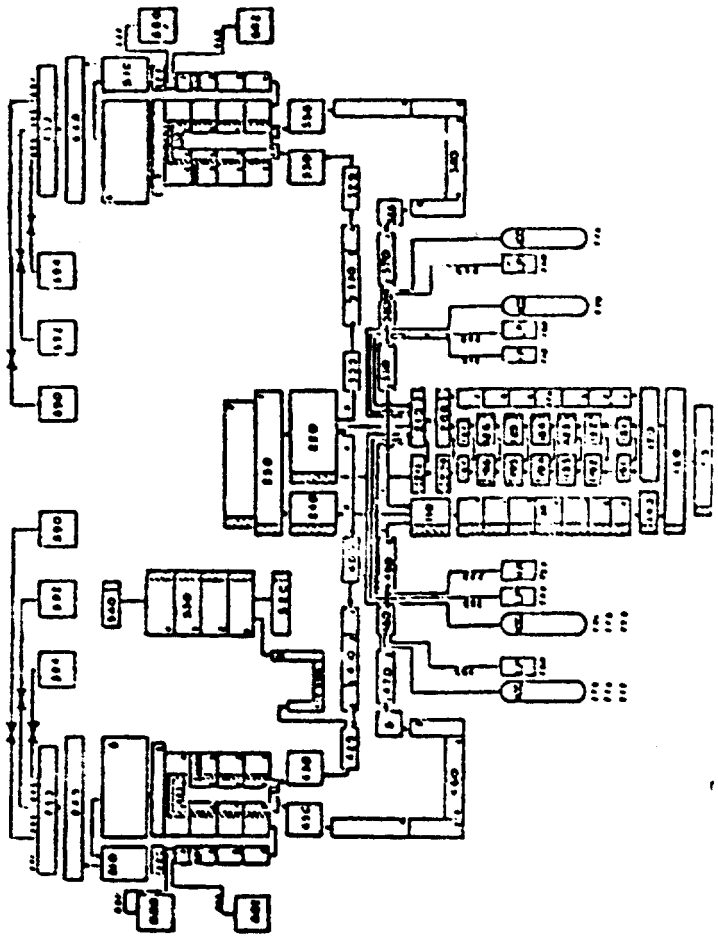
Pode-se concluir que os resultados desse cálculo demonstram a eficiência da atuação do sistema de injeção de segurança, nesse acidente, em promover refrigeração suficiente para as varetas de combustível e impedir o rompimento do revestimento dessas varetas.

OBSERVAÇÃO

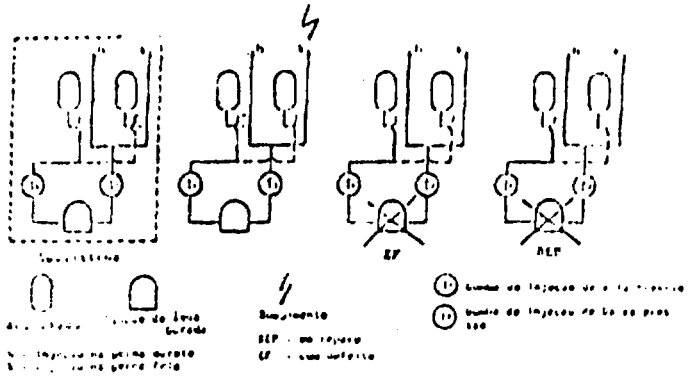
Esse trabalho foi realizado no âmbito do Projeto Conjunto KFA JÜlich-NUCLEARÁS de Pesquisa em Termohidráulica e Segurança de Reatores, do qual participam a NUCLEN e a ENU.

"Tabela 1. Condições de Contorno"

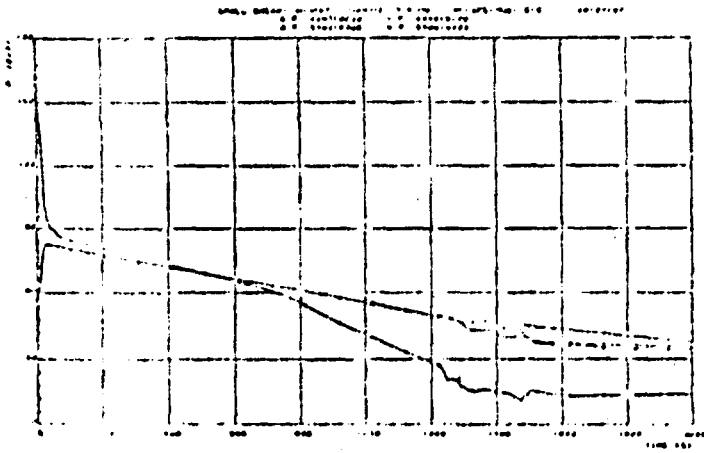
Potência Nuclear	3990,9 MW (106%)
Distribuição Axial de Potência	Cossenoideal
Distribuição Radial de Potência	0,87/1,13
Pressão de Operação	158 bar
Temperatura de Saída do Vaso de Pressão	599,27 K
RESA/TUSA/Perda da Corrente de Emergência	p>132 bar
Desligamento das Bombas	Perda da corrente de emergência
Injeção das Bombas de Alta Pressão	p<110 bar + 35s
Injeção das Bombas de Baixa Pressão	p<10 bar + 40s
Injeção dos Acumuladores	p<26 bar
Disponibilidade do Sistema de Injeção de Segurança	1 Componente em reparo, 1 Componente com defeito
Desligamento do Secundário	p>145 bar
Perda de Fornecimento de Água de Alimentação	Perda da corrente de emergência
Injeção da Água de Alimentação de Emergência	Nível do secundário <5m



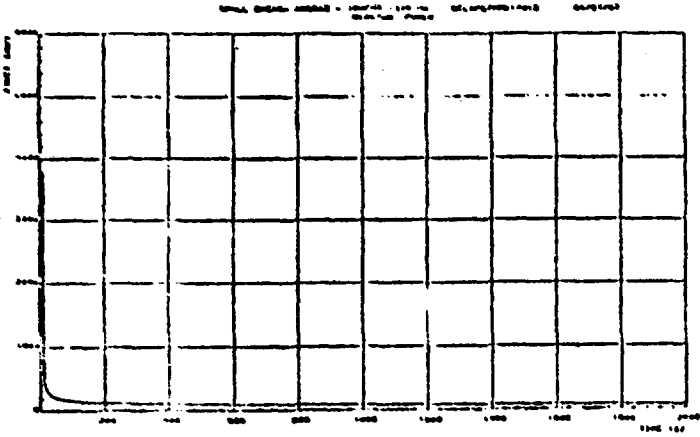
"Figura 1. Modalização de Ingra-2"



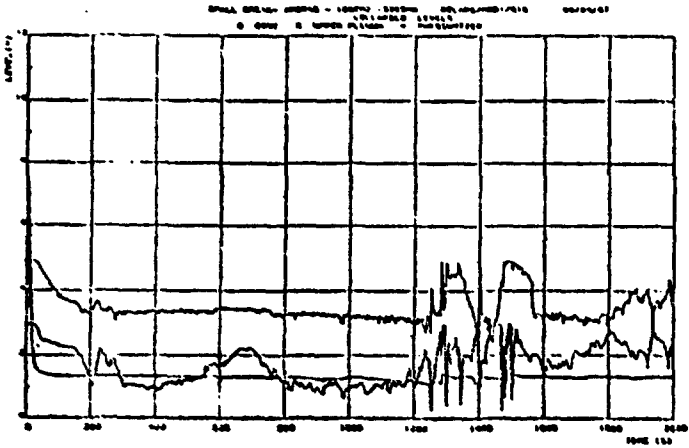
"Figura 2. Disponibilidade do Sistema de Refrigeração de Emergência do Núcleo do Reator"



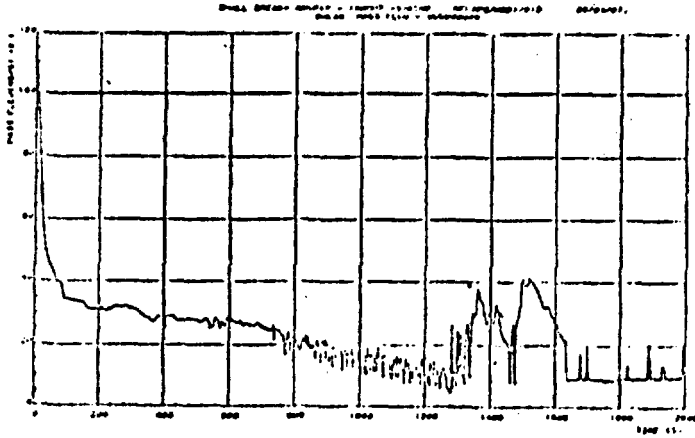
"Figura 3. Variação das Pressões no Primário e no Secundário"



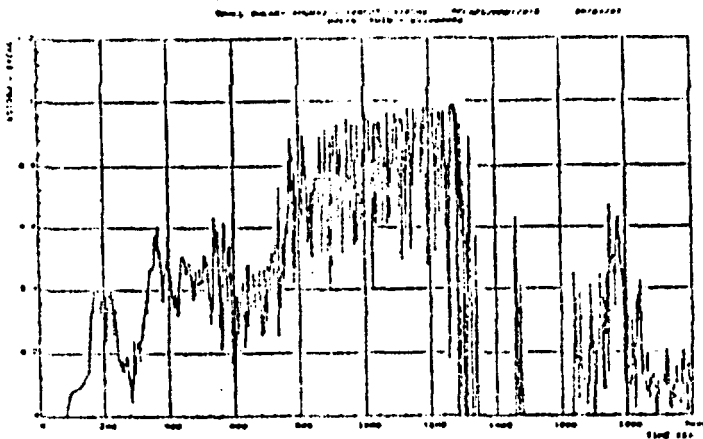
"Figura 4. Potência do Reator"



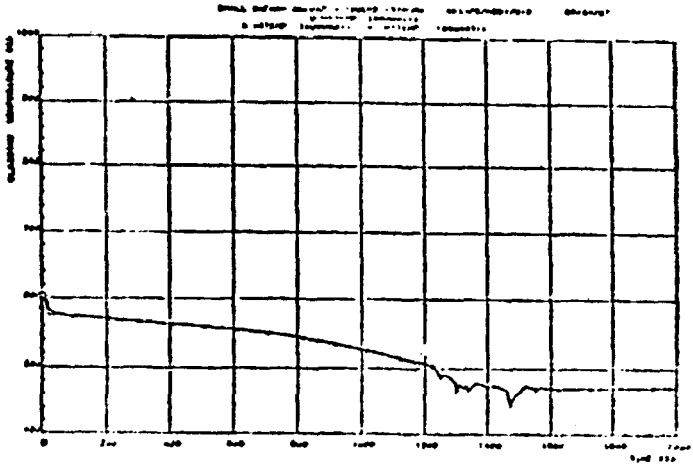
"Figura 5. Variação do Nível de Refrigerante"



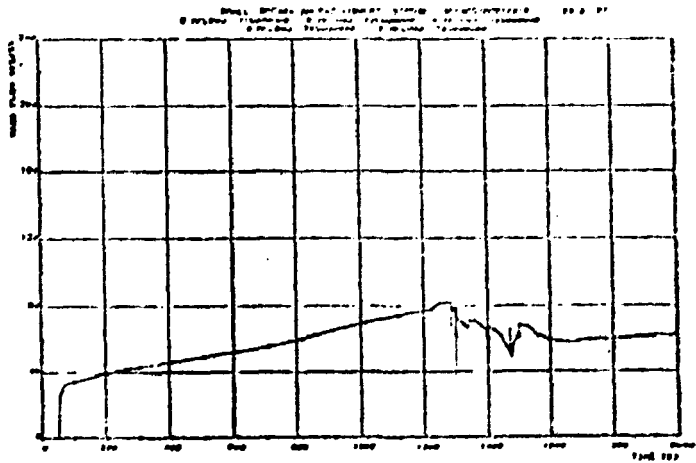
"Figura 6. Variação de Descarga"



"Figura 7. Fração de Vazão da Descarga"



"Figura 8. Temperaturas da Superfície do Revestimento da Vareta Normal na Região Externa do Núcleo (parte inferior)"



"Figura 9. Variações de Injeção das Bombas de Alto e de Baixa Pressão"