

Modelagem do Núcleo do Reator IEA-R1 com o código RELAP5

**Ricardo Takeshi Vieira da Rocha¹, Delvonei Alves de Andrade², Gaianê Sabundjian²,
Antonio Belchior Junior¹, Pedro Ernesto Umbehaun², Walmir Maximo Torres²**

¹ Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP)
Av. Prof. Lineu Prestes, 2468
05508-000 São Paulo, SP
rtvrocha@terra.com.br

² Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN / CNEN - SP)
Av. Prof. Lineu Prestes 2242
05508-000 São Paulo, SP
delvonei@ipen.br

RESUMO

Neste trabalho apresenta-se uma modelagem preliminar para o núcleo do reator IEA-R1 com o código RELAP5. A distribuição de potência é fornecida pelo código de neutrônica CITATION. O principal objetivo é modelar o núcleo do reator IEA-R1 e validar a modelagem proposta através da comparação dos resultados com os de outros códigos tais como o PARET e o COBRA, que foram utilizados na elaboração do capítulo de análise de acidentes do Relatório de Análise de Segurança (RAS) desta planta. Apresentam-se cálculos preliminares para algumas simulações através de componentes do tipo dependentes do tempo, os quais são utilizados para simular as condições de contorno da planta. Os resultados preliminares são comparados aos disponíveis para o reator IEA-R1. Este trabalho terá continuidade através da modelagem de toda a planta. Posteriormente serão realizadas análises de vários transientes e acidentes onde a eficiência da atuação do Sistema de Resfriamento de Emergência será analisada a fim de verificar o seu funcionamento em desempenhar sua função, como previsto pelo projeto, para preservar a integridade do núcleo do reator e garantir o seu resfriamento.

1. INTRODUÇÃO

O IEA-R1 é um reator de pesquisas tipo piscina constituído basicamente, por elementos combustíveis, elementos combustíveis de controle, irradiadores e refletores, Figura 1. Todos os elementos e refletores são encaixados verticalmente em furos de uma placa matriz montada dentro de uma piscina de água desmineralizada.

A refrigeração do núcleo é feita por meio da circulação forçada de água que se dá no sentido descendente, promovida pela bomba principal do circuito de resfriamento primário. Esta água, após passar pelo núcleo, é resfriada num trocador de calor, retornando na parte inferior da piscina através de um distribuidor, de acordo com a Figura 2.

O reator IEA-R1 opera com as seguintes condições:

Potência : 5 MW

Temperatura máxima de entrada no núcleo: 40 °C

Pressão de operação: atmosférica (reator de piscina aberto)

Vazão da bomba de circulação de refrigerante: 681,4 m³/h (3000gpm)

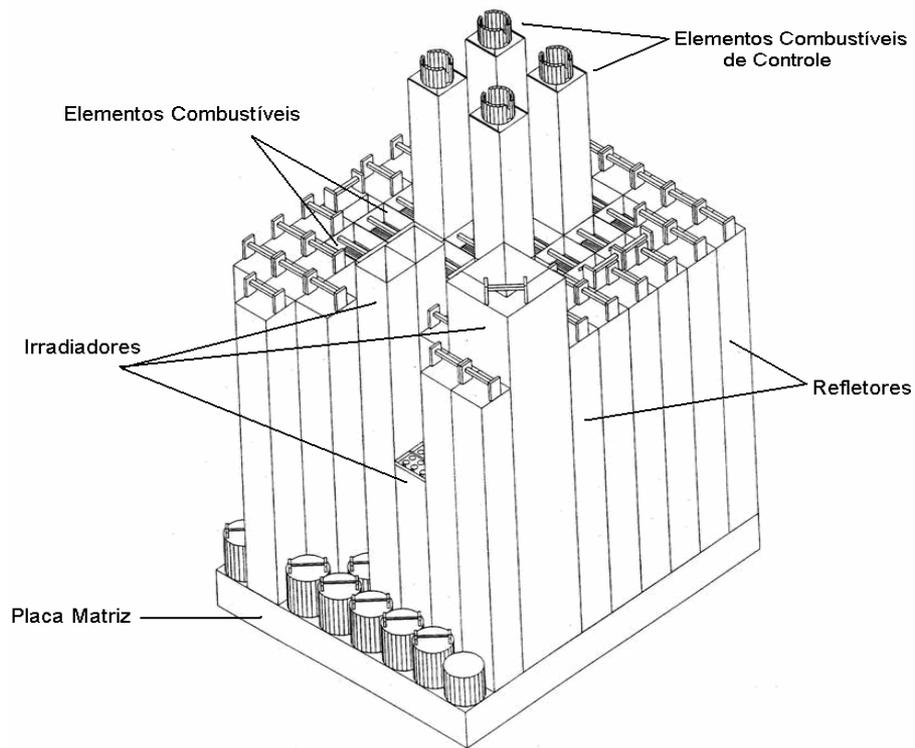


Figura 1 – Arranjo do núcleo do Reator IEA-R1

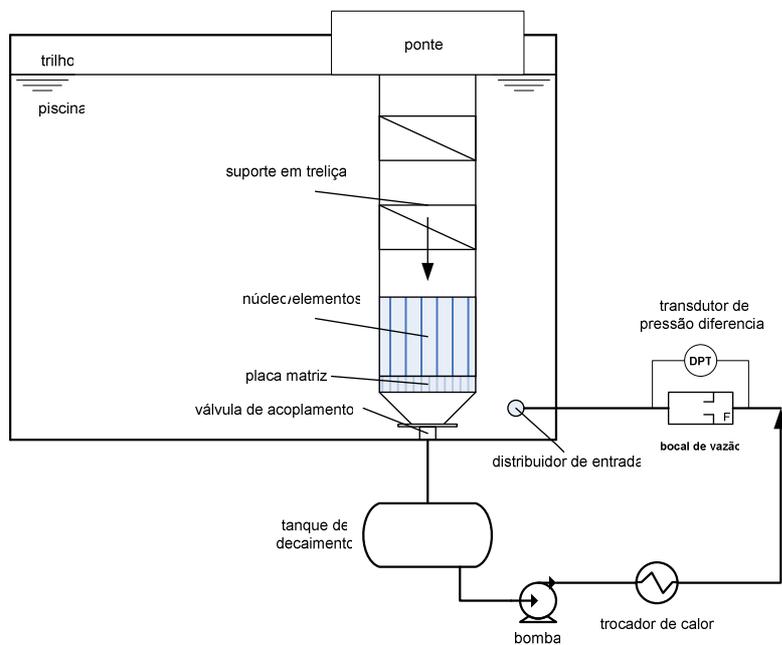


Figura 2 – Esquema do circuito primário do Reator IEA-R1

Os elementos combustíveis são do tipo MTR (“Material Testing Reactors”). Cada elemento possui 18 placas combustíveis fixadas por duas placas suportes laterais, formando 17 canais internos fechados e independentes, conforme indica a Figura 3.

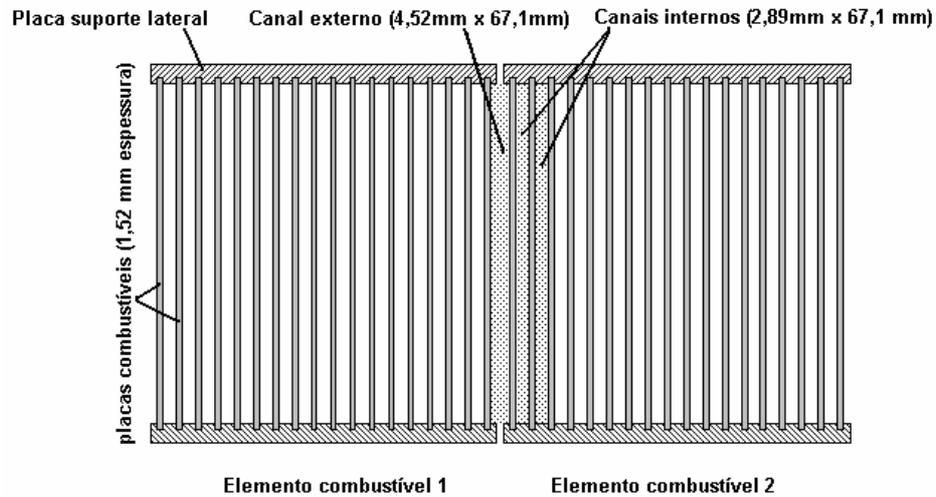


Figura 3 – Seção Típica de Dois Elementos Combustíveis Adjacentes do IEA-R1

A face externa das placas combustíveis laterais é resfriada pela vazão que passa através dos canais formados entre elementos combustíveis, a qual não se consegue determinar com facilidade, pois estes canais são abertos, nos quais há escoamento transverso.

2. MODELAGEM DO NÚCLEO DO IEA-R1

O modelo do núcleo do reator IEA-R1 para a simulação com o RELAP5[1] consiste basicamente de três componentes (110, 120, 130), conforme mostra a Figura 4, para a análise dos diferentes tipos de canais de escoamento encontrados no núcleo.

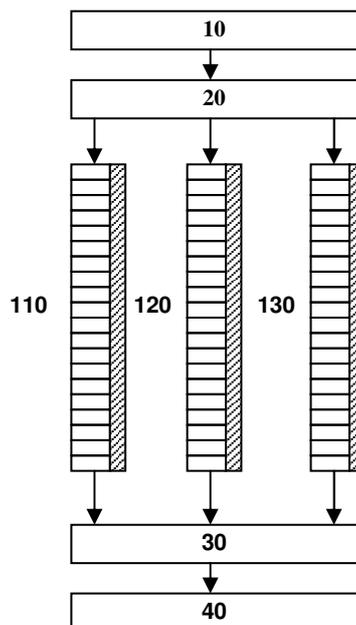


Figura 4 – Nodalização do Núcleo do Reator IEA-R1

O componente 110 abrange os canais internos formados entre as placas de cada elemento combustível, além dos canais internos dos elementos combustíveis de controle.

Os canais abertos existentes entre as placas combustíveis laterais de elementos combustíveis adjacentes são abordados pelo componente 120, que permite a análise com diferentes vazões de resfriamento.

O modelo possui um componente específico (130), que representa o canal quente. A verificação do limite de segurança é feita através da temperatura máxima da superfície das placas combustíveis. Para o IEA-R1, esta verificação é muito importante devido ao aumento da taxa de corrosão, caso esta temperatura ultrapasse o valor limite de projeto.

Para a definição das condições de contorno de operação do núcleo são incorporados ao modelo componentes do tipo dependentes do tempo, onde são fornecidas as condições operacionais ao longo do tempo.

A distribuição de potência gerada no núcleo do reator é fornecida pelo código CITATION[2], para uma configuração específica do núcleo. A Figura 5 apresenta uma configuração típica do núcleo a título de ilustração.

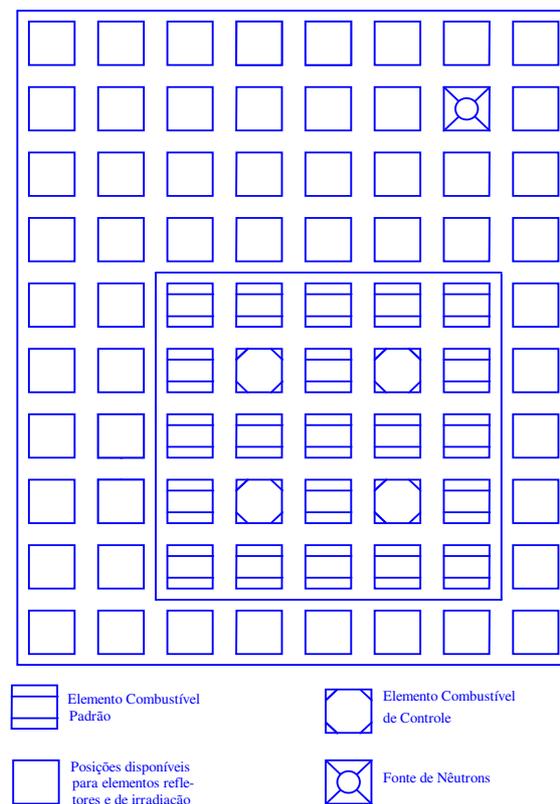


Figura 5 – Configuração típica do núcleo

3. RESULTADOS

Os resultados obtidos para a condição nominal de operação foram comparados com a referência Umbehaun[3] que utilizou os códigos PARET[4] e COBRA[5] para a análise

termo-hidráulica do núcleo do IEA-R1. As curvas obtidas se apresentam de maneira bastante similar, indicando que o modelo proposto neste trabalho está adequado.

Para analisar o comportamento do núcleo do reator utilizando o modelo proposto, num evento de parada de bomba, foi simulado um transiente de redução de vazão, Figura 6. Este transiente pode ser provocado por uma falha na bomba do circuito primário do reator IEA-R1. Esta falha pode ser ocasionada por dois eventos distintos: perda do fornecimento de energia elétrica à bomba, ou falha do motor elétrico da bomba.

No caso de uma parada de bomba, a vazão no circuito primário irá diminuir progressivamente. Quando a vazão atingir 90% da vazão nominal, detectada pelo sensor de vazão no circuito primário ou pela diferença de pressão no núcleo, o reator será automaticamente desligado pelo Sistema de Proteção. O tempo máximo de queda das barras de controle é cerca de 1 segundo, a partir do sinal de desligamento até o início do trecho de amortecimento da barra na base do núcleo.

Já foi verificado experimentalmente, que a bomba de circulação do circuito primário continua em funcionamento, com rotação decrescente, por 80 segundos, após o início da perda de alimentação, devido à atuação do volante de inércia acoplado ao eixo da mesma. No entanto, verifica-se que ocorre o desacoplamento da válvula de acoplamento aos 24 segundos do início do evento, ocorrendo a partir de então, o resfriamento do núcleo por circulação natural, fenômeno não simulado neste trabalho.

Após o desligamento do reator o fluxo de calor gerado no núcleo cai para aproximadamente 8% da potência nominal. Este calor residual é devido ao decaimento dos produtos de fissão e para o reator IEA-R1 apresenta a evolução temporal mostrada na Figura 7. O intervalo de tempo entre a perda de energia na bomba e o desligamento do reator é de cerca de 0,7 segundos. Para esta simulação considerou-se um intervalo de tempo de 1,4 segundos, o que equivale dizer que durante o primeiro segundo do transiente analisado temos uma vazão decrescente e uma potência dissipada no núcleo igual a 5 MW.

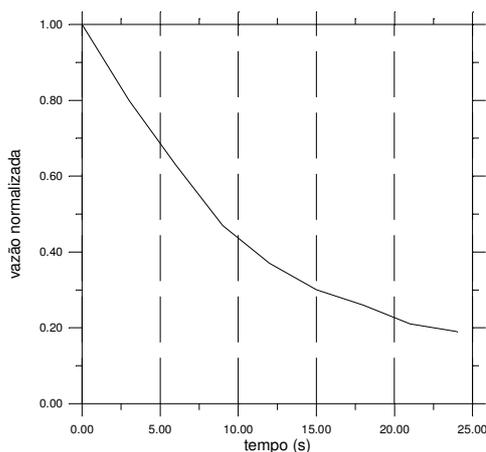


Figura 6 – Vazão normalizada do refrigerante

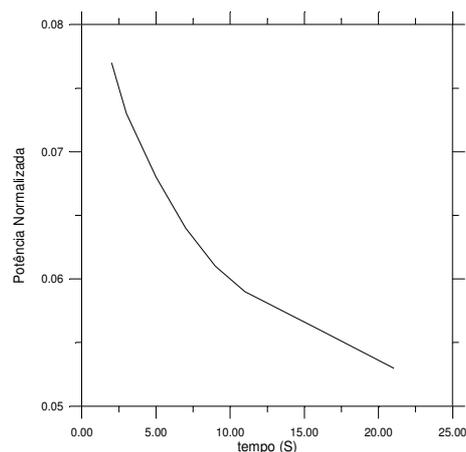


Figura 7 – Potência Normalizada após o Desligamento do Reator

Para verificação do modelo proposto simulou-se a condição de regime permanente partindo-se do reator com potência zero, a frio, e à temperatura ambiente. Depois de 10 s com o reator nestas condições forneceu-se a potência nominal, 5 MW, Figura 8. O transiente de parada de bomba é iniciado a 310 s de simulação, o qual é representado pela perda de vazão mostrada na Figura 9 de parada de bomba. Utilizaram-se componentes específicos para o código RELAP para fornecer as condições de contorno do problema.

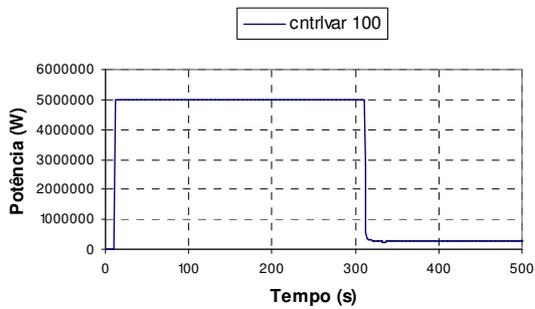


Figura 8 – Potência térmica do Reator

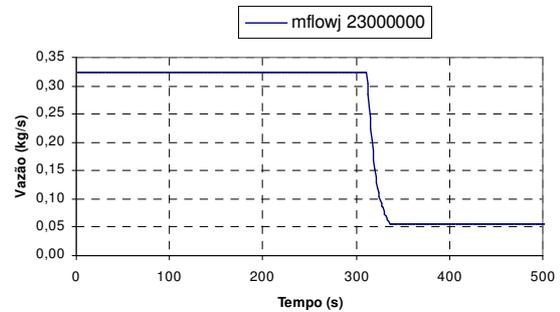


Figura 9 – Vazão do refrigerante no canal quente

A Figura 10 mostra a evolução temporal da temperatura da superfície da placa combustível do canal quente, em comparação com os resultados obtidos por Umbehaun com o PARET. A máxima temperatura ocorre a 150 mm da saída do canal, e 1 s após o início do transiente atinge seu maior valor (81,7 °C) devido à queda de vazão com o fornecimento de potência. No entanto, esta máxima temperatura está abaixo do valor limite de projeto, 95 °C. Observa-se que, após o desligamento do reator, a temperatura do revestimento diminui até seu valor mínimo, voltando a aumentar devido ao calor de decaimento e diminuição da vazão de refrigerante.

A Figura 11 apresenta a temperatura de saída do refrigerante no canal quente. Para ambas as simulações a temperatura de entrada do núcleo é 38 °C. Pode-se observar uma boa concordância dos resultados em comparação com os valores obtidos com o PARET, utilizado na referência [3].

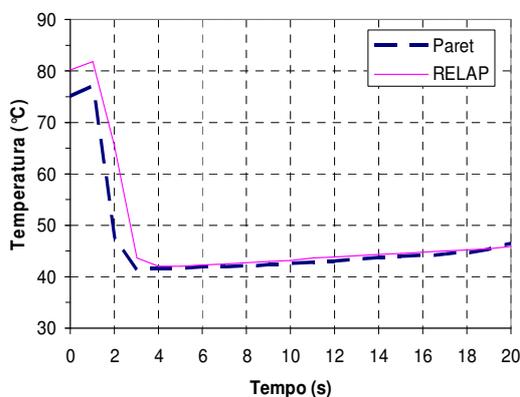


Figura 10 – Temperatura da superfície da placa combustível do canal quente

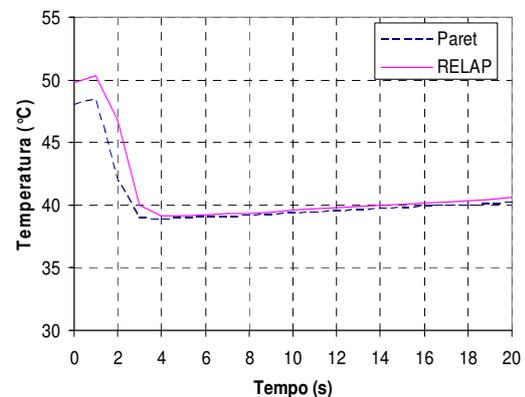


Figura 11 – Temperatura de saída do refrigerante para o canal quente

4. COMENTÁRIOS E CONCLUSÕES

A Figura 8 mostra o comportamento da potência térmica do reator para a simulação descrita no presente trabalho. Observa-se que a parte da curva referente ao desligamento do reator está de acordo com a condição imposta representada pela Figura 7.

A Figura 9 mostra o comportamento da vazão de refrigerante do canal quente, fornecida pelo modelo, cuja forma é a da Figura 6, a qual apresenta a curva de vazão normalizada do refrigerante do reator no caso de um transiente de parada de bomba.

Observa-se a evolução temporal da temperatura da superfície da placa combustível do canal quente na Figura 10. A forma desta curva é similar àquela apresentada na referência [3], inclusive os intervalos de tempo para os quais ocorrem os picos de temperatura. Nota-se entretanto, que a magnitude do pico de temperatura calculado no presente trabalho apresenta-se ligeiramente superior. Tal fato atribui-se basicamente à diferente configuração do núcleo, com conseqüente variação na distribuição de potência utilizada por Umbehaun na simulação com o código PARET. No entanto, a temperatura máxima da superfície da placa combustível atingida durante o transiente está abaixo do valor limite de projeto, 95 °C.

A máxima temperatura de saída do refrigerante, que ocorre no canal quente, apresenta o mesmo comportamento em comparação com os resultados obtidos com o PARET, como pode ser verificado na Figura 11.

Foi desenvolvido um modelo para o núcleo do reator IEA-R1 considerando basicamente três canais de escoamento. Os resultados obtidos com este modelo indicam que o mesmo é adequado para simulação do transiente aqui apresentado.

Este trabalho preliminar encontra-se em desenvolvimento e os demais sistemas do reator IEA-R1 serão implementados.

REFERÊNCIAS

1. The Relap5 Development Team, "RELAP5/Mod3 Code Manual", *NUREG/CR-5535 Report, vols. 1-5*, Idaho National Engineering Laboratory, August (1995).
2. Fowler, T. B.; Vondy, D. R.; Cunningham, G. W., "Nuclear reactor core analysis code: CITATION", *ORNL-TM-2496, Rev. 2, Suppl 3.*, Oak Ridge National Laboratory, July (1972).
3. Umbehaun, P. E.; "Metodologia para Análise Termo-Hidráulica de Reatores de Pesquisa Tipo Piscina com Combustível Tipo Placa", *Dissertação de Mestrado*, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN, (2000).
4. Obenchain, C. F., "Paret – A Program for the Analysis of Reactor Transients", *IDO 17282*, Idaho National Engineering Laboratory, (1969).
5. Woodruff, W. L., "COBRA-3C/RERTR" *A Thermal-hydraulic Sub-channel Code with Low Pressure Capabilities and Supplement*, Argonne National Laboratory (1983).