

ANÁLISE DE ACIDENTES DE PERDA DE VAZÃO PARA O REATOR IEA-R1m

Roberto N. de Mesquita*, Eduardo L.L. Cabral e Antônio C. I. Rodrigues

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN/SP
Caixa Postal 11049
05422-970, São Paulo, Brasil
* e-mail: rnavarro@net.ipen.br

RESUMO

São analisados os Acidentes de Perda de Vazão para uma possível elevação de potência da operação do reator IEA-R1m, de 2MW para 5MW. Esta análise consiste de uma avaliação qualitativa dos possíveis eventos iniciadores de perda de vazão, de modo a identificar o evento com maior probabilidade de ocorrência e o evento mais limitante. São analisados quantitativamente os eventos denominados perda lenta de vazão e perda brusca de vazão através de simulações dos transientes com a utilização do código PARET. Estas simulações incluem a inversão do sentido do fluxo do refrigerante e a entrada no regime de circulação natural, considerando condições superestimadas de operação do reator visando a utilização em uma análise conservativa dos acidentes postulados. O núcleo foi modelado com um canal quente representando o canal de escoamento com maior potência e um canal médio representando todo o resto. As análises dos resultados obtidos mostram que a segurança do reator não é afetada.

I. INTRODUÇÃO

A análise dos acidentes de perda de vazão é componente importante na avaliação da segurança de operação de reatores de pesquisa. No caso do aumento de potência de operação, modificações características são observadas para os valores limites de ajuste de sistemas de segurança na análise destes acidentes. O código PARET [1] tem demonstrado ser apropriado para este tipo de análise [2] e foi adaptado para a utilização na análise de segurança do possível aumento de potência de operação do reator IEA-R1m. O seu núcleo foi modelado com um canal quente representando o canal de escoamento com maior potência e um canal médio representando o conjunto dos demais canais.

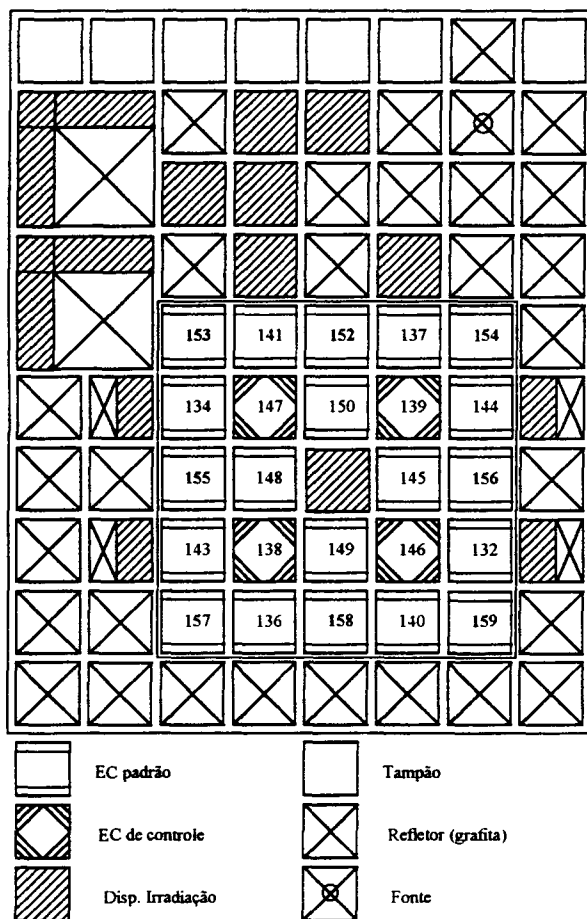
São feitas consecutivamente uma análise qualitativa dos possíveis eventos iniciadores e uma análise quantitativa de dois acidentes característicos: perda lenta de vazão e perda brusca de vazão [2]. A análise quantitativa inclui a simulação da inversão do sentido do fluxo do refrigerante e a consequente entrada no regime de circulação natural. A análise dos resultados é feita através de gráficos dos comportamentos em função do tempo: da potência, vazão, reatividade, temperatura e razão do mínimo fluxo crítico de calor nos principais componentes do núcleo simulado nos respectivos transitórios analisados.

II. MODELAGEM DO NÚCLEO

Modelagem. A simulação do núcleo do reator IEA-R1 foi feita utilizando-se o código PARET. Este código apresenta recursos de cinética-pontual, hidrodinâmica e efeitos térmicos acoplados, que lhe permite calcular consequências de acidentes de inserção de reatividade e perda de vazão em reatores do tipo piscina [2]. O núcleo é representado por regiões, podendo ser dividido em até quatro destas. Cada região é independente, podendo ter diferentes gerações de potência, vazões mássicas do refrigerante, e parâmetros hidráulicos. A transferência de calor nas placas de combustível é calculada com base em uma solução de condução de calor unidimensional, na direção transversal, em cada uma das 21 possíveis seções axiais. A solução hidrodinâmica também é unidimensional, na direção axial, para cada canal em cada instante de tempo. A transferência de calor pode acontecer por convecção natural ou forçada, com ebulição nucleada, de transição ou de filme estável, e o refrigerante pode variar de líquido subresfriado até vapor superaquecido, passando por escoamento em duas fases, além de incluir modelos para calcular inversão de fluxo. Uma descrição do código PARET modificado e uma comparação com os experimentos SPERT I são fornecidos na ref.[3].

Condições e Parâmetros Iniciais. A configuração do núcleo do reator IEA-R1m utilizada na simulação deste acidente apresenta vinte e quatro elementos combustíveis, sendo três

destes elementos de segurança e um de controle. Além destes, existe um elemento de irradiação central ('flux trap'), como mostrado na fig. 1.



(elementos em negro são de $2,3 \text{ gU/cm}^3$)

Figura 1: Configuração do núcleo do reator IEA-R1m com 24 elementos combustíveis (EC's)

Na simulação deste arranjo, o núcleo foi dividido em duas regiões: um canal quente, representado por uma placa combustível com seu canal de resfriamento correspondente, e um canal médio representando todo o restante do núcleo.

As correlações para instabilidade de escoamento e fluxo crítico de calor (DNB) originais do código PARET foram utilizadas, assim como a correlação de Seider-Tate para convecção forçada para o fluido subresfriado e a correlação de McAdams para determinar o início da ebulição, de acordo com o sugerido nas ref. [2] e [3].

O elemento combustível deste reator é constituído por 18 placas combustíveis planas dispostas paralelamente, enquanto os elementos de controle e segurança possuem 12 placas de combustível na região central e duas regiões vazias na extremidade para receber as barras absorvedoras. A placa combustível é do tipo dispersão $\text{U}_3\text{O}_8\text{Al}$ com 19,75% em peso de urânio enriquecido em U_{235} , e revestida

de alumínio. Esta placa foi dividida, na simulação com o código PARET, em seis regiões transversais, sendo três delas no combustível e as outras no encamisamento. A região ativa do núcleo, foi dividida em 20 intervalos axiais, de aproximadamente 30mm cada.

Os principais parâmetros utilizados na simulação são os seguintes:

- Parâmetros Cinéticos do Núcleo: apresentados na Tabela 1:

Tabela 1: Coeficientes de Reatividade e Parâmetros Cinéticos do núcleo de 24 elementos

β_{ef}	0.00763
$\Lambda(\mu\text{s})$	57.90
Doppler (pcm/ $^{\circ}\text{C}$)	-1.93
Vazio (pcm/%vazio)	-235.09
Temperatura do Moderador (pcm/ $^{\circ}\text{C}$)	-13.18
Densidade do Moderador (pcm/ $^{\circ}\text{C}$)	-12.29

- Potência de Operação: 5,5 MW, de forma a considerar 10% de sobrepotência;
- Vazão Volumétrica Inicial de Refrigerante: $0.17037 \text{ m}^3/\text{s} \approx 2700 \text{ gpm}$ (10% menor que a vazão nominal);
- Curva de Perda de Vazão: para a simulação da "perda lenta", foi utilizada a extrapolação de curva experimental da vazão em função do tempo obtida com 2600gpm ($590,46 \text{ m}^3/\text{h}$) [4], enquanto na "perda brusca" foi utilizada uma curva exponencial de constante 1.0s de acordo com a referência [2].

Para o cálculo da potência de decaimento, realizado com o programa ORIGEN [5], foram feitas as seguintes considerações:

- núcleo do reator constituído por 24 elementos combustíveis, sendo 15 elementos com densidade de 1.8 g/cm^3 de urânio no cerne ("meat") e 9 elementos com densidade de $2,3 \text{ g/cm}^3$ de urânio no cerne ("meat");
- regime de operação contínua do reator a 5,0 MW até que fosse atingida a queima de 30% em massa de U-235 nos elementos combustíveis;
- um fator de 10% sobre a curva calculada, para considerar incertezas de modelo e de cálculo;
- influência dos nêutrons atrasados.

Os demais dados de entrada do código foram obtidos de desenhos de projetos e especificações técnicas do reator, já considerando as modificações a serem utilizadas para o aumento de potência deste [6].

III. ANÁLISE QUALITATIVA DE EVENTOS INICIADORES

Perda Lenta de Vazão. Dos possíveis acidentes analisados, um dos mais importantes é o de “parada de bomba do circuito primário”, que se caracteriza por uma diminuição progressiva e lenta da vazão no circuito primário do reator tendo como origem uma falha no funcionamento da bomba deste circuito. Neste evento, haverá uma redução gradual da vazão devido às propriedades inerciais do sistema. Esta redução de vazão se aproxima do acidente caracterizado como “perda lenta de vazão” que é analisado por uma queda exponencial da vazão, com constante de tempo que varia de 10s a 25s [2].

Seqüência de Eventos. Na eventualidade de desligamento inadvertido ou de uma falha da bomba do circuito primário, sem que haja o desligamento imediato do reator, haverá uma queda lenta de vazão que provocará um sinal de desligamento do reator, por perda de vazão, quando esta atingir 90% da vazão nominal.

Foi verificado, a partir de experimentos realizados com o reator IEA-R1m operando a 2MW e com vazão no primário de 590,46 m³/h (2.600 gpm) [4], que a ação do volante de inércia associado à bomba do primário, mantém a vazão no circuito durante 80s, porém 24s após a falha da bomba, ocorre o desacoplamento da válvula de convecção (“header”) do núcleo, ou seja, o núcleo é desconectado da turbulência do circuito primário. Desta forma, pela extrapolação da curva experimental do comportamento da vazão em função do tempo obtida, pode-se estimar que o desacoplamento da válvula de convecção acontecerá (como hipótese mais conservativa) 26,15s após a falha da bomba para uma vazão de 681,3 m³/h (3.000 gpm). Nesta estimativa foi levado em conta que o desacoplamento do “header” ocorre quando a vazão no primário atinge o valor de 483 gpm (medido para a operação com vazão de 2.600gpm). O desacoplamento ocasiona uma queda repentina da vazão e a conseqüente inversão no sentido da mesma, caracterizando assim, a passagem do regime de circulação forçada, em sentido descendente, para o chamado regime de circulação natural, com sentido ascendente.

Nesta simulação será considerado um transitório com duração de 59s após a falha da bomba, que incluirá o “scram” do reator e a inversão de fluxo na vazão do circuito primário.

Perda Brusca de Vazão. Outro acidente importante a ser analisado é o “travamento do eixo da bomba do primário”. Pode ser causado por falhas mecânicas tais como, ruptura do rotor, ruptura do eixo da bomba ou falha do mancal. A probabilidade de ocorrência deste tipo de evento é minimizada, principalmente devido à presença do Sistema de Monitoração de Vibração das bombas de circulação do primário, que está em fase de implantação [7]. Este sistema é capaz de detectar pequenas falhas nos componentes rotativos das bombas, antes que estas se propaguem e causem danos mais severos.

Este acidente se aproxima do acidente “perda brusca de vazão” que é analisado por uma queda

exponencial da vazão, com constante de tempo que varia de 1s a 5s [2], sendo o mais grave do grupo de perda de vazão a menos dos eventos que levam a um bloqueio de canal de resfriamento do núcleo. Desta forma, as conseqüências deste evento são semelhantes às conseqüências dos eventos de perda de alimentação elétrica externa com falha do sistema de distribuição elétrica vital, sendo mais críticas por acontecerem em um intervalo de tempo menor.

Seqüência de Eventos. No caso de ocorrer um travamento da bomba de circulação do circuito primário, haverá uma súbita redução da vazão pelo núcleo do reator. Após alguns segundos do início do acidente ocorre a inversão no sentido da mesma, caracterizando a passagem do regime de circulação forçada, em sentido descendente, para o regime de circulação natural, com sentido ascendente.

O desligamento do reator será comandado por um sinal de baixa vazão no primário, acionado quando a vazão atingir 90% da vazão nominal.

Nesta simulação será considerado um transitório com duração de 29s após a falha da bomba, que incluirá o “scram” do reator e a inversão de fluxo na vazão do circuito primário.

IV. RESULTADOS E ANÁLISE QUANTITATIVA DA PERDA LENTA DE VAZÃO

Resultados. A figura 2 mostra a potência e vazão relativas em função do tempo, obtidos na simulação do acidente proposto.

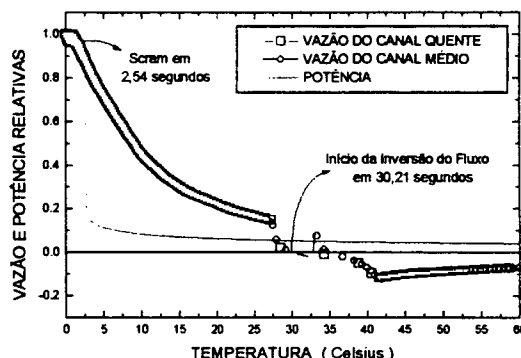


Figura 2. Comportamento da potência e da vazão normalizados

Foi simulado um tempo de 1,0s em regime estacionário antes da parada da bomba, sendo o transitório considerado a partir deste instante. Até os 27,15s a vazão é baseada na curva extrapolada da perda de vazão experimental citada no item anterior, quando ocorre o desacoplamento da válvula de convecção. Aos 1,91s ocorre o sinal de desligamento por baixa vazão (“Low Flow Trip”) e aos 2,54s começa o desligamento do reator (“Scram”). Neste instante ocorre uma queda brusca da potência com a conseqüente queda das temperaturas no núcleo (figs. 3,4 e 5).

Estas temperaturas ficam na faixa de 40 a 55°C já a partir do terceiro segundo de transitório, com uma lenta elevação até o desacoplamento. A inversão do fluxo ocorre aos 30,21s. ou seja, 2,06s após o desacoplamento. Nestes primeiros 30s de transitório fica caracterizado um regime de circulação forçada com temperaturas no núcleo (saída do refrigerante, superfície do encamisamento e linha central do combustível) em torno de 10 a 30 °C abaixo dos valores para o regime estacionário. Aos 38,36s observa-se o pico de temperatura no centro do combustível do canal quente, com 105,51 °C (fig. 3).

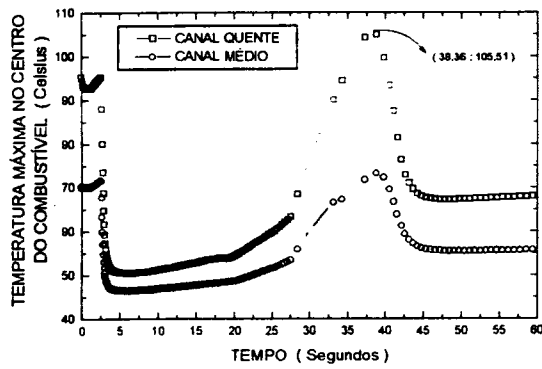


Figura 3. Comportamento da temperatura na linha central do combustível

A superfície do encamisamento atinge a temperatura máxima de 105,31 °C em 38,07s (fig. 4). Observa-se que estas temperaturas são bastante inferiores aos limites de segurança associados às temperaturas de fusão nos materiais envolvidos.

A temperatura de saída do refrigerante, cujo valor máximo é de 89,37°C (fig. 5), está abaixo da temperatura de saturação, de cerca de 125 °C. Este pico ocorre no mesmo instante (39,33s) em que a Razão do Mínimo Fluxo Crítico de Calor atinge seu menor valor (65,0) no Canal Quente, como pode ser observado na fig. 6.

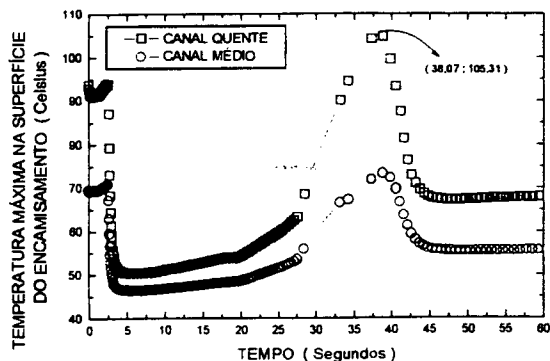


Figura 4. Comportamento da temperatura na superfície do encamisamento do combustível.

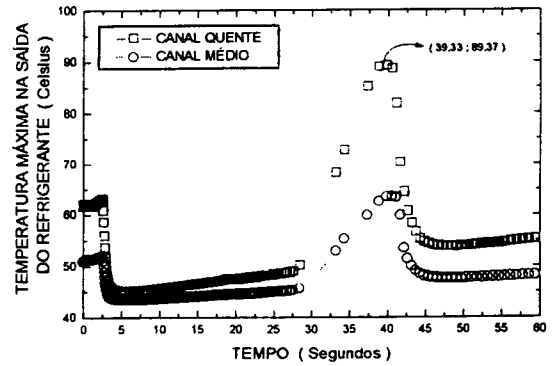


Figura 5 - Comportamento da temperatura máxima do refrigerante

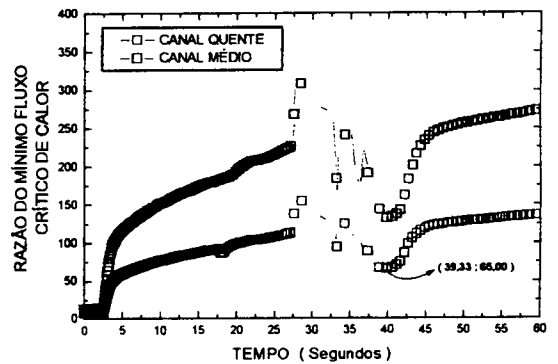


Figura 6. - Comportamento da razão do mínimo fluxo crítico de calor

Dos 30s aos 60s do transitório considerado, fica caracterizado um regime de circulação natural. Nos primeiros dez segundos deste regime ocorrem os picos de temperatura, como consequência da inversão do sentido da vazão. Após os 35s as temperaturas do núcleo atingem valores em torno de 45°C a 70°C até o final do transitório.

Um resumo dos valores representativos do comportamento do núcleo obtidos nesta simulação é fornecido na tabela 2.

Tabela 2. Sumário dos resultados da simulação do transitório de parada de bomba do circuito primário.

Temperaturas de Pico	Canal Quente Temperatura, Tempo (°C, s)	Canal Médio Temperatura, Tempo (°C, s)
Linha central do combustível	105,51 (38,36)	73,32 (38,89)
Superfície do Encamisamento	105,31 (38,07)	73,28 (39,89)
Saída do Refrigerante	89,37 (39,33)	63,58 (40,04)

V. RESULTADOS E ANÁLISE QUANTITATIVA DA PERDA BRUSCA DE VAZÃO

Resultados. A figura 7 mostra a potência e vazão normalizados em função do tempo, obtidos na simulação do acidente proposto.

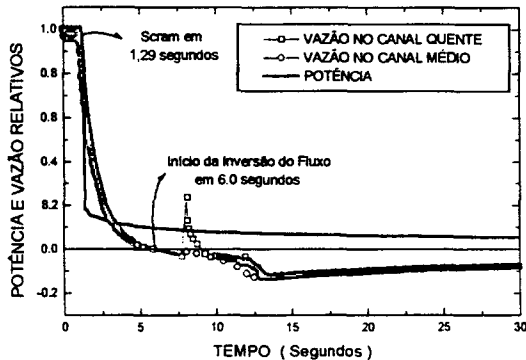


Figura 7. Comportamento da potência e da vazão normalizados

Antes do travamento da bomba foi simulado um regime estacionário de 1.0s, sendo o transitório considerado a partir deste instante. Até 13,5s a vazão é baseada na curva característica da perda brusca de vazão (exponencial com constante de tempo de 1.0s):

Aos 1.10s ocorre o sinal de desligamento por baixa vazão ("low flow trip") e aos 1,3 s começa o desligamento do reator ("scram"). Neste instante ocorre uma queda brusca da potência com a consequente queda das temperaturas no núcleo como mostrado nas figuras 8.9 e 10. Estas temperaturas ficam na faixa de 45°C a 65°C, a partir de 1,5s do início do transitório até cerca de 11.5s, quando se inicia uma rápida elevação, que leva à ocorrência dos picos de temperatura. A inversão do fluxo ocorre aos 6.0s. Nestes primeiros 6.0s de transitório fica caracterizado um regime de circulação forçada com vazão decrescente e com temperaturas no núcleo (saída do refrigerante, superfície do encamisamento e linha central do combustível) em torno de 10° C a 30° C abaixo dos valores para o regime estacionário. Em cerca de 12s observa-se o pico de temperatura na linha central do combustível do canal quente, com um valor de 124.4°C (fig.8). A superfície do encamisamento atinge a temperatura máxima de 124.3°C em cerca de 11.5s (fig.9).

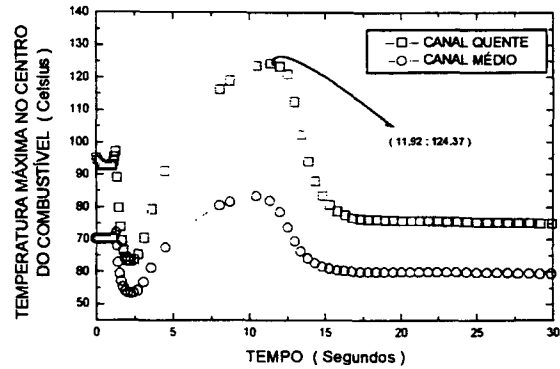


Figura 8. Comportamento da temperatura máxima na linha central do combustível.

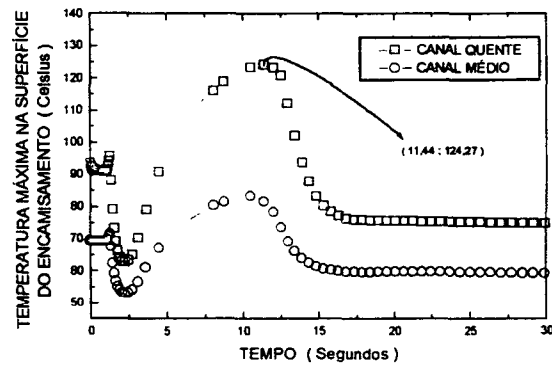


Figura 9. Comportamento da temperatura máxima na superfície do encamisamento do combustível.

Observa-se que estas temperaturas são bastante inferiores aos limites de segurança associados às temperaturas de fusão nos materiais envolvidos. A temperatura de saída do refrigerante atinge o valor máximo de 102,5°C em cerca de 12.5s (fig.10), que está abaixo da temperatura de saturação (cerca de 129°C). A Razão do Mínimo Fluxo Crítico de Calor atinge seu valor mínimo (14,4) no canal quente em cerca de 8s (fig.11).

VI. CONCLUSÃO

Podemos concluir a partir dos resultados obtidos nas análises dos principais acidentes considerados, que estes eventos não causam nenhum tipo de dano ao núcleo ou à instalação. Assim, pode-se garantir que as suas consequências não afetarão a segurança do reator IEA-R1m numa possível elevação da potência de operação para 5MW.

REFERÊNCIAS

- [1] Obenchain, C.F., **PARET - A Program for the Analysis of Reactor Transients**, IDO-17282 (1969).
- [2] Matos, J.E., Pennington, E.M., Freese, K.E., Woodruff, W.L., **Safety-Related Benchmark Calculations For MTR-Type Reactors With HEU, MEU and LEU Fuels**. Research Reactor Core Conversion Guidebook.. Volume3: Analytical Verification, 1992 (IAEA-TECDOC-643).
- [3] Woodruff W.L., **A Kinetics and Thermal-Hydraulics Capability for the Analysis of Research Reactors**. Nuclear Technology, 64, 196 (1984).
- [4] Umbehaun, P.E., E Bastos J.L.F., **Análise Termo-hidráulica do IEA-R1 a 5MW**. DOC nº RELT.003.R01. PSI.REN.IEA-R1.002, IPEN, Abril 1996.
- [5] Croff, A.G., **ORIGEN-2, Isotope Generation and Depletion Code**, ORNL/TM-7175, July 1980.
- [6] Mesquita, R.N. de, Rodrigues, A.C.I. DOC nº RELT.003.R00. PSI.RAS.IEA-R1.001, IPEN, Junho 1997.
- [7] Brüel & Kjaer, **Compass Machine Monitoring System type 3540 - System Overview**, Technical Documentation, Nov. 1994.

ABSTRACT

This paper analyses the possible loss-of-flow accidents in the IEA-R1m reactor operation at 5MW. First a qualitative analysis of the initiate events is performed to identify the possible causes and the most probable and the limiting events of loss-of-flow. Two cases are simulated with a modified version of the PARET code: a slow loss-of-flow and a fast loss-of-flow. The slow loss-of-flow characterizes a loss of electrical power to the primary pump and the fast loss-of-flow is typical of a catastrophic primary pump mechanical failure. In order to perform a conservative analyses over-estimated initial conditions are used. The simulations include the inversion of the coolant flux and the natural circulation phase. The results indicate that no damage occurs in the reactor core.

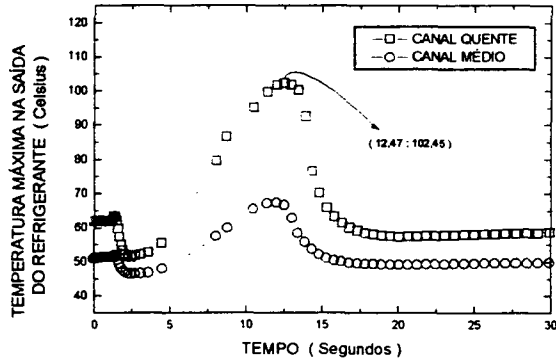


Figura 10. Comportamento da temperatura máxima na saída do refrigerante.

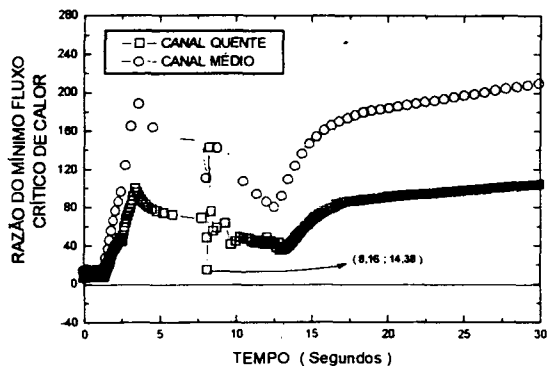


Figura 11. Comportamento do mínimo fluxo crítico de calor.

Dos 10s aos 30s fica caracterizado um regime de circulação natural. Nos primeiros segundos deste regime ocorrem os picos de temperatura, como consequência da inversão do sentido da vazão. Nos dez segundos finais do transitório, as temperaturas do núcleo atingem valores em torno de 50 a 80 °C.

Um resumo dos valores representativos do comportamento do núcleo obtidos nesta simulação é fornecido na tabela 3.

Tabela 3. Sumário dos resultados da simulação do transitório de travamento de bomba do circuito primário.

TEMPERATURAS DE PICO	Canal Quente Temperatura, Tempo (°C, s)	Canal Médio Temperatura , Tempo (°C, s)
Linha central do combustível	124,4 (12,0)	83,5 (10,3)
Superfície do Encamisamento	124,3 (11,5)	83,4 (10,3)
Saída do Refrigerante	102,5 (12,5)	67,3 (12,0)