

PROJETO E VALIDAÇÃO EXPERIMENTAL DO SISTEMA DE RESFRIAMENTO DE EMERGÊNCIA DO REATOR IEA-R1

*Walmir M. Torres, Benedito D. B. Filho (in memoriam),
Daniel K. S. Ting*

Centro de Engenharia Nuclear – IPEN-CNEN/SP
Av. Professor Lineu Prestes, 2242
05508-000 São Paulo – SP
wmtorres@ipen.br

RESUMO

Este trabalho apresenta o projeto do Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE) do reator IEA-R1. Este sistema, com características passivas, utiliza bicos aspersores instalados em um distribuidor instalado acima do núcleo. Os bicos aspersores aspergem água sobre o núcleo em caso de ocorrência de um acidente de perda de refrigerante (LOCA) com esvaziamento da piscina. Também é apresentado o programa experimental executado para definir os parâmetros do sistema e demonstrar às autoridades de licenciamento (CNEN) que os limites de temperatura nos elementos combustíveis não são excedidos caso esse acidente ocorra. Experimentos de distribuição de vazão sobre os elementos combustíveis foram realizados usando um modelo de núcleo em escala 1x1, para definir as especificações da geometria do distribuidor e o posicionamento, quantidade e tipo de

bicos aspersores, bem como a vazão total necessária para o sistema. Experimentos, com placas aquecidas eletricamente simulando fluxos de calor correspondentes à curva de calor de decaimento do núcleo após operação com potência total de 5 MW, foram realizados para medir a distribuição de temperatura de um elemento combustível na posição mais crítica do núcleo. Em todas as condições testadas, as temperaturas medidas ficaram abaixo do valor limite.

1. INTRODUÇÃO

O reator de pesquisa do tipo piscina IEA-R1 de 5 MW usa elementos de combustíveis MTR (Materials Testing Reactor) e foi projetado pela Babcock & Wilcox. O IEA-R1 é usado para várias pesquisas básicas, treinamento, aplicações industriais e principalmente para produção de radioisótopos para uso na medicina. Durante muito tempo ele operou em 2 MW com um núcleo de trinta elementos combustíveis. Para aumentar sua capacidade de produção, um programa de adaptação e melhorias foi feito e implementado durante 1996/1997 para possibilitar a sua operação em 5 MW com um núcleo reduzido de 24 elementos combustíveis. Novas análises de segurança foram realizadas e exigências foram feitas para a nova condição.

De acordo com Williams [1] e Gehre [2], vários reatores de pesquisa em todo o mundo passaram por programas de adaptação e melhorias com aumento de potência e por isso, suas condições de segurança foram reavaliadas porque novos requisitos regulamentares foram introduzidos ou por novos desenvolvimentos tecnológicos. Particularmente, o acidente de perda de refrigerante (LOCA) com a necessidade de remover o calor de decaimento do núcleo mereceu atenção especial. Webster [3], com base em dados experimentais, concluiu que os reatores de pesquisa do tipo piscina que utilizam elementos combustíveis do tipo MTR operando com níveis de potência de até 3 MW não requerem sistemas de resfriamento de emergência, uma vez que o fluxo máximo de calor de decaimento radioativo pode ser dissipado pelo resfriamento pelo ar por convecção natural sem atingir temperaturas inseguras nos combustíveis. No entanto, para potências acima de 3 MW, são necessárias medidas de segurança adicionais para garantir a integridade do núcleo se ocorrer um acidente de perda de refrigerante (*LOCA – Loss of Coolant Accident*). Os sistemas de resfriamento por aspersão de água instalados acima do núcleo estão entre os mais usados para esses casos.

Para projetar esse sistema, são necessários os seguintes parâmetros básicos de projeto: a) a vazão total do sistema necessária para remover efetivamente o calor residual usando aspersores; b) distribuição da vazão de aspersão no núcleo,

a fim de garantir que todos os elementos combustíveis, incluindo os elementos combustíveis de controle, sejam adequadamente resfriados; c) o tempo de operação mínimo do sistema de aspersão necessário para remover o calor residual durante o período inicial do acidente até que o fluxo de calor seja suficientemente baixo para que o núcleo possa ser resfriado por ar em convecção de natural. Esses dados são usados para dimensionar a capacidade dos tanques de armazenamento de água de emergência. Os parâmetros acima foram determinados ou verificados experimentalmente.

2. EXPERIMENTOS

Para validar os parâmetros de projeto escolhidos e, também, demonstrar as características de segurança do sistema às autoridades de licenciamento para obter a licença de operação a potência de 5 MW, foram realizadas duas experiências, a saber: Experimento de Distribuição de Vazão de Aspersão e Experimento com Placas Aquecidas.

2.1. Experimento de distribuição de vazão de aspersão

Este experimento foi realizado para definir o tipo, a quantidade e a posição dos bicos aspersores de um distribuidor a ser posicionado acima do núcleo do reator IEA-R1. O objetivo deste experimento foi medir do volume de água recebido por cada um dos componentes do núcleo durante um intervalo de tempo. Com este experimento, foi possível verificar e reduzir o efeito de sombreamento causado pelos elementos combustíveis de controle, que são mais altos que os elementos combustíveis normais e que dificultam que a água atinja alguns elementos combustíveis.

O arranjo experimental é composto por uma seção de testes que representou a região central do reator. Além disso, um distribuidor em forma de U foi montado acima dessa seção de testes, o que permitiu testes com diferentes alturas, quantidade, tipos e posição dos bicos de aspersão. A quantidade de água recebida por cada um dos elementos combustíveis foi medida por um quadro de mangueiras transparentes. O arranjo experimental é ilustrado pela Figura 1.

A seção de testes é composta por 72 elementos fictícios dispostos em uma configuração de matriz 9x8, simulando em escala natural os elementos combustíveis, elementos de controle, elementos refletores e elementos de irradiação. Além dos componentes principais, também foram incluídas partes da estrutura de suporte do núcleo e os tubos de suporte dos detectores de nêutrons no núcleo. O núcleo ativo é representado na seção de teste por 25 elementos de combustível

em uma configuração de matriz 5x5, sendo 21 elementos combustíveis padrão e quatro elementos combustíveis de controle. Os elementos combustíveis simulados foram fabricados com estruturas de alumínio quadradas de 3x3 pol (76,2x76,2 mm), que são as dimensões externas aproximadas dos elementos combustíveis. As alturas relativas de cada componente simulado foram mantidas em seu valor original. A extremidade superior dos elementos combustíveis simulados é aberta e a extremidade inferior é fechada com um conector para uma tubulação de plástico transparente de 6 mm de diâmetro usada para monitorar o nível da água em cada elemento. Os elementos combustíveis de controle simulados têm a extremidade superior fechada. A água de resfriamento entra por duas janelas retangulares laterais existentes, localizadas 5 mm abaixo da extremidade superior. As Figuras 6 e 7 mostram esquematicamente a seção de teste, a identificação dos elementos combustíveis no núcleo e as posições dos bicos de pulverização.

Figura 1 – Desenho do circuito experimental e seção de testes.

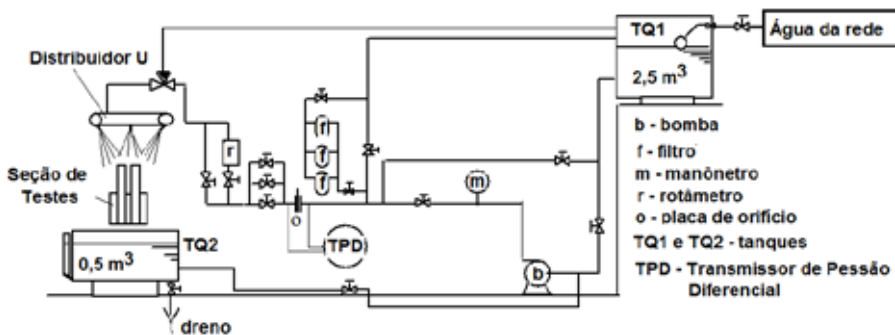


Figura 2 – Desenho esquemático da seção de testes do núcleo do IEA-R1.

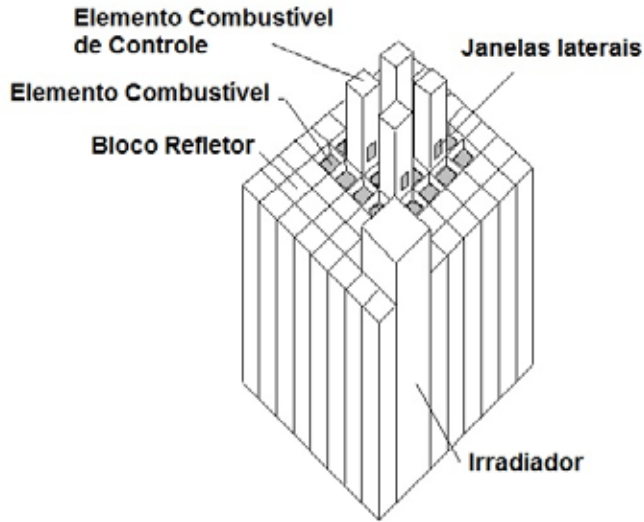
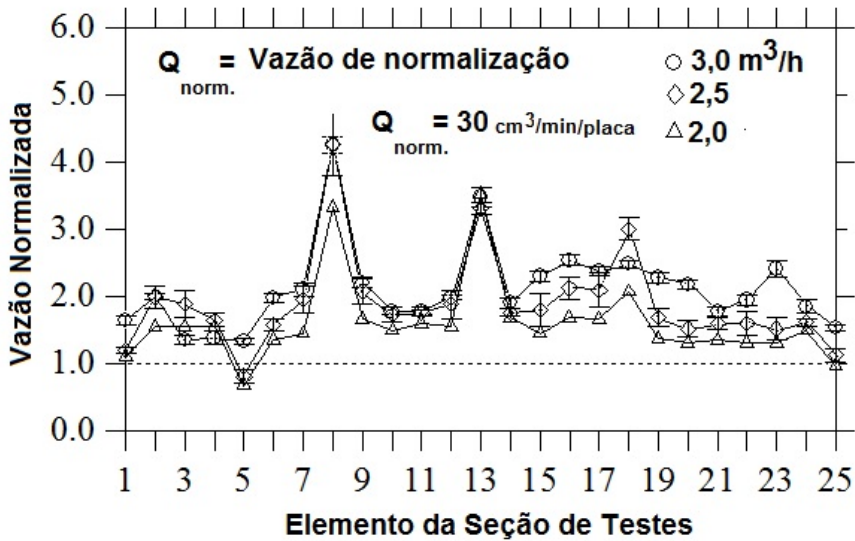


Figura 3 – Distribuição de vazão de aspersão entre os elementos da seção de testes.



2.2. Experimento com placas aquecidas

O objetivo deste experimento é demonstrar a eficácia do sistema de aspersão no resfriamento dos elementos combustíveis após a ocorrência de um acidente de perda total de água na piscina do reator. Para realizar o experimento de placas aquecidas sob a condição de núcleo descoberto, foi projetada uma seção de testes mostrada na Figura 4. A região aquecida é simulada por quatro placas conectadas em série e aquecidas eletricamente para simular as placas de combustível e os canais de resfriamento entre elas. As placas (625x59x1,4 mm) são feitas de uma liga de 80% Ni e 20% Cr com dez termopares não aterrados do tipo K e 0,5 mm de diâmetro revestidos em aço inoxidável. A posição e identificação dos termopares nas placas 2 e 3 podem ser vistas na Figura 4. As placas foram montadas no centro de uma estrutura de alumínio de 3x3 pol. com seção transversal quadrada e isoladas eletricamente com Celeron. Para simular completamente uma geometria de combustível do tipo MTR, também foram montadas doze placas de alumínio com 1,58 mm de espessura sem aquecimento nos dois lados das placas aquecidas. A alimentação elétrica é realizada por um retificador de corrente contínua com capacidade de 24 kW (12 V_{CC}; 2000 A), que permite ajustes de energia em degraus. Um computador equipado com uma placa da National Instruments e o software LabView foram utilizados para aquisição de dados. Essa seção de testes aquecida foi colocada no circuito experimental mostrado na Figura 1.

Dois experimentos foram conduzidos, ambos durante um período de uma hora, denominados TESTE53 e TESTE55. O fluxo de calor imposto às placas aquecidas correspondeu ao fluxo de calor médio no canal no núcleo com a máxima energia integrada e não no fluxo de calor local máximo. Devido à geometria das placas e ao aquecimento elétrico direto, nenhum perfil axial do fluxo de calor pode ser simulado. Então, foi utilizado um fluxo de calor uniforme equivalente. O TESTE55 é considerado mais conservador, pois representa um canal de combustível com 40% mais energia do que a condição média do núcleo. A área em destaque na Figura 5a representa esse adicional de energia.

As Figuras 6a a 6d mostram o comportamento da temperatura das placas aquecidas durante os testes. Observa-se que o limite de temperatura de 450°C para as placas não foi atingido. O TESTE55, o mais crítico, considera uma condição muito extrema, com uma geração de calor 40% maior que o pior caso (canal quente) do reator. Os testes com as placas aquecidas foram acompanhados por técnicos da CNEN responsáveis pelo licenciamento para operação do IEA-R1 a 5MW.

3. SISTEMA DE RESFRIAMENTO DE EMERGÊNCIA DO IEA-R1

Com base nos resultados experimentais de distribuição de vazão de aspersão e nas temperaturas das placas aquecidas quando sujeitas a uma vazão de aspersão de 3,5 m³/h, o Sistema de Resfriamento de Emergência do reator IEA-R1 foi projetado. A Figura 7 mostra um desenho esquemático deste sistema, que consiste de dois reservatórios elevados com 75 m³ cada, capazes de fornecer a vazão de aspersão de 3,5 m³/h durante um período aproximado de 42 horas (sem que haja reposição), um distribuidor com sete bicos aspersores, tubulações e válvulas. Válvulas solenoides se abrem quando o nível da piscina diminuir abaixo de um certo valor. Existe também um conjunto de válvulas manuais do tipo esfera que podem ser acionadas da Sala de Emergência, caso as válvulas solenoides falhem por algum motivo. Um distribuidor adicional existe para a realização de testes periódicos e verificação da vazão de aspersão do sistema.

Figura 4 – Seção de Testes Aquecida.

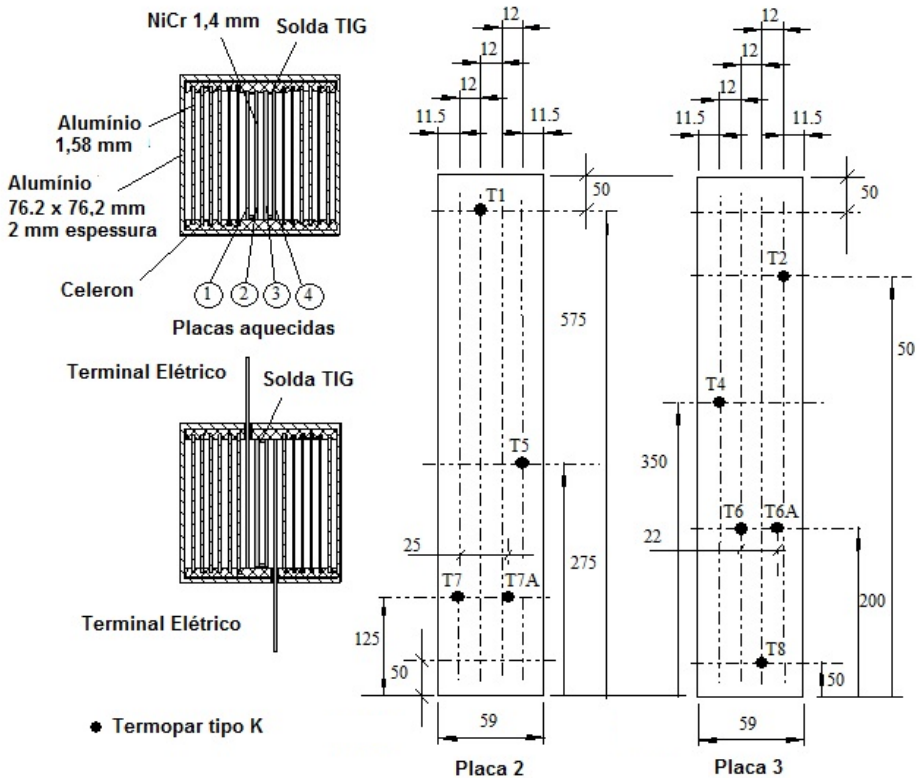


Figura 5 – Condições de fluxo de calor nos experimentos TESTE53 e TESTE55.

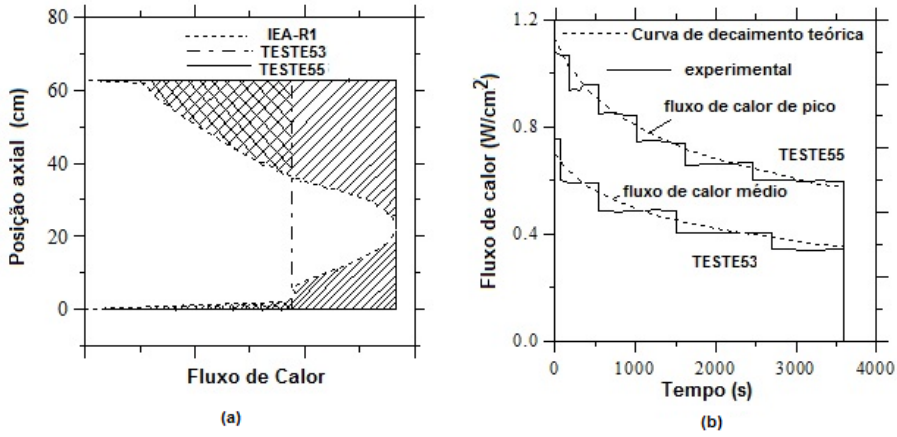


Figura 6 – Temperaturas nas placas aquecidas – TESTE53 e TESTE55.

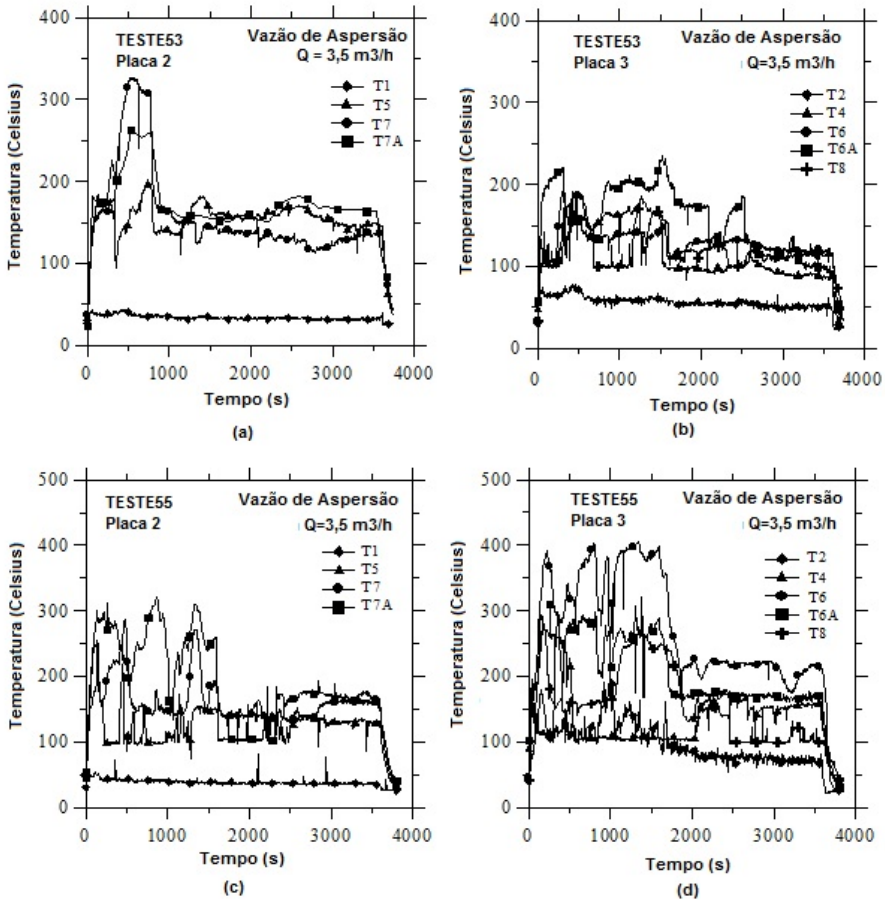
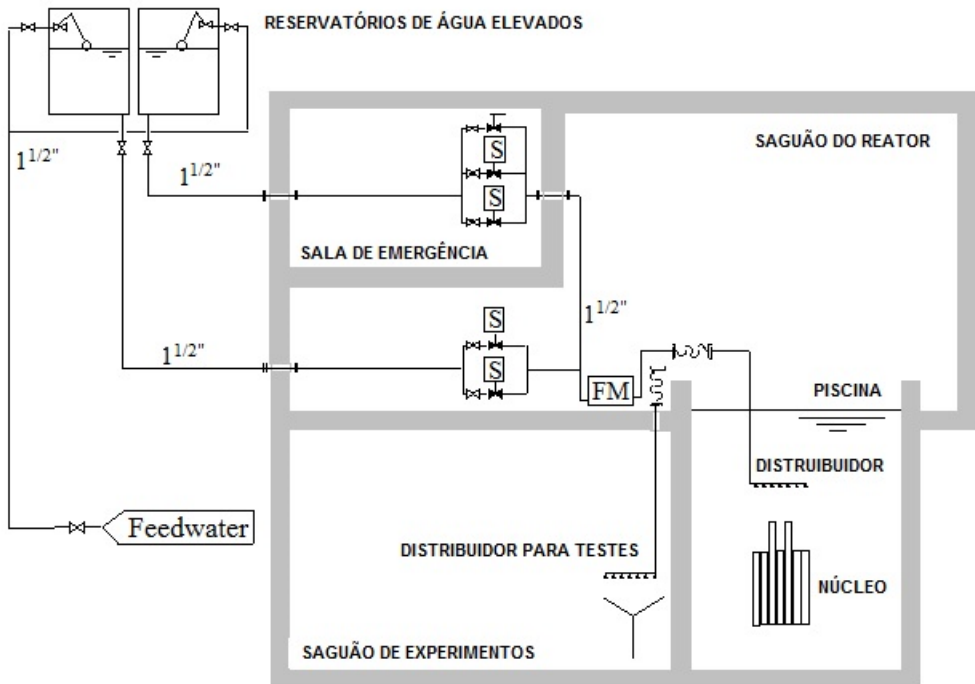


Figura 7 – Desenho esquemático do Sistema de Resfriamento de Emergência do IEA-R1.



4. CONCLUSÕES

Um programa experimental foi realizado para dar suporte ao projeto de um Sistema de Resfriamento de Emergência para o reator IEA-R1. Testes de distribuição de vazão de aspersão sobre uma seção de testes que simulou o núcleo do reator foram realizados. Destes testes foram definidos: o tipo, a quantidade e a disposição geométrica, além da vazão de aspersão. Testes com placas aquecidas também foram realizados para verificar o comportamento da temperatura das placas com a vazão de aspersão, e o limite de 450°C não foi atingido mesmo em condições muito desfavoráveis testadas. Com base nos resultados experimentais, foi projetado e construído um Sistema de Resfriamento de Emergência para o reator IEA-R.

AGRADECIMENTOS

Os autores agradecem ao Centro de Engenharia Nuclear (CEENG) e ao Centro do Reator de Pesquisas (CRPq).

REFERÊNCIAS

1. WILLIAMS, H. T.; STOPINSKI, O. W.; YARNELL, J.L.; LYLE, A. R.; WARNER, C. L.; MAINE, H. L. *Status report on omega west reactor, with revised safety analysis*. LA-4192.30, 1969.
2. GEHRE, G.; HIERONYMUS, W.; KAMPF, T.; RINGEL, V.; ROßBANDER, W. *The modification of Rossendorf research reactor: technical performance and responsibility of control and licence authorities*. In: INTERNATIONAL SYMPOSIUM ON RESEARCH REACTOR SAFETY OPERATIONS AND MODIFICATIONS, 1989, Ontario/Canada. *Proceedings* [...]. 1989. v. 3, p. 849.
3. WEBSTER, C. C. Water-loss tests in water-cooled and -moderated research reactors. *Nuclear Safety*, v. 8, n. 6, p. 590, 1967.