
Análise de temperaturas em um elemento combustível do reator de pesquisas IEA-R1 durante evento de perda lenta de vazão com RELAP
RELAP Temperature analysis of a fuel element in the IEA-R1 research reactor during a slow loss of flow

Rogério Carvalho de Campos

ORCID: <https://orcid.org/0009-0006-1491-4438>
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Brasil
E-mail: rogerio.carvalho.campos@usp.br

Antônio Belchior Júnior

ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-3023-9074>
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Brasil
E-mail: abelchior@ipen.br

Humberto Vitor Soares

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-7272-9026>
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Brasil
E-mail: humberto.v@ipen.br

Pedro Ernesto Umbehaun

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-2887-0759>
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Brasil
E-mail: umbehaun@ipen.br

Walmir Máximo Torres

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-7897-4783>
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Brasil
E-mail: wmtorres@ipen.br

Delvonei Alves de Andrade

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6689-3011>
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, Brasil
E-mail: delvonei@ipen.br

RESUMO

O código RELAP (*Reactor Excursion and Leak Analysis Program*) é amplamente utilizado para realizar análises de acidentes em reatores nucleares de potência ou de pesquisa. O presente trabalho apresenta uma simulação do transiente de perda lenta de vazão no núcleo do reator a partir de um modelo com RELAP para o reator de pesquisas IEA-R1 contemplando a piscina, o núcleo do reator, toda tubulação e válvulas do circuito primário, o tanque de decaimento, bomba de circulação principal, trocador de calor e tubulação de retorno à piscina. A modelagem proposta conseguiu representar toda a fenomenologia do acidente, ou seja, o comportamento das temperaturas desde o início da perda de vazão, desligamento do reator, seguida da abertura da válvula de circulação natural até a reversão da direção do escoamento no núcleo do reator. A comparação com resultados experimentais mostrou diferenças de temperaturas de 2,3°C para o fluido e de até 4°C para o revestimento.

Palavras-chave: Reator Nuclear de Pesquisa IEA-R1, RELAP, Acidente de perda lenta de vazão.

ABSTRACT

The RELAP code (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) is widely used to perform accident analyses in power or research nuclear reactors. This paper presents a simulation of the slow loss of flow transient in the research reactor IEA-R1 core using a RELAP model. It includes the pool, reactor core, all primary circuit pipes and valves, decay tank, main circulation pump, heat exchanger, and return pipe to the pool. The proposed modeling successfully captured the entire accident phenomenology, the behavior of temperatures from the beginning of flow loss, reactor shutdown, followed by the opening of the natural circulation valve until the reversal of flow direction in the reactor core. Comparison with experimental results showed temperature differences of 2.3°C for the fluid and up to 4°C for the cladding.

Keywords: IEA-R1 Nuclear Research Reactor, RELAP, Slow Loss of Flow Accident (SLOFA).

INTRODUÇÃO

A maioria dos códigos de análises de acidentes, como RELAP, TRAC, ATHLET, CATHARE, entre outros, realizam análises realistas (“*best estimate*”) e são adotados para demonstrar a segurança de reatores nucleares refrigerados a água com base em condições de transientes operacionais e de acidentes de base de projeto. O termo “*best estimate*” é usado no sentido de “o mais realista possível”, ou seja, os modelos aplicados aos códigos tentam prever a resposta realista do sistema do reator para um determinado evento (AKSAN, N., D’AURIA, F. e GLAESER, H., 2018).

Estes códigos foram desenvolvidos para simular acidentes e transientes em reatores refrigerados a água leve do tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) e sistemas associados, e para atender a demanda de trabalhos na área de licenciamento de instalações nucleares. No Brasil, o código RELAP é a ferramenta oficial utilizada pelo órgão licenciador brasileiro CNEN (Comissão Nacional de Energia Nuclear), por este motivo ela é vastamente utilizada no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN) para análises de transientes (SABUNDJIAN, G. e ANDRADE, D. A., 2002; ANDRADE, D. A. et al., 2001; ROCHA, M. S. et al., 2012; BELCHIOR Jr., A. et al., 2011).

A despeito de sua vasta utilização em reatores PWR, o código RELAP está em constante desenvolvimento e validação para aplicações de análises de segurança de reatores nucleares de pesquisa (HAMIDOUCHE, T., BOUSBIA-SALAH, A., 2006; HAMIDOUCHE, T., BOUSBIA-SALAH, A., KHIDER, S., D’AURIA, F., 2008; OMAR, H., GHAZI, N., ALHABIT, F., HAINOUN, A., 2010). Este trabalho apresenta a aplicação do código no reator de pesquisa do tipo piscina IEA-R1.

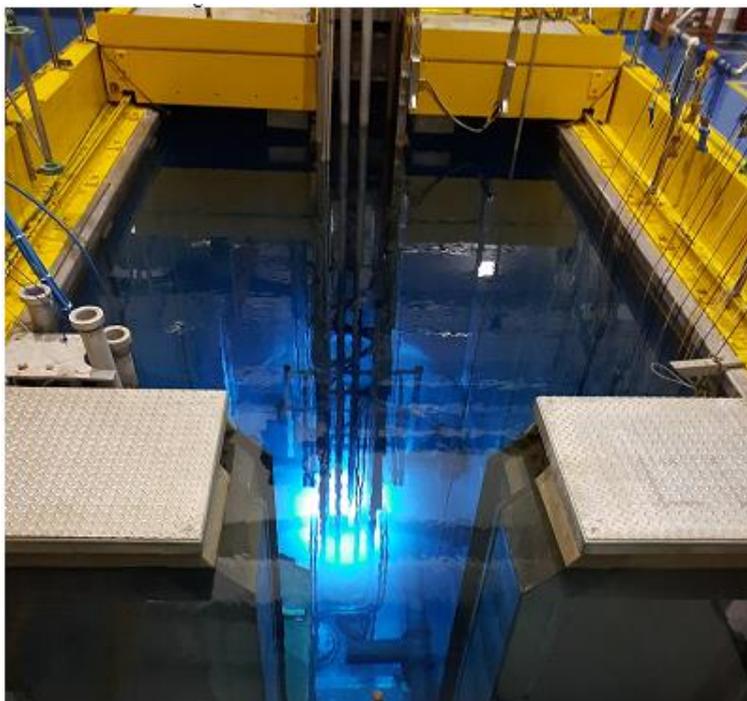
O reator de pesquisa IEA-R1 encontra-se localizado no IPEN em São Paulo, dentro do Campus da Universidade de São Paulo, foi doado pelos Estados Unidos sob o

programa Átomos para a Paz na década de 1950 com o objetivo de divulgar os usos civis e pacíficos da tecnologia nuclear e apagar a imagem negativa provocada pelas bombas nucleares lançadas em Hiroshima e Nagasaki. A construção do reator teve início em 1956, atingiu a sua primeira criticalidade em 16 setembro de 1957, e foi oficialmente inaugurado em 25 de janeiro de 1958 pelo Presidente Juscelino Kubitschek no recém-criado Instituto de Energia Atômica (IEA), alcançando o marco de ser o primeiro reator nuclear do hemisfério sul (MARCOLIN, 2006).

O reator foi construído com a finalidade de produção de radioisótopos para diversas aplicações (medicina, indústrias e pesquisas), prover uma fonte de nêutrons para experimentos de diversas áreas da física nuclear, química, biologia e engenharia, treinamento do corpo científico do IPEN nos campos relacionados a reatores, como segurança, instrumentação, física de reatores e projetos, treinamento de operadores de reator e, por fim, análise radioquímica de amostras (RAS, 1998a).

O reator é do tipo piscina, sendo que a água atua como fluido refrigerante, moderador e blindagem radiológica. O núcleo é sustentado por uma estrutura do tipo treliça de alumínio atrelada a uma ponte rolante na borda da piscina usada para movimentar o núcleo do reator, conforme apresentado na Figura 1.

Figura 1 – Piscina e núcleo do reator IEA-R1.

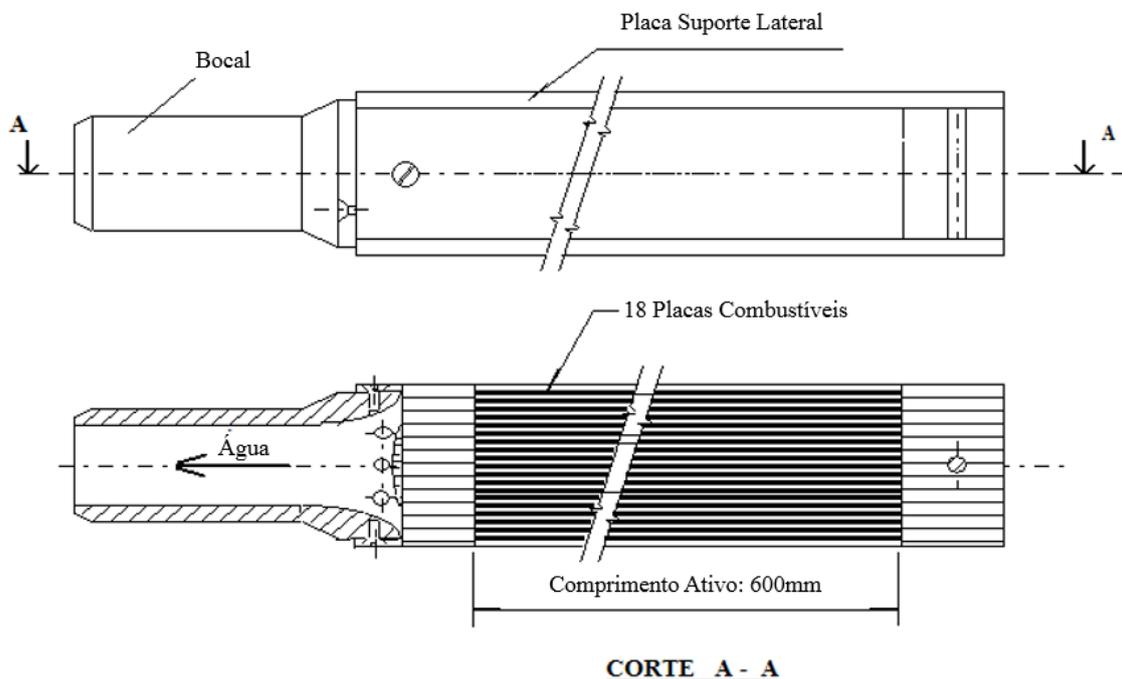


Fonte: Autor.

O núcleo atual do reator é composto por 20 elementos combustíveis padrão, 4 elementos combustíveis de controle, sendo um elemento para controle da reatividade e os outros três de segurança, e um elemento irradiador de berílio no centro do núcleo para irradiação de materiais.

Os elementos combustíveis padrão são constituídos por 18 placas planas paralelas cravadas mecanicamente em duas placas de suporte laterais (formando um tipo de estojo), que por sua vez são montadas em um bocal que será encaixado na placa matriz. As placas combustíveis são fabricadas com um composto intermetálico de U_3Si_2 disperso em alumínio com um revestimento laminado de alumínio, com comprimento ativo de 600mm (Figura 2). O elemento combustível de controle é bastante similar ao padrão, porém, contém 12 placas combustíveis iguais às do elemento padrão localizadas na região central do estojo, enquanto que nas duas extremidades existem placas guia para duas lâminas absorvedoras de nêutrons, formadas por uma liga de Prata-Índio-Cádmio (RAS, 1998b).

Figura 2 - Elemento combustível do reator IEA-R1



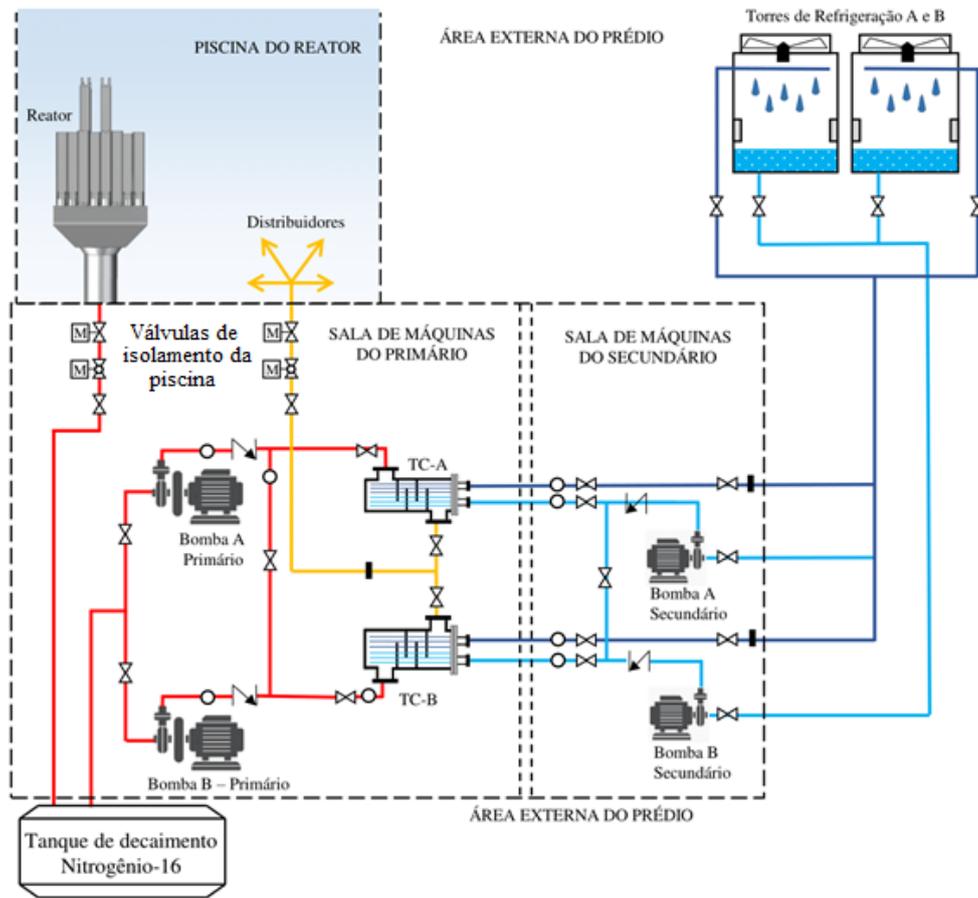
Fonte: Adaptado do RAS (1998b).

Abaixo da placa matriz que sustenta os diversos elementos do núcleo, está acoplada uma peça tronco piramidal de alumínio chamada cone de redução, cujo objetivo é promover o afinilamento do fluido refrigerante de uma geometria retangular para uma tubular. O cone fica acoplado na válvula de circulação natural durante a operação do

reator. A válvula permanece fechada devido à diferença de pressão, ou seja, a pressão é mais alta na parte inferior da piscina, nos arredores externos à válvula, do que no interior da mesma devido à queda de pressão que ocorre no núcleo com a passagem do fluido, fazendo com que essa diferença de pressão seja capaz de sustentar o peso aparente da válvula mantendo-a acoplada ao cone. Esse mecanismo permite que, em casos de perda de vazão por queda de energia elétrica, ruptura de tubulação, fechamento indevido de válvula ou outro tipo de evento impeditivo do recalque adequado da bomba, ocorra a abertura (queda) da válvula por gravidade, dado que a diferença de pressão não mais existirá para sustentá-la. Então, a abertura desta válvula permitirá a inversão no sentido de escoamento para que o resfriamento do núcleo do reator ocorra por circulação natural de água da piscina (RAS, 1998b).

Da válvula de circulação natural segue-se o início da tubulação do primário na parte inferior da piscina até o tanque de decaimento (^{16}N) e posteriormente à sala de máquinas que abriga os demais componentes do circuito primário: tubulações, válvulas, duas bombas principais de recalque (A e B) e dois trocadores de calor (A e B), e tubulação de retorno à piscina, conforme é apresentado na Figura 3.

Figura 3 - Circuito primário e secundário do IEA-R1.



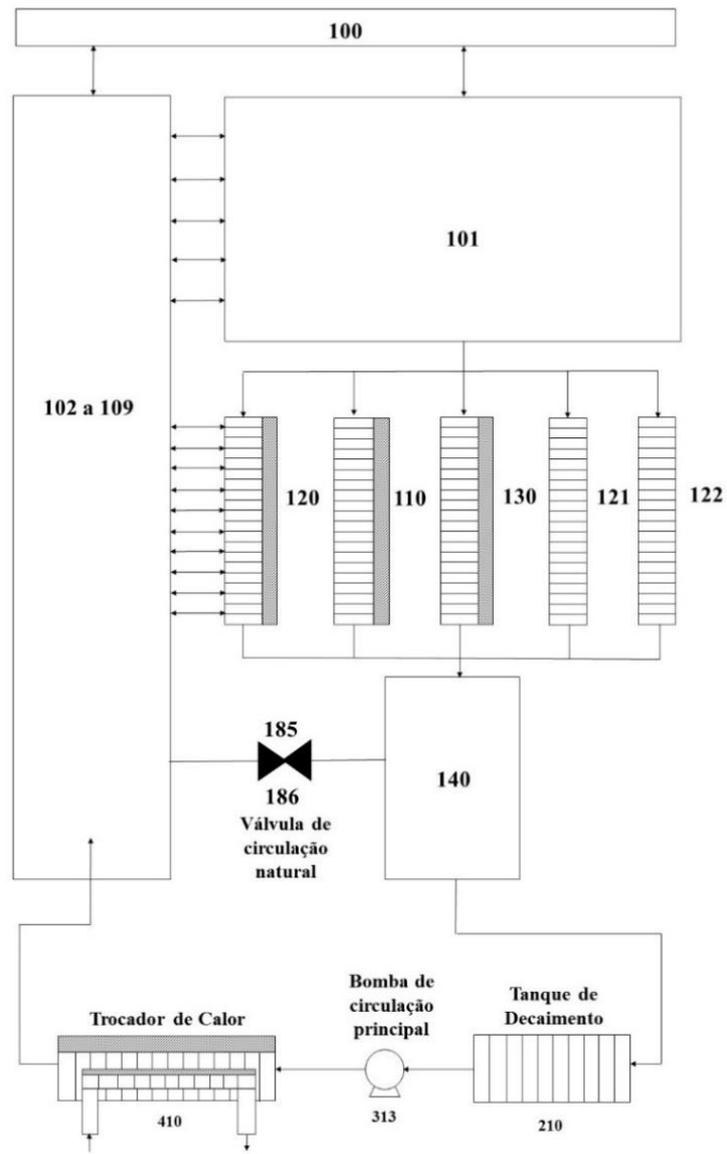
Fonte: Scuro (2019).

METODOLOGIA

O evento de perda lenta de vazão é um transiente de grande interesse para a análise de segurança porque, dentre os acidentes de maior gravidade do IEA-R1, este possui maior probabilidade de ocorrência, no qual ocorre a perda de vazão de circulação principal com a atuação do volante de inércia da bomba. Este evento pode ocorrer, por exemplo, em uma eventual perda de energia elétrica, sem o acionamento dos diversos dispositivos de segurança como *no-brake* e gerador de energia a diesel existentes para os sistemas do IEA-R1. Para simular o evento, foi desenvolvido um modelo cuja nodalização é apresentada na

Figura 4 e uma breve descrição dos componentes na *Tabela 1*.

Figura 4 – Nodalização do reator IEA-R1.



Fonte: Autor.

Tabela 1 - Principais componentes da nodalização.

Numeração dos Componentes	Principais tipos da estrutura RELAP5	Descrição
100	TMDPVOL e BRANCH	Ar acima da piscina e conexão com os volumes superiores da piscina.
101	PIPE	Coluna de água (7m) acima do reator.
De 102 a 109	PIPES, ANNULUS e BRANCH	Diversos volumes da piscina e suas conexões.
110	PIPE com HEAT STRUCTURE	383 canais entre placas combustíveis (canal médio).
120	PIPE com HEAT STRUCTURE	24 canais entre elementos combustíveis
121	PIPE	Dispositivos de Irradiação.
122	PIPE	Frestas entre elementos combustíveis
130	PIPE com HEAT STRUCTURE	Canal central do elemento combustível instrumentado (IFA)
140	PIPE	Cone de redução e tubulação para o circuito primário
185 e 186	VALVE	Válvula de circulação natural
210	PIPE	Tanque de decaimento
313	TMDPJUN	Bomba de circulação principal
410	PIPE com HEAT STRUCTURE	Trocador de calor em contracorrente.

Fonte: Autor.

O modelo foi elaborado com cinco componentes representativos do núcleo: 110, 120, 121, 122 e 130, todos com altura total de 600mm (20 volumes axiais de 30mm cada) que, por sua vez, se conectam ao componente 140 na parte inferior do reator, representativo do cone de redução e início da tubulação do primário. O componente 110 é representativo de 383 canais internos formados entre as placas combustíveis dos elementos, portanto, representa um canal médio referente a quase todo núcleo do reator. O componente 120 representa as diversos canais entre elementos combustíveis (ou canais

externos) e possui a peculiaridade de ser aberto, ou seja, há conexão entre ele e a piscina. O componente 130 é representativo de um único canal entre placas combustíveis com fatores de potência específicos apresentados por Umbehaun, P. E., et al. (2015).

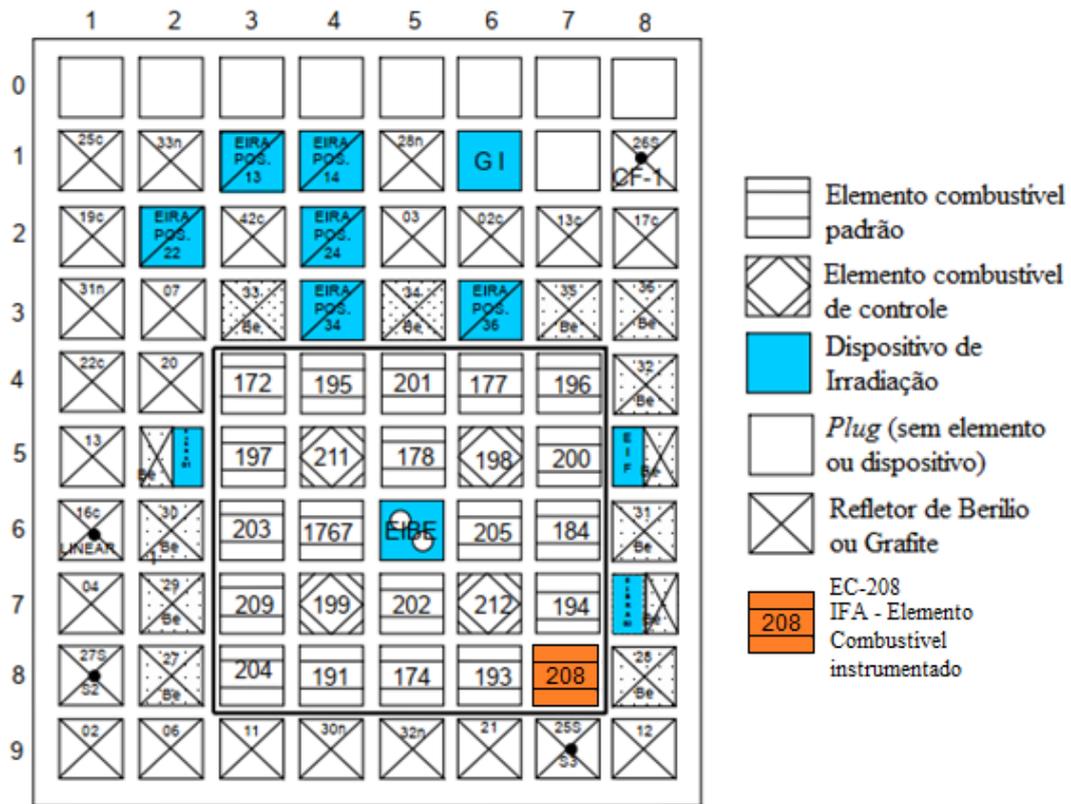
O componente 121 representa 6 Elementos de Irradiação Refrigerados a Água (EIRA) e dois Elementos de Irradiação de Berílio (EIBRA), enquanto que o componente 122 corresponde a um conjunto de frestas entre os elementos, entre as estruturas laterais de alojamento das placas combustíveis. A introdução de tais componentes no modelo é relevante porque os mesmos permitem a passagem de fluido refrigerante, reduzindo a quantidade de fluxo que atravessa os componentes do núcleo que dissipam calor (110, 120 e 130).

Os resultados da simulação foram comparados com resultados experimentais e com resultados de simulações obtidas de outros códigos. A

Figura 5 apresenta a configuração 243 do núcleo utilizada durante o experimento realizado em 2010 para um evento de perda lenta de vazão com a utilização do elemento combustível instrumentado (IFA – *Instrumented Fuel Assembly*) EC-208 desenvolvido por Umbehaun (2015). Os resultados experimentais estão disponíveis na referência IAEA Technical Reports Series N°. 480 (2015).

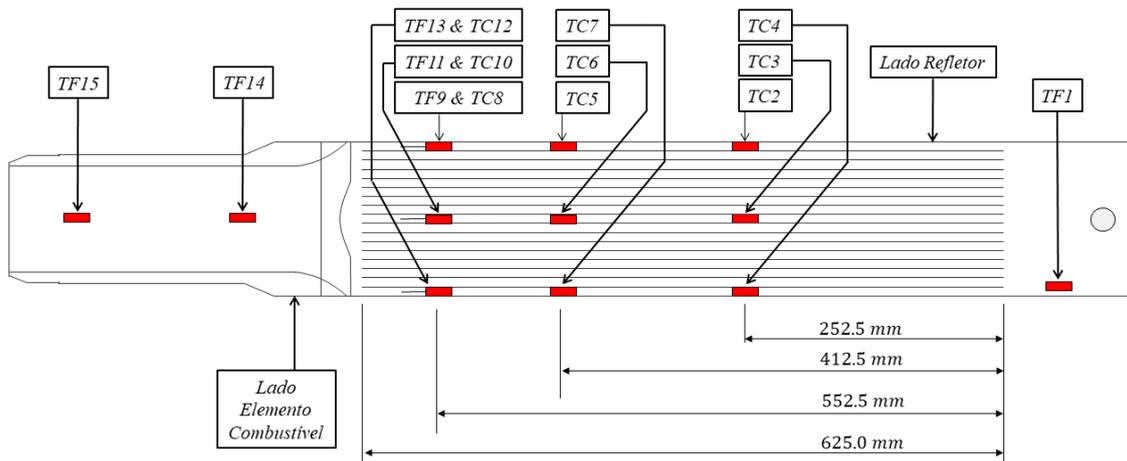
O IFA possui 15 termopares distribuídos em diferentes alturas, conforme apresentado na Figura 6, sendo dois no bocal de saída para obtenção da temperatura do fluido (TF), um na entrada também para obtenção da temperatura do fluido, três termopares para medição de temperatura no revestimento (TC) em três diferentes canais, um canal central, e nos dois canais laterais. Outros três termopares são usados para medir a temperatura do fluido na parte inferior do elemento (TF9, TF11 e TF13). Neste trabalho foi modelado apenas o componente representativo do canal central do IFA, ou seja, a simulação realizada apresenta resultados referentes apenas às temperaturas do revestimento TC10, TC6, TC3 e as temperaturas de entrada e saída do fluido do canal central.

Figura 5 - Configuração 243 do núcleo do reator IEA-R1 para o acidente de perda lenta de vazão do circuito primário.



Fonte: Umbehaun, P. E., et al., (2015).

Figura 6 - Elemento combustível instrumentado (IFA).

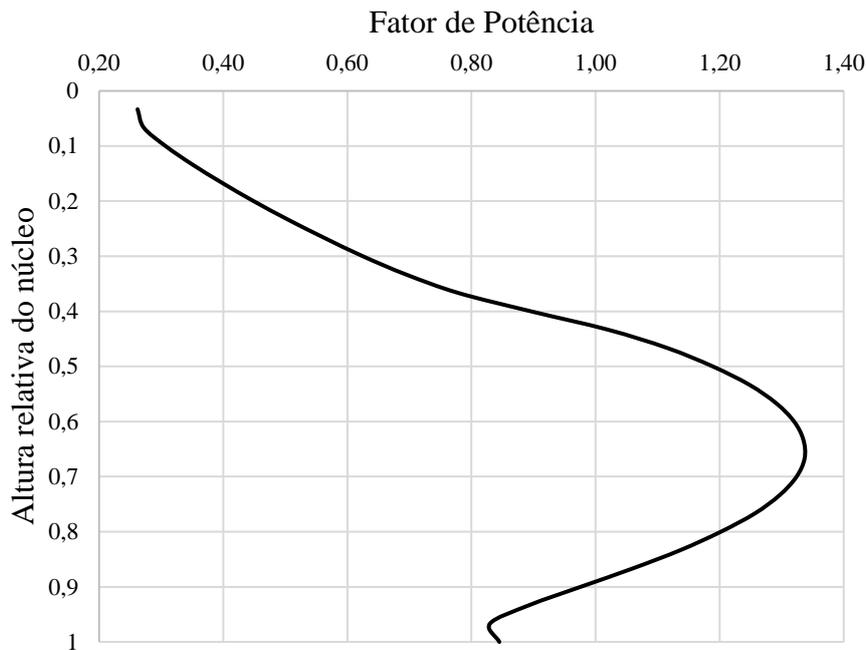


Fonte: Scuro, 2019.

A distribuição de potência no núcleo de um reator varia radial e axialmente a depender de vários fatores, tais como enriquecimento dos elementos combustíveis, queima, configuração do núcleo, quantidade e localização de elementos refletores ao redor do núcleo, posição das barras de controle, entre outros. O experimento foi realizado

com o IFA (EC-208) localizado na posição 87 (linha 8, coluna 7) da placa matriz, com distribuição de potência axial normalizada conforme Figura 7 e fator de potência radial de 0,89, que serão aplicados ao componente 130. As temperaturas dos componentes 110 e 120 terão fatores de potência axiais e radiais médios.

Figura 7 - Distribuição de potência axial normalizada ao longo do componente 130.



Fonte: Autor com dados adaptados da referência Umbehaun, P. E., et al., (2015).

A simulação teve como condições iniciais a temperatura na piscina em 32,7°C, potência do reator de 3,5MW, vazão total do primário em regime permanente de 214,5kg/s, secundário do trocador de calor A com vazão de 170kg/s e temperatura de entrada de 30°C. A curva de vazão experimental da bomba principal durante o evento foi obtida da referência IAEA Technical Reports Series N°. 480, (2015) adaptados para o modelo, apresentados na

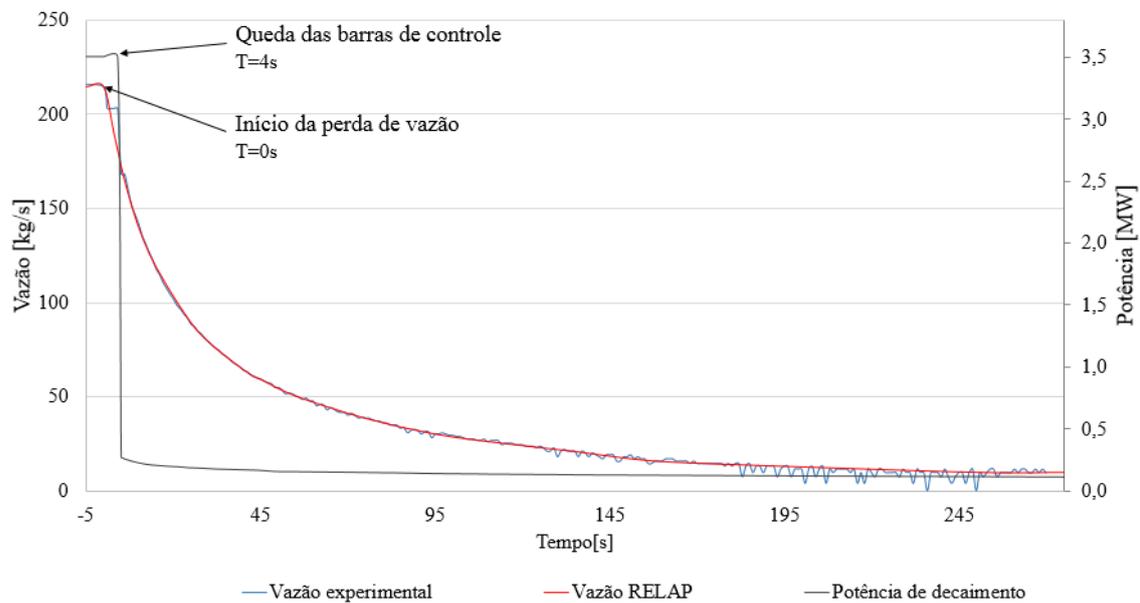
Figura 8.

A simulação tem como tempo de referência zero segundos que é o início da queda de vazão (desligamento da bomba). Ressalta-se que há 375 segundos de simulação anterior a $t=0s$ para estabilização do sistema em regime permanente. O reator desliga automaticamente quando a vazão atinge cerca de 90%, o que acontece 4 segundos após o desligamento da bomba. O tempo de queda das barras de controle foi considerado 1

segundo, de tal forma que a potência do reator vai de 100% a aproximadamente 7,7% neste breve intervalo, e segue decaindo ao longo do tempo conforme apresentado na

Figura 8. No modelo, o início da abertura da válvula de circulação natural (componentes 185 e 186) foi ajustado para ocorrer a vazão de 58kg/s conforme dados experimentais e com tempo para abertura total de 2 segundos.

Figura 8 – Curvas de vazão experimental, vazão utilizada na simulação com RELAP e potência total do reator durante o evento de perda lenta de vazão.



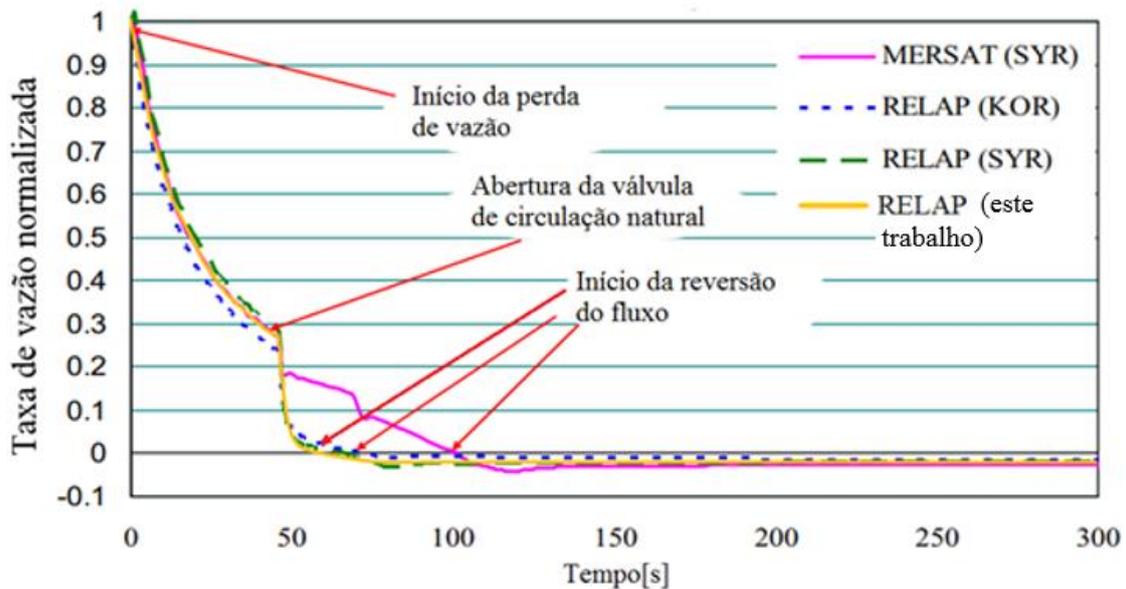
Fonte: Autor com dados adaptados das referências: Relatório de Análise de Segurança do IEA-R1 (1998c), Umbehaun, P. E., et al., (2015) e IAEA Technical Reports Series N°. 480, (2015).

RESULTADOS

Os resultados experimentais foram analisados por sete equipes de diferentes países, a saber: Argentina (ARG), Bangladesh, Brasil, Grécia (GRE), Romênia (ROM), Coreia do Sul (KOR) e Síria (SYR), para participação de análise comparativa utilizando-se os códigos CATHARE, MERSAT, PARET e RELAP. Os autores Hainoun, A., et al., (2014) apresentaram as análises de *benchmark* realizadas, com os objetivos de dar suporte ao desenvolvimento de ferramentas inovadoras para a análise de reatores, validação dos códigos utilizados, aplicação dos códigos validados em simulações de reatores de pesquisa e comparação entre os resultados dos diferentes códigos para avaliar a confiabilidade e identificar possíveis efeitos do usuário.

A Figura 9 apresenta as vazões normalizadas das simulações da Síria (com os códigos MERSAT e RELAP), Coréia do Sul (RELAP) e os resultados deste trabalho, sendo o tempo inicial o início da perda de vazão. A boa aderência entre todos os resultados é evidente até a abertura da válvula de circulação natural (aos 46 segundos), haja vista que os dados utilizados nos modelos são uma replicação aproximada dos dados experimentais.

Figura 9 – Comparação entre vazões resultantes no componente 130 e de diferentes modelos durante o SLOFA.



Fonte: Adaptado pelo autor a partir da referência Hainoun, A., et al., (2014).

A partir da abertura da válvula de circulação natural ocorrem pequenas variações decorrentes das condições iniciais e geométricas de cada modelo. Após os 46 segundos, uma vez desacoplada a válvula, ocorre uma redução acentuada da vazão no núcleo do reator porque uma parte significativa da mesma vai diretamente para a tubulação do circuito principal. A vazão no núcleo reduz drasticamente e chega a zero em 60 segundos aproximadamente, quando se inicia lentamente a reversão do fluxo pelo núcleo do reator decorrente do aquecimento do fluido no núcleo, dando origem a circulação natural. O início da reversão do escoamento obtida neste trabalho e em outros modelos de RELAP, com destaque para os modelos da Síria, Coréia do Sul e Grécia, ocorrem com antecipação em relação aos dados experimentais.

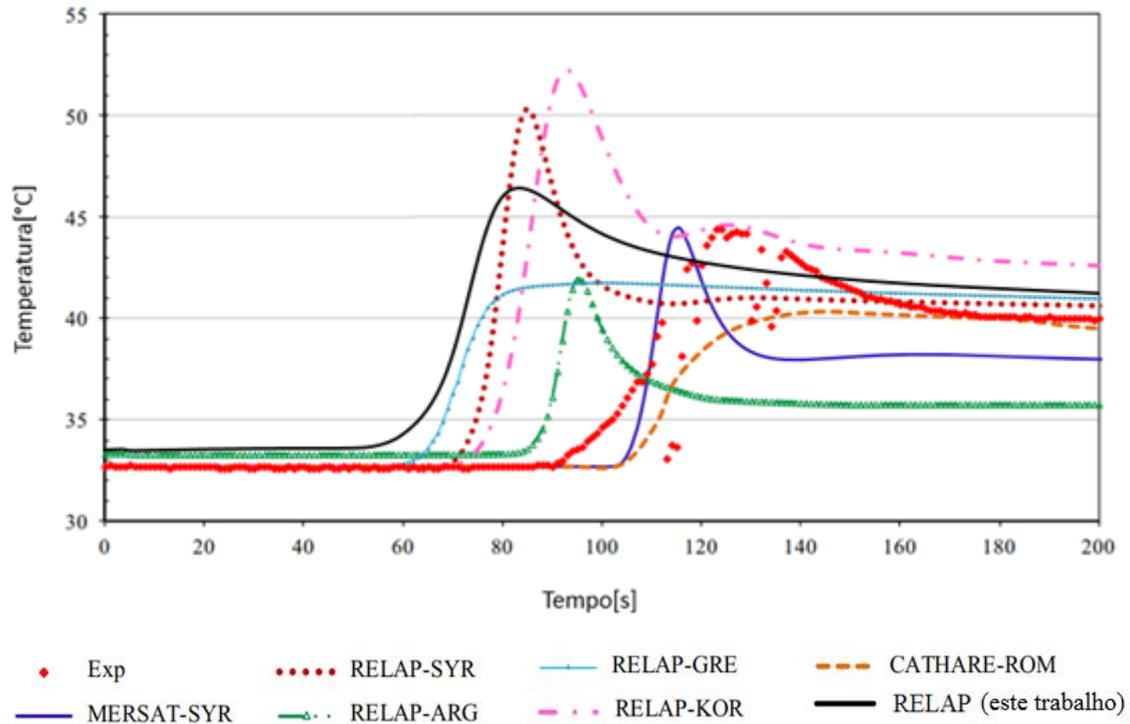
Dentre os motivos que podem ser causa desta antecipação, três fatores são destacados:

- 1) A menor inércia térmica do modelo, que, por não contemplar um conjunto de peças, materiais e estruturas tenderia a ser aquecido mais rapidamente durante o evento de perda de vazão, antecipando o aumento das temperaturas do fluido refrigerante que provocaria a reversão antecipada da vazão no núcleo do reator observada na comparação com os dados experimentais.
- 2) Os coeficientes de perda de carga considerados no modelo podem ser superiores aos reais, o que causaria uma redução mais acentuada da velocidade do fluido nos canais do núcleo após a atuação da válvula de circulação natural, favorecendo a antecipação da reversão da vazão.
- 3) Uma possível diferença na curva de abertura da válvula de circulação natural, que talvez não seja linear e ocorra em um tempo maior que os 2 segundos considerados no modelo. Desta forma, no experimento, a bomba manteria por mais tempo a vazão descendente no núcleo do reator, retardando a reversão da vazão.

A

Figura *10* apresenta a evolução da temperatura de entrada do elemento instrumentado, correspondente neste trabalho à entrada do componente 130, os resultados dos demais modelos e os dados experimentais.

Figura 10 - Comparação entre dados experimentais da temperatura de entrada do fluido e resultados de diferentes modelos.



Fonte: Adaptado pelo autor a partir da referência Hainoun, A., et al., (2014).

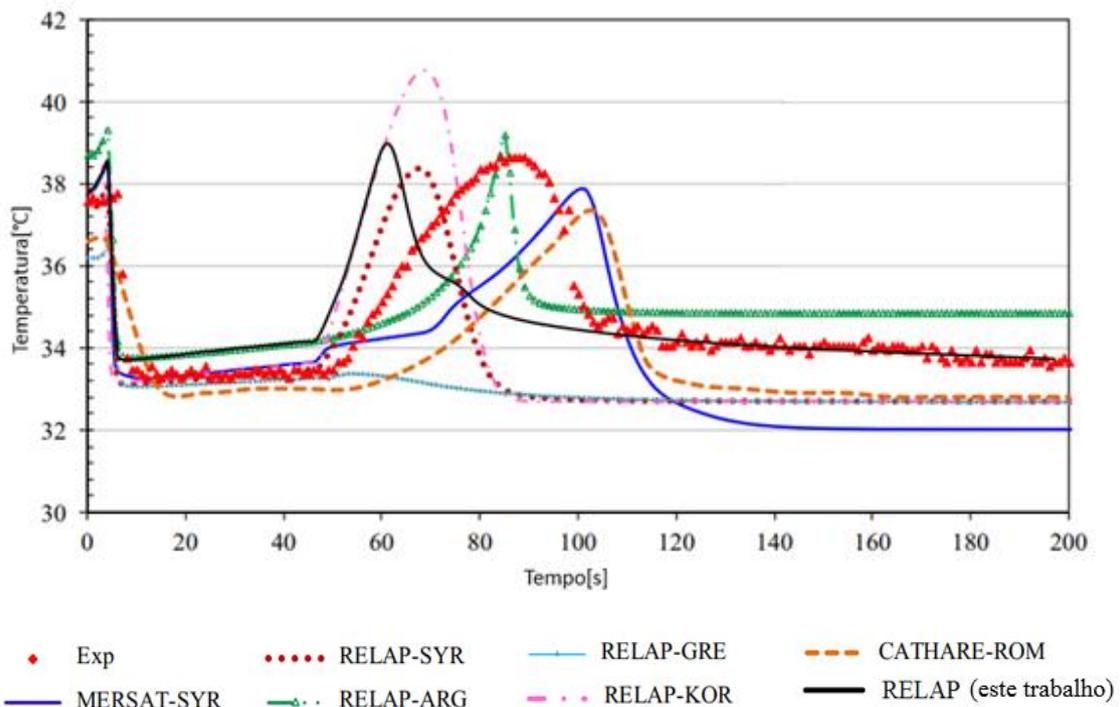
À exceção das simulações CATHARE da Romênia e RELAP da Grécia, todas as simulações foram satisfatórias na apresentação de um pico de temperatura antes da estabilização da circulação natural. A simulação MERSAT da Síria atingiu os resultados mais próximos dos dados experimentais, tanto com relação ao aumento de temperatura, quanto com relação ao tempo em que tal aumento ocorre, cerca de 125 segundos após o início da perda da vazão. O segundo melhor resultado foi da simulação RELAP da Argentina, com menores temperaturas que as experimentais e pico em cerca de 95 segundos. Apesar da antecipação de reversão de vazão já comentada anteriormente, a simulação deste trabalho apresentou uma boa aderência térmica, com temperatura de pico de 46,3°C em 84 segundos, em contraste com o valor experimental de 44°C aos 125 segundos aproximadamente.

A Figura 11 é muito representativa do fenômeno de reversão de vazão no núcleo, ela apresenta um breve pico de temperatura por 4 segundos devido à queda da vazão principal e a manutenção da potência plena do reator (3,5MW) antes da queda das barras de controle. A redução repentina da potência provoca redução brusca nas temperaturas do fluido no reator, em um patamar próximo à temperatura da água da piscina de cerca

de 33°C, haja vista que ainda há vazão significativa através do núcleo até 46 segundos, quando ocorre a abertura da válvula de circulação natural. A partir deste momento, há redução da vazão no núcleo do reator devido à sucção direta para o circuito primário e, conseqüentemente, há o aumento das temperaturas no mesmo devido às baixas vazões no núcleo e aquecimento do fluido, reduzindo sua densidade e iniciando a reversão de vazão por circulação natural.

A simulação RELAP da Grécia não apresentou o pico de temperatura, permanecendo com temperatura em torno de 33°C. A simulação RELAP da Argentina se mostrou a mais aderente aos dados experimentais, porém com um pico incomum, não observado em nenhuma outra simulação. As simulações deste trabalho e RELAP da Síria apresentaram bons resultados com diferença de temperatura da ordem de apenas 1°C e ambas com picos antecipados em relação aos dados experimentais em cerca de 20 segundos, ao passo que as simulações CATHARE da Romênia e MERSAT da Síria também apresentaram pequenas diferenças de temperatura, mas com o pico em atraso de cerca de 15 segundos em relação aos dados experimentais. Também é possível verificar a boa convergência final desta simulação com os resultados experimentais a partir de 110 segundos.

Figura 11 - Comparação entre dados experimentais da temperatura de saída do fluido e resultados de diversas simulações.



Fonte: Adaptado pelo autor a partir da referência Hainoun, A., et al., (2014).

A

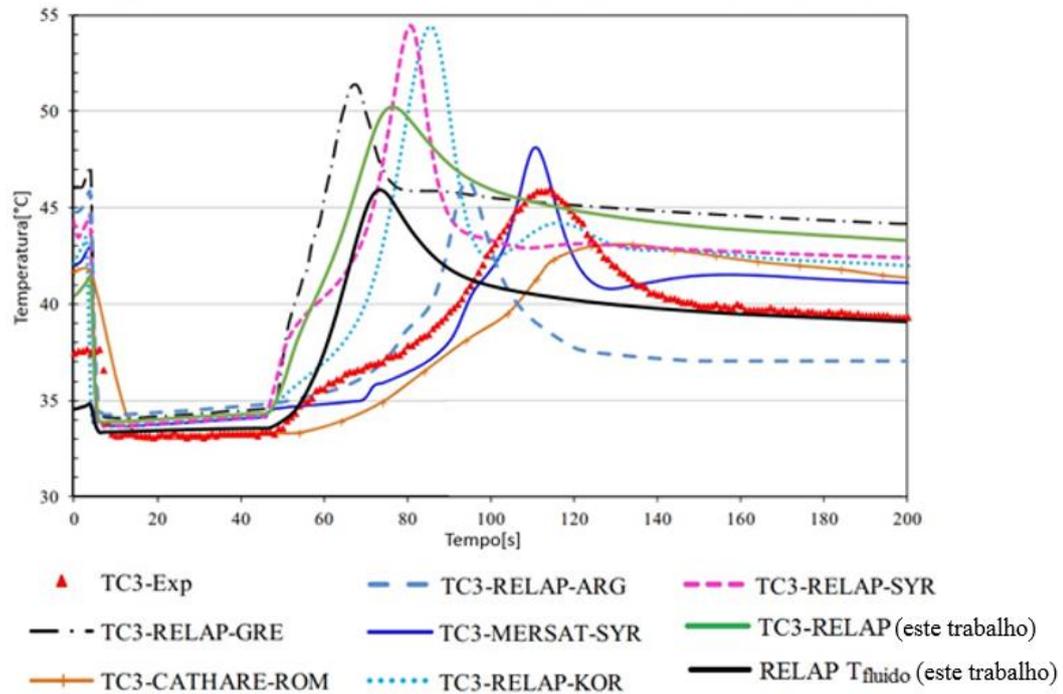
Figura 12 apresenta as temperaturas de revestimento na altura 252,5mm abaixo do topo do reator. Novamente, as simulações RELAP da Argentina e MERSAT da Síria mostraram os melhores resultados, apresentando inclusive uma oscilação de temperatura durante o aquecimento similar à do experimento. As demais simulações com uso do RELAP apresentaram valores mais altos (mais conservativos), cerca de 8°C para equipe da Síria e Coréia do Sul, 6°C para a equipe grega e 4°C para este trabalho.

Os termopares utilizados para medição do revestimento são montados em pastilhas cilíndricas de alumínio com 10mm de diâmetro e 3mm de altura, logo, há a premissa que, a despeito da boa interferência de montagem entre o termopar e as placas combustíveis com excelente condução térmica dos materiais (alumínio), as temperaturas medidas pelos termopares sofrem interferência da temperatura do fluido, resultando em uma medida composta entre a temperatura do fluido e do revestimento.

Por esse motivo, também foi adicionada à

Figura 12 a temperatura do fluido na altura 252,5mm do componente 130 com o objetivo de se avaliar se a temperatura do refrigerante se aproxima mais dos resultados experimentais, fato que se mostrou verdadeiro para esta simulação, atingindo praticamente a mesma temperatura de pico de 46°C, porém com a defasagem temporal de aproximadamente 40 segundos, seguido de boa convergência após 160 segundos.

Figura 12 - Comparação entre dados experimentais da temperatura do revestimento TC3 (252,5mm) e resultados de diversas simulações.

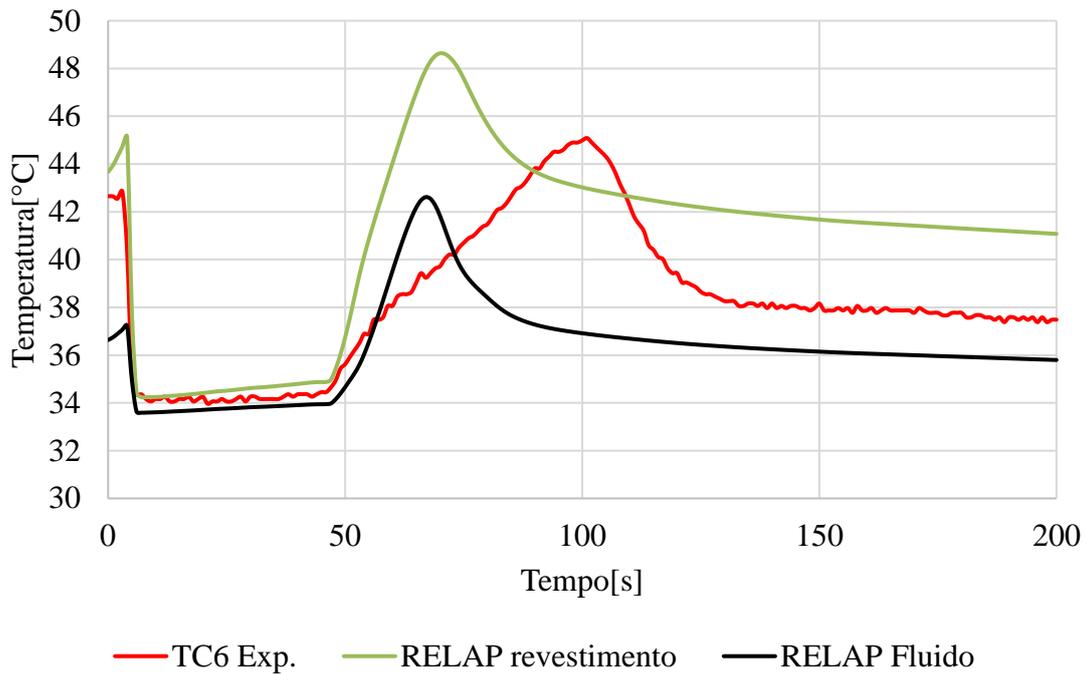


Fonte: Adaptado pelo autor a partir da referência Hainoun, et al., (2014).

As

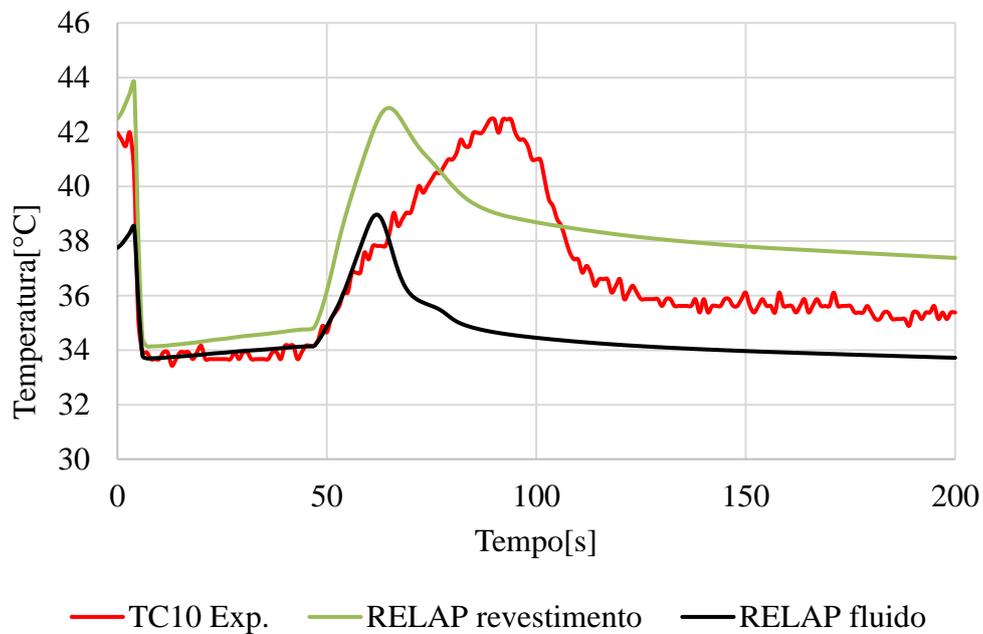
Figura 13 e Figura 14 apresentam a avaliação exclusivamente com os dados experimentais e os resultados da simulação deste trabalho para as temperaturas TC6 e TC10. De maneira análoga à avaliação do TC3, foram plotados os valores de temperatura do revestimento e do fluido para verificar qual se aproxima mais dos valores experimentais. Na altura do termopar TC6 há diferença de $3,6^{\circ}\text{C}$ entre a temperatura do revestimento e a experimental com defasagem de 31 segundos de pico a pico, enquanto a diferença do resultado do fluido é de $2,6^{\circ}\text{C}$, porém com uma defasagem um pouco maior, de 34 segundos de pico a pico. Na altura 552,5mm ocorre o inverso, há uma maior aproximação entre os valores de temperatura simulada do revestimento e a experimental, com diferença de apenas $0,2^{\circ}\text{C}$ com atraso de 26 segundos entre os picos, enquanto a diferença entre a temperatura simulada do fluido e a experimental chega a $3,7^{\circ}\text{C}$ com atraso de 30 segundos.

Figura 13 - Comparação entre dados experimentais TC6 (412,5mm) e os resultados da simulação.



Fonte: Autor e dados experimentais da referência IAEA Technical Reports Series N°. 480 (2015).

Figura 14 - Comparação entre dados experimentais TC10 (552,5mm) e os resultados da simulação.



Fonte: Autor e dados experimentais da referência IAEA Technical Reports Series N°. 480 (2015).

Esse efeito de aproximação entre a temperatura experimental e as temperaturas do fluido na parte superior do reator pode ser explicada por uma combinação de dois fatores, o primeiro é que as temperaturas do fluido na parte inferior são menores porque o fluido advindo da piscina ainda está em aquecimento, o segundo é que os fatores de potência axiais são maiores na parte inferior do reator.

CONCLUSÕES

Os resultados da simulação de perda de vazão lenta apresentaram de forma satisfatória e coerente a fenomenologia do evento de parada de bomba do IEA-R1. Contempla o breve pico de temperatura após a perda de circulação e antes da queda das barras de controle. É seguido de intensa queda de temperatura provocada pelo desligamento do núcleo do reator e queda da potência a ser removida até a abertura da válvula de circulação natural, quando ocorre o desacoplamento do núcleo com a tubulação de sucção.

As comparações de temperaturas realizadas em diversas alturas do componente 130 apresentaram boa aderência, com destaque para as temperaturas de entrada e saída do fluido cuja diferença máxima foi de apenas 2,3°C, enquanto que para as comparações do revestimento a maior diferença foi de 4°C na altura 252,5mm (TC3).

Os resultados deste trabalho mostraram uma antecipação da reversão de fluxo em comparação com os dados experimentais, cujas possíveis causas foram amplamente discutidas. Esta ocorrência, também é visível em todos os demais modelos RELAP, da Síria, Coréia do Sul e Grécia, e em menor grau no modelo da Argentina em dois de três casos.

REFERÊNCIAS

AKSAN, N.; D'AURIA, F.; GLAESER, H., Thermal-hydraulic phenomena for water cooled nuclear reactors. **Nuclear Engineering and Design**, v. 330, p. 166-186, January 2018.

ANDRADE, D. A., SABUNDJIAN, G., MADEIRA, A. A., PEREIRA, L. C. M., BORGES, R. C., AZEVEDO, C. V. G., PALMIERI, E. T. e LAPA, N. S., Simulação do Acidente Postulado de Parada das Bombas do Circuito Primário de Angra 2 com o Código Relap5/Mod3.2. **V Regional Congress on Radiation Protection and Safety – Regional IRPA Congress**, Recife, 04 Maio 2001.

BELCHIOR JR, A., BRUEL, R. N., ANDRADE, D.A., SABUNDJIAN, G., MACEDO, L. A., ANGELO, G., TORRES, W. M., UMBEHAUN, P. E., CONTI, T. N., Development of a VBA Macro-based Spreadsheet Application for RELAP5 Data Post-Processing. **International Nuclear Atlantic Conference – INAC**, Belo Horizonte - MG., v. 1. p. 1-9, 2011.

HAINOUN, A., DOVAL, A., UMBEHAUN, P., CHATZIDAKIS, S., GHAZI, N., PARK, S., MLADIN, M., SHOKR, A.. International benchmark study of advanced thermal hydraulic safety analysis codes against measurements on IEA-R1 research reactor. **Nuclear Engineering and Design**, v. 280, p. 233-250. June 2014.

HAMIDOUCHE, T., BOUSBIA-SALAH, A., RELAP5/3.2 Assessment Against Low Pressure Onset of Flow Instability in Parallel Heated Channels. **Annals of Nuclear Energy** v. 33, p. 510–520, April 2006.

HAMIDOUCHE, T., BOUSBIA-SALAH, AL KHIDER, S., D'AURIA, F., Overview of accident analysis in nuclear research reactors. **Progress of Nuclear Energy**. v. 50, p. 7-14, January 2008.

IAEA TECHNICAL REPORTS SERIES N° 480. **IAEA Research Reactor Benchmarking Database: Facility Specification and Experimental Data**. Vienna, Austria. 2015.

MARCOLIN, N. Atoms for Peace. **Revista Pesquisa FAPESP**, v. 129. Disponível em: <https://revistapesquisa.fapesp.br/en/atoms-for-peace/> acesso em 19/06/2023., novembro 2006.

RAS - RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 1 - Introdução e Descrição Geral da Instalação**. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN, São Paulo. 1998a.

RAS - RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 5 - Reator**. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN, São Paulo. 1998b.

RAS - RELATÓRIO DE ANÁLISE DE SEGURANÇA DO IEA-R1. **Capítulo 16 - Análise de Segurança**. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN, São Paulo. 1998c.

OMAR, H., GHAZI, N., ALHABIT, F., HAINOUN, A., Thermo-hydraulic analysis of Syrian MNSR research reactor using RELAP5/Mod3.2 code. **Annals of Nuclear Energy**, v. 37, p. 572-581, 2010.

ROCHA, M. S., SABUNDJIAN, G., BELCHIOR JR, A., ANDRADE, D. A., TORRES, W. M., CONTI, T. N., MACEDO, L. A., UMBEHAUN, P. E., MESQUITA, R. N., MASOTTI, P. H. F., ANGRA 2 Small Break LOCA Flow Regime Identification through RELAP5 Code. **14th Brazilian Congress of Thermal Sciences and Engineering**, Rio de Janeiro, v. 1. p. 1-8, 2012.

SABUNDJIAN, G.; ANDRADE, D. A. Simulação de um Acidente Postulado de Perda de Refrigerante Primário por Pequena Ruptura na Usina de Angra 2 com o Código RELAP5/MOD3.2.2G. **Revista Brasileira de Pesquisa e Desenvolvimento**, v. 4 n°2, p. 7, 2002.

SCURO, N. L. **Simulação Numérica de um Acidente tipo Perda Lenta de Vazão em um Reator Nuclear de Pesquisa**. Tese de Mestrado. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN. São Paulo, p. 123. 2019.

UMBEHAUN, P. E., ANDRADE, D. A., TORRES, W. M., RICCI FILHO, W. **IEA-R1 Nuclear Reactor: Facility Specification and Experimental Results**. International Atomic Energy Agency. Vienna, p. 30. 2015.